



OSPEDALE POLICLINICO SAN MARTINO
Sistema Sanitario Regione Liguria
Istituto di Ricovero e Cura a Carattere Scientifico

DIREZIONE GENERALE
U.O. Fisica Sanitaria
Direttore U.O.: Dott. Fabrizio Levrero
Resp Procedimento: Dr.ssa M.Claudia Bagnara
Tel. 010-5558064/8060
Ufficio.Radioprotezione@hsanmartino.it

AL MINISTERO DELLA TRANSIZIONE ECOLOGICA
DIPARTIMENTO ENERGIA
Direzione Generale Competitività ed Efficienza Energetica -
Divisione V
Via Molise, 2
00187 - Roma
PEC: dgaece.div05@pec.mise.gov.it

AL MINISTERO DELLA TRANSIZIONE ECOLOGICA
DIPARTIMENTO SVILUPPO SOSTENIBILE
Direzione Generale Valutazioni Ambientali - Divisione IV
Via C. Colombo, 44
00147 - Roma
PEC: cress@pec.minambiente.it

AL MINISTERO DELL'INTERNO
Dipartimento VV.F., Soccorso Pubblico e Difesa Civile -
Direzione Centrale Emergenza e Soccorso Tecnico
Area VI
Piazza del Viminale, 1
00184 - Roma
PEC: dc.emergenza@cert.vigilfuoco.it

AL MINISTERO DEL LAVORO E DELLE POLITICHE SOCIALI
Direzione Generale dei Rapporti di lavoro e delle relazioni
industriali - Divisione III
Via Fornovo, 8
00192 - Roma
PEC: dgrapportilavoro.div3@pec.lavoro.gov.it

AL MINISTERO DELLA SALUTE
Direzione Generale della Prevenzione Sanitaria - Uff. IV
Via Giorgio Ribotta, 5
00144 - Roma
PEC: dgprev@postacert.sanita.it

ALL'ISIN
ISPETTORATO NAZIONALE PER LA SICUREZZA NUCLEARE E LA
RADIOPROTEZIONE
Via Capitan Bavastro, 116
00154 - Roma
PEC: isin-udg@legalmail.it

ALLA REGIONE LIGURIA
DIPARTIMENTO SALUTE E SERVIZI SOCIALI
TUTELA DELLA SALUTE NEGLI AMBIENTI DI VITA E
DI LAVORO
Via Fieschi, 17 - 16121 GENOVA
PEC: sanita@cert.regione.liguria.it

Largo Rosanna Benzi, 10 16132 GENOVA

protocollo@pec.hsanmartino.it - tel. 010 555 1

IRCCS Certificato secondo la norma UNI EN ISO 9001:2015 Certificato n. 41781/21/S - RINA

Certificato secondo la norma UNI EN ISO 45001:2018 Certificato n. OHS-4459 - RINA

Certificate of Accreditation and Designation as Comprehensive Cancer Centre OECD Registered Number RPM N. 0473647634

Oggetto: Istanza di aggiornamento e contestuale modifica di provvedimento autorizzativo per pratiche con sorgenti di radiazioni ionizzanti e richiesta di autorizzazione allo smaltimento (Nulla Osta di Categoria A Pad. Sommariva)

Rif: D.I. del 14.05.2007 (rif. IMP/79), modificato con D.I. del 30/09/2015 (rif IMP/79/1) e con D.I. del 21/07/2020 (rif IMP/2)

L'Ospedale Policlinico San Martino, con sede in Largo Rosanna Benzi 10, 16132 Genova, in persona del Direttore Generale, Dott. Salvatore Giuffrida, in qualità di Legale Rappresentante, domiciliato per la carica presso la sede legale dell'Ospedale Policlinico San Martino (di seguito semplicemente "Ospedale" o "Policlinico"), già titolare del seguente provvedimento autorizzativo per le pratiche svolte presso il Padiglione Sommariva con sorgenti di radiazioni ionizzanti, rilasciato secondo le norme del D.Lgs 230/95 e s.m.i.: Nulla Osta di Categoria A emesso ai sensi dell'art. 28 del D.Lgs 230/95 e s.m.i., con D.I. del 14.05.2007 (rif. IMP/79), modificato con D.I. del 30.09.2015 (rif IMP/79/1) e con D.I. del 21.07.2020 (rif IMP/2), intendendo modificare alcune delle suddette pratiche e rilevando di conseguenza la necessità di procedere contestualmente all'adeguamento del nulla osta alla nuova normativa

CHIEDE

l'aggiornamento del nulla osta secondo le norme del D.Lgs 101/2020 (art. 235).

la modifica del Nulla Osta di Categoria A per il Padiglione Sommariva, ai sensi del paragrafo 4.4 lettera a) dell'Allegato XIV del D.Lgs 101/20,

l'autorizzazione allo smaltimento in ambiente di materiali solidi, liquidi e aeriformi contenenti sostanze radioattive prodotti a seguito dello svolgimento della pratica, ivi compresa l'immissione nella rete fognaria ospedaliera di escreti dei pazienti sottoposti a trattamenti diagnostici o terapeutici, ai sensi dell'art. 54,

a tal fine dichiara quanto segue:

A) GENERALITÀ E DATI DEL RICHIEDENTE

IRCCS Ospedale Policlinico San Martino, C.F. e P.IVA n. 02060250996

Sede legale e ubicazione: L.go Rosanna Benzi, 10 – 16132 Genova

Contatti:

IRCCS Tel.: 010-5551 protocollo@pec.hsanmartino.it

U.O. Fisica Sanitaria: Tel.: 010-555 8060 ufficio.radioprotezione@hsanmartino.it

L'Esperto di Radioprotezione (ERP) di competenza per l'ambito di riferimento (Medicina Nucleare) è la Dott.ssa M.Claudia Bagnara (III grado n.465), dirigente fisico afferente la U.O. Fisica Sanitaria:

Tel.: 010-555 8064 mariaclaudia.bagnara@hsanmartino.it

Il Responsabile dell'impianto radiologico è il Prof. Gianmario SAMBUCETI, Direttore della U.O. Medicina Nucleare: Tel.: 010- 555 4811 sambuceti@unige.it

B) TIPO DI PRATICHE

Le pratiche oggetto del presente nulla osta di fatto riguardano esclusivamente attività connesse con la medicina nucleare: attività di radiofarmacia, compresa la produzione di radiofarmaci, per medicina nucleare; attività diagnostica e di terapia (in regime ambulatoriale oppure di ricovero in reparto protetto dedicato all'interno del Padiglione Sommariva stesso), compresa l'attività di ricerca clinica in vivo; attività di laboratorio di medicina nucleare per scopi clinici o di ricerca preclinica; attività di fisica medica e di fisica sanitaria connesse con le pratiche suddette; attività di gestione dei rifiuti radioattivi prodotti dalle pratiche suddette.

Il dettaglio delle modifiche che si intende introdurre e ulteriori informazioni sono indicati nella relazione tecnica allegata.

C) UBICAZIONE DEI LOCALI E DELLE AREE

Gli ambienti destinati alle pratiche oggetto del nulla osta sono ubicati presso il Padiglione Sommariva, uno dei padiglioni presenti all'interno del perimetro dell'IRCCS Ospedale Policlinico San Martino, la cui descrizione nel dettaglio è contenuta nella relazione tecnica allegata.

Si tenga presente che ovviamente una parte delle attività di medicina nucleare viene effettuata anche su pazienti ricoverati in degenza ordinaria presso gli altri reparti della struttura ospedaliera, che al termine rientrano presso il reparto di provenienza; di norma si tratta solamente di pazienti soggetti a attività di diagnostica medico nucleare.

SORGENTI DI RADIAZIONI

Di seguito vengono riassunte TUTTE le sorgenti di radiazioni (generatori e materie radioattive) oggetto della presente istanza di conversione e modifica del nulla osta, sia quelle soggette a modifica, sia quelle che non sono variate rispetto al nulla osta in essere, rilasciato ai sensi del D.Lgs 230/95 e smi: tali elenchi sono da intendersi sostitutivi di quelli dei precedenti provvedimenti autorizzativi e comprendono quindi TUTTE E SOLE le attività che si intende svolgere.

Nell'elenco di seguito viene data evidenza delle variazioni richieste, mentre nel documento *Appendice_SORGENTI*, viene riportato per comodità lo stesso elenco, ma senza tali indicazioni.

Per le materie radioattive viene indicata la detenzione contemporanea, compresi i rifiuti, e l'impiego in ragione d'anno (sia in termini di produzione con ciclotrone o generatori, sia tramite l'acquisto da fornitori autorizzati).

Nella relazione tecnica allegata vengono meglio dettagliate le modifiche rispetto al nulla osta attuale (nuove introduzioni, variazioni, cessazioni).

D) GENERATORI DI RADIAZIONI

Considerata la complessità dell'impianto, per consentire una migliore valutazione d'insieme, vengono indicati tutti i generatori di radiazioni, sia quelli soggetti a modifica, sia quelli che non sono variati, evidenziando le variazioni rispetto al nulla osta in essere. Gli elenchi sono da intendersi sostitutivi di quelli dei precedenti provvedimenti autorizzativi.

n.1 ciclotrone Siemens Eclipse HP

(nessuna variazione rispetto al nulla osta in essere)

Ubicazione: Settore Radiofarmacia - Padiglione Sommariva Piano Fondi Ponente.

Ciclotrone autoschermato, accelerazione di ioni H- da 11 MeV, possibilità di produzione in modalità single o dual beam, target per la produzione di F-18 (dual beam), C-11 e N-13 (single beam); massima corrente al fascio 60 μ A per single beam e 60+60 μ A per dual beam. Si conferma la possibilità di un carico di lavoro fino a 60.000 μ A ore/anno.

TABELLA A DATI TECNICI CICLOTRONE BIOMEDICALE	
SETTORE RADIOFARMACIA	
Ubicazione	Pad. Sommariva, P1 Fondi Ponente
Tipo di impiego	produzione radionuclidi PET
Marca e modello	SIEMENS ECLIPSE HP
Numero di serie	DV124
Tipo di particelle cariche accelerate	Ioni H ⁺
Energia massima delle particelle cariche accelerate	11 MeV
Corrente massima	Single port: 60 μ A
	Dual port: 60 + 60 μ A
Schermatura	Intrinseca
Produzione di neutroni	SI

n.2 tomografi ibridi PET/TC per diagnostica a emissione di positroni

(nessuna variazione rispetto al nulla osta in essere)

Ubicazione: Settore Diagnostica PET - Padiglione Sommariva Piano Terra Ponente.

Caratteristiche di massima previste per l'apparecchiatura TC integrata in ogni tomografo PET:

TABELLA B	
DATI TECNICI TOMOGRAFO TC INTEGRATO IN SISTEMA PET/TC	
SETTORE DIAGNOSTICA PET	
Ubicazione	Pad. Sommariva, P Terra Ponente
Tipo di particelle cariche accelerate	elettroni
Tipo di particelle cariche accelerate	elettroni
Tipo di generatore	ad alta frequenza
Energia massima delle particelle cariche accelerate	140 keV
Corrente massima	≤ 800 mA
Potenza generatore RX	≤ 100 kW

n.1 tomografo ibrido SPECT/TC per diagnostica convenzionale (scintigrafie)

(di nuova introduzione rispetto al nulla osta in essere: upgrade da sistema SPECT a SPECT/TC)

Ubicazione: Settore Diagnostica Convenzionale- Padiglione Sommariva Piano Terra Levante.

Caratteristiche di massima previste per l'apparecchiatura TC integrata nel tomografo SPECT:

TABELLA C	
DATI TECNICI TOMOGRAFO TC INTEGRATO IN SISTEMA SPECT/TC	
SETTORE DIAGNOSTICA CONVENZIONALE	
Ubicazione	Pad. Sommariva, P Terra Levante
Tipo di particelle cariche accelerate	elettroni
Tipo di generatore	ad alta frequenza
Energia massima delle particelle cariche accelerate	140 keV
Corrente massima	≤ 800 mA
Potenza generatore RX	≤ 100 kW

n.1 tomografo semplice SPECT per diagnostica convenzionale (scintigrafie)

(già presente nel nulla osta precedente)

Per maggiore comprensione, si precisa che nello stesso settore è presente anche una seconda gamma camera SPECT per diagnostica convenzionale (scintigrafie) PRIVA DI GENERATORE DI RADIAZIONI.

E) MATERIE RADIOATTIVE

Considerata la complessità dell'impianto, per consentire una migliore valutazione d'insieme, vengono indicate tutte le materie radioattive, sia quelle soggette a modifica, sia quelle che non sono variate, evidenziando le variazioni rispetto al nulla osta in essere.

Sorgenti non sigillate

(alcune variazioni rispetto al nulla osta in essere, specificate nelle tabelle)

TABELLA D – SORGENTI NON SIGILLATE

SETTORE: RADIOFARMACIA		
Pad. Sommariva, Piano Fondi Ponente		
Radionuclide	Attività totale presente (GBq)	Attività totale prodotta o pervenuta in ragione di anno solare (GBq)
C-11	100	2.000
N-13	11	2.000
F-18	350	50.000
Ga-68	2,22	600
Ge-68/Ga-68 #	2,22	6,7

#: generatore di radionuclidi (sorgente sigillata padre/figlio)

Variazioni: invariato

SETTORE: DIAGNOSTICA PET/TC		
Pad. Sommariva, Piano Terra Ponente		
Radionuclide	Attività totale presente (MBq)	Attività totale prodotta o pervenuta in ragione di anno solare (MBq)
C-11 *	600	15.000
N-13 *	800	160.000
F-18 *	450	4.300.000
Ga-68 *	350	123.000

*: sotto forma di radiofarmaco

Variazioni: invariato

SETTORE: DIAGNOSTICA CONVENZIONALE GAMMACAMERE		
Pad. Sommariva, Piano Terra Levante		
Radionuclide	Attività totale presente (MBq)	Attività totale prodotta o pervenuta in ragione di anno solare (MBq)
Tc-99m	100.000	18.000.000
Mo-99/Tc-99m #	100.000	5.000.000
I-123	2.000	66.000
I-131	800	⁽⁻⁾ 6.000

#: generatore di radionuclidi (sorgente sigillata padre/figlio)

Variazioni: (-) **diminuito**, invariato il resto

Cessati: Ga-67, In-111, Tl-201

SETTORE: TERAPIA RADIOMETABOLICA		
Pad. Sommariva, Primo Piano Levante		
Radionuclide	Attività totale presente (GBq)	Attività totale prodotta o pervenuta in ragione di anno solare (GBq)
Y-90	6	⁽⁺⁾ 130
I-131	⁽⁻⁾ 25	⁽⁻⁾ 350
Sm-153	3	⁽⁻⁾ 6
Lu-177	⁽⁺⁾ 40	⁽⁺⁾ 2.200
Ra-223	0,03	0,8

Variazioni: **Cessati: Sr-89**

(-) diminuito, (+) aumentato, invariato il resto

SETTORE: LABORATORIO MEDICINA NUCLEARE		
Pad. Sommariva, Piano Fondi Ponente		
Radionuclide	Attività totale presente (MBq)	Attività totale prodotta o pervenuta in ragione di anno solare (MBq)
I-125	40	150
Tc-99m *	^(N) 370	^(N) 62.000

Già denominato Laboratorio RIA

Variazioni: **(N) introduzione Tc-99m**; invariato il resto

(*) sostanza radioattiva proveniente dal settore diagnostica convenzionale (quantitativi già ricompresi anche in quel settore, qui dettagliati per chiarezza)

SETTORE: LABORATORIO RICERCA PRECLINICA		
Pad. Sommariva, Piano Fondi Levante		
Radionuclide	Attività totale presente (MBq)	Attività totale prodotta o pervenuta in ragione di anno solare (MBq)
F-18 §	(*) 240	(*) 6.000

Già denominato Laboratorio microPET

Variazioni: (*) **già previsto ma in precedenza non quantificato**

sostanza radioattiva proveniente dal settore radiofarmacia (già ricompresa anche in quel settore, qui dettagliata per chiarezza)

(§) o sporadicamente altro radionuclide per diagnostica PET, tra quelli autorizzati in radiofarmacia

Nota: presso i diversi settori, nonché nei depositi dei materiali radioattivi, è da considerare la presenza di eventuali contaminanti la cui produzione non rientra tra gli scopi dell'attività e dovuti a inevitabili fenomeni di attivazione nei processi produttivi dei radiofarmaci, sia per quelli di provenienza interna che in quelli approvvigionati da fornitori esterni (All XIV2.4.b).

Sorgenti sigillate

(alcune variazioni rispetto al nulla osta in essere, specificate in calce alle tabelle)

Si tratta di sorgenti di taratura di apparecchiature e strumenti di misura per la U.O. Medicina Nucleare e la U.O. Fisica Sanitaria.

TABELLA E – SORGENTI SIGILLATE DI TARATURA

Radionuclide	Attività totale presente (MBq)	Attività totale prodotta o pervenuta in ragione di anno solare (MBq)
C-14	^(N) 0,004	^(N) 0,004
Na-22	^(N) 10	^(N) 10
Co-57	⁽⁺⁾ 1.000	⁽⁺⁾ 1.000
Co-60	6	6
Ge/Ga-68	500	500
I-129	^(N) 0,015	^(N) 0,015
Ba-133	15	15
Cs-137	25	25
Eu-152	^(N) 0,10	^(N) 0,10
Am-241	0,07	0,07
Multipicco [^]	0,20	0,20

Variazioni: **nuova introduzione C-14, Na-22, I-129 e Eu-152**; (+) aumentato; invariato il resto
([^]) miscela per spettrometria gamma contenente tutti o in parte:
Am-241, Cd-109, Co-57, Ce-139, Cr-51, Hg-203, Sn-113, Ba-133, Sr-85, Cs-137, Y-88, Co-60

F) PRODUZIONE DI NEUTRONI

(nessuna variazione rispetto al nulla osta in essere)

L'unica attività che prevede produzione di neutroni è l'esercizio del ciclotrone per la produzione di radiofarmaci PET.

Si trasmette in allegato la documentazione contenente i dati e le informazioni richieste all'All. XIV del D.Lgs 101/2020, costituita da una relazione tecnica, controfirmata anche - per le parti di propria competenza – dall'esperto di radioprotezione di riferimento per l'ambito della Medicina Nucleare e dal Responsabile dell'impianto radiologico (2021_Modifica_noA_HSM_IMP79-3_RELAZIONE) che comprende una serie di allegati (planimetrie e appendici costituite da sezioni specifiche).

In particolare, ai fini della conversione con modifica del nulla osta di cat. A nonché ai fini dell'autorizzazione allo smaltimento in ambiente di rifiuti radioattivi vengono riportati nella relazione:

- Il progetto prototipico relativo alle modifiche del Settore Diagnostica Convenzionale per l'installazione del nuovo tomografo SPECT/TC
- La verifica dell'adeguatezza degli allestimenti del Settore Terapia a seguito delle modifiche

previste per le attività detenute e impiegate nel Settore di Terapia MN

- L'aggiornamento della valutazione del rischio radiologico per i lavoratori a seguito delle modifiche previste relativamente alle attività detenute e manipolate (Allegato XIV, paragrafo 3.7, lettera h)
- La descrizione delle modalità di produzione, gestione e smaltimento di rifiuti radioattivi solidi, liquidi e aeriformi a seguito delle attività svolte presso il Padiglione Sommariva e la relativa valutazione dell'impegno di dose efficace annua all'individuo rappresentativo della popolazione (Allegato XIV, paragrafo 3.4, lettera e), paragrafo 3.5, 3.6, 3.7 e 3.8, lettera a), b) e c), D.Lgs. 101/20)
- L'aggiornamento delle valutazioni preventive della distribuzione delle materie radioattive disperse o rilasciate in ambiente nonché delle esposizioni potenziali per i lavoratori e per l'individuo rappresentativo della popolazione nei possibili casi di emergenza radiologica (Allegato XIV, paragrafo 3.4, lettera d) e art. 174 D.Lgs. 101/2020)
- I vincoli di dose proposti per i lavoratori e la popolazione ai fini dell'applicazione del principio di ottimizzazione (Allegato XIV, paragrafo 3.4, lettera f) D.Lgs. 101/20)
- I criteri per la gestione dei pazienti sottoposti a trattamenti con radiofarmaci ai fini del rispetto dei vincoli di dose (Allegato XIV, paragrafo 3.8, lettera d) e Allegato XXV D.Lgs. 101/20)

Si coglie l'occasione per porgere distinti saluti.

IL DIRETTORE GENERALE
(Dott. Salvatore Giuffrida)





OSPEDALE POLICLINICO SAN MARTINO
Sistema Sanitario Regione Liguria
Istituto di Ricovero e Cura a Carattere Scientifico

U.O. DIREZIONE GENERALE

NULLA OSTA PER LE PRATICHE CON SORGENTI DI RADIAZIONI IONIZZANTI SVOLTE PRESSO IL PADIGLIONE SOMMARIVA

Rilasciato ai sensi dell'art. 28 D.Lgs 230/95 con D.I. del 14.05.2007 (rif. IMP/79)
modificato con D.I. del 30/09/2015 (rif IMP/79/1) e con D.I. del 21/07/2020 (rif IMP/2)

Richiesta di modifica con aggiornamento secondo le norme del D.Lgs
101/2020 e contestuale autorizzazione allo smaltimento in ambiente di
rifiuti radioattivi

RELAZIONE TECNICA

Genova, 30 NOV. 2021

IL DIRETTORE GENERALE
Dott. Salvatore GIUFFRIDA

Per quanto di competenza:

Dott.ssa M.Claudia BAGNARA
Esperto di Radioprotezione di III grado n.465
Specialista in Fisica Medica

Prof. Gianmario SAMBUCETI
Direttore U.O. Medicina Nucleare
Responsabile dell'Impianto Radiologico

SOMMARIO

1. PREMESSA	4
2. SIGLE.....	4
3. PRATICHE OGGETTO DI MODIFICA.....	5
3.1 SETTORE DIAGNOSTICA CONVENZIONALE (GAMMA-CAMERE)	5
3.2 SETTORE TERAPIA MEDICO NUCLEARE	5
3.3 SORGENTI SIGILLATE	5
3.4 LABORATORIO DI MEDICINA NUCLEARE (GIÀ LABORATORIO RIA)	6
3.5 LABORATORIO RICERCA PRECLINICA (GIÀ LABORATORIO MICROPET)	6
3.6 ALTRI SETTORI	6
4. LOCALI E AREE DESTINATI ALLE PRATICHE (ALL.XIV 3.4.A DEL D.LGS 101/20)	6
5. CRITERI CLASSIFICAZIONE ZONE E PERSONALE ADDETTO (ALL.XIV 3.4.B DEL D.LGS 101/20).....	8
5.1 CLASSIFICAZIONE DEI LAVORATORI	9
5.2 CLASSIFICAZIONE DELLE ZONE	9
6. OPERAZIONI, SORGENTI E ATTREZZATURE (ALL.XIV 3.4.C DEL D.LGS 101/20).....	10
6.1 DESCRIZIONE DELLE OPERAZIONI	10
6.1.1 <i>Laboratorio di Medicina Nucleare</i>	11
6.1.2 <i>Laboratorio Ricerca Preclinica</i>	12
6.1.3 <i>Movimentazione delle Sorgenti</i>	12
6.2 DESCRIZIONE SORGENTI DI RADIAZIONI IONIZZANTI	12
6.2.1 <i>Ciclotrone</i>	13
6.2.2 <i>Generatori di radiazioni medico-radiologici (apparecchiature radiologiche)</i>	13
6.2.3 <i>Produzione di neutroni</i>	13
6.2.4 <i>Materie radioattive (attività pervenuta e in detenzione)</i>	13
6.2.5 <i>Materie radioattive somministrate ai pazienti</i>	17
6.3 ATTIVITÀ ATTREZZATURE, ALLESTIMENTI	18
6.3.1 <i>Caratteristiche generali e comuni</i>	18
6.3.2 <i>Settore Diagnostica Convenzionale (Gamma-Camere)</i>	18
6.3.3 <i>Settore Terapia Medico Nucleare</i>	18
6.3.4 <i>Laboratorio di Medicina Nucleare (ex Laboratorio RIA)</i>	19
6.3.5 <i>Sorgenti Sigillate di Calibrazione</i>	19
7. ESPOSIZIONI POTENZIALI (ALL.XIV 3.4.D DEL D.LGS 101/20).....	21
8. PRODUZIONE E MODALITÀ DI GESTIONE DEI RIFIUTI RADIOATTIVI (ALL.XIV 3.4.E DEL D.LGS 101/20).....	22
8.1 RIFIUTI SOLIDI (ALL.XIV 3.5 DEL D.LGS 101/20)	24
8.1.1 <i>Modalità di raccolta, confezionamento, tracciabilità e contabilizzazione</i>	25
8.1.2 <i>Depositi di stoccaggio temporanei</i>	31
8.1.3 <i>Livelli di allontanamento proposti</i>	33
8.1.4 <i>Condizioni e indicazioni tecniche per l'allontanamento e registrazione informazioni</i>	33
8.2 RIFIUTI LIQUIDI (ALL.XIV 3.6)	35
8.2.1 <i>Modalità di raccolta, confezionamento, tracciabilità e contabilizzazione</i>	36
8.2.2 <i>Impianti di raccolta e smaltimento rifiuti liquidi radioattivi</i>	37
8.2.3 <i>Formula di scarico proposta</i>	38
8.2.4 <i>Condizioni e indicazioni tecniche per l'allontanamento e registrazione informazioni</i>	38

8.3	RIFIUTI AERIFORMI (ALL.XIV 3.6)	40
8.3.1	<i>Effluenti da attività di diagnostica, terapia e di laboratorio</i>	40
8.3.2	<i>Effluenti da attività di produzione con ciclotrone e sintesi di radiofarmaci</i>	41
8.3.3	<i>Formula di scarico proposta</i>	42
8.3.4	<i>Condizioni e indicazioni tecniche per l'allontanamento e registrazione informazioni</i>	42
8.4	MATERIALI DESTINATI AL RICICLO O ALLA RIUTILIZZAZIONE (ALL.XIV 3.7)	43
9.	VINCOLI DI DOSE PROPOSTI (ALL.XIV 3.4.F DEL D.LGS 101/20)	43
9.1	LAVORATORI – PER IMPIEGO PIANIFICATO	44
9.2	INDIVIDUI DELLA POPOLAZIONE – PER IMPIEGO PIANIFICATO	45
9.3	INDIVIDUI DELLA POPOLAZIONE – PER ESPOSIZIONE MEDICA	45
9.3.1	<i>Vincoli di dose per assistenti e accompagnatori</i>	45
9.3.2	<i>Vincoli di dose per volontari ricerca medica e preclinica</i>	46
9.3.3	<i>Ottimizzazione</i>	47
10.	PROGRAMMI DI COSTRUZIONE O DI ADATTAMENTO DEI LOCALI E DELLE AREE DESTINATI ALLO SVOLGIMENTO DELLE ATTIVITÀ, NONCHÉ DELLE PROVE PREVISTE (ALL.XIV 3.7.F DEL D.LGS 101/20).....	48
11.	MODALITÀ PREVISTE PER LA DISATTIVAZIONE DELLE INSTALLAZIONI (ALL.XIV 3.7.G DEL D.LGS 101/20).....	48
12.	VALUTAZIONE DELLE DOSI PER I LAVORATORI E PER L'INDIVIDUO RAPPRESENTATIVO DELLA POPOLAZIONE IN CONDIZIONI DI NORMALE ATTIVITÀ (ALL.XIV 3.7.H DEL D.LGS 101/20).....	48
13.	RISULTATI DELLE VALUTAZIONI DI CUI ALL'ARTICOLO 174 (ALL.XIV 3.7.I DEL D.LGS 101/20).....	48
14.	CRITERI E MODALITÀ DI ATTUAZIONE DEGLI ADEMPIMENTI DI CUI ALL'ARTICOLO 130 ED ALL'ARTICOLO 132 (ALL.XIV 3.7.J DEL D.LGS 101/20)	49
15.	NORME INTERNE DI PROTEZIONE E SICUREZZA E FORMAZIONE (ALL.XIV 3.7).....	51
16.	SOMMINISTRAZIONE DI SOSTANZE RADIOATTIVE (ALL.XIV 3.8 DEL D.LGS 101/20)	51
16.1	DESCRIZIONE DISPOSITIVI DI CONTENIMENTO DEGLI ECRETI DEI PAZIENTI	51
16.2	STIME RELATIVE AGLI ECRETI DEI PAZIENTI	51
16.3	DIMISSIONI DEI PAZIENTI	51
17.	CONCLUSIONI E BENESTARE	53
18.	ELENCO ALLEGATI.....	54
18.1	PLANIMETRIE	54
18.2	RELAZIONI AGGIUNTIVE	54
19.	BIBLIOGRAFIA	55

1. PREMESSA

L'IRCCS Ospedale Policlinico San Martino (di seguito semplicemente "Ospedale" o "Policlinico" o "IRCCS") è titolare del seguente provvedimento autorizzativo riferito alle sole **pratiche svolte presso il Padiglione Sommariva** con sorgenti di radiazioni ionizzanti, rilasciato secondo le norme del D.Lgs 230/95 e s.m.i.: **Nulla Osta di Categoria A** emesso ai sensi dell'art. 28 del D.Lgs 230/95 e s.m.i., con D.I. del 14.05.2007 (rif. IMP/79), modificato con D.I. del 30.09.2015 (rif IMP/79/1) e con D.I. del 21.07.2020 (rif IMP/2).

Il Policlinico ha intenzione di intraprendere alcune **variazioni nello svolgimento delle pratiche svolte presso il Padiglione Sommariva** le quali comportano modifiche all'oggetto del provvedimento e comunque nelle prescrizioni tecniche in esso presenti, pertanto richiede la modifica del Nulla Osta di Categoria A per il Padiglione Sommariva, con il contestuale aggiornamento dello stesso secondo le norme del D.Lgs 101/2020, ai sensi del paragrafo 4.4 lettera a) dell'Allegato XIV del D.Lgs 101/20 e dell'art. 235, ed inoltre l'autorizzazione all'allontanamento di materiali solidi, liquidi e aeriformi contenenti sostanze radioattive e all'immissione nella rete fognaria ospedaliera di escreti dei pazienti sottoposti a trattamenti diagnostici o terapeutici, ai sensi dell'art. 54.

La presente relazione, redatta a corredo dell'istanza di cui sopra, contiene i dati e le informazioni di natura tecnica riguardanti in particolare le variazioni che si intende introdurre rispetto a quanto risultante dalla documentazione tecnica a suo tempo presentata per il rilascio, e quanto ritenuto necessario per l'aggiornamento secondo le norme del D.Lgs 101/20, facendo riferimento a quanto richiesto nell'Allegato XIV.

Si precisa che, in considerazione delle modalità di esercizio della pratica, le modifiche indotte dal D.Lgs. 101/2020, ed in particolare la riduzione del limite di dose al cristallino, risultano del tutto ininfluenti sulla classificazione delle zone e dei lavoratori coinvolti nella pratica in oggetto.

La presente relazione è firmata dal Datore di Lavoro (Direttore Generale) e, per quanto di competenza, dall'Esperto di Radioprotezione del Policlinico competente per il settore Medicina Nucleare e dal Direttore della U.O. Medicina Nucleare (responsabile dell'impianto radiologico).

2. SIGLE

- Policlinico/Ospedale/IRCCS: Ospedale Policlinico San Martino di Genova
- DH: in questo contesto, si intende riferito al ricovero protetto di un paziente sottoposto a terapia medico nucleare in regime diurno (Day Hospital)
- SPECT: apparecchiatura tomografica per esami di diagnostica medico nucleare convenzionale (scintigrafie; Single Photon Emission Computed Tomography)
- PET: apparecchiatura tomografica per esami di diagnostica medico nucleare ad emissione di positroni
- TC: apparecchiatura radiologica per tomografia a RX (raggi X)
- Biobox: contenitori per rifiuti sanitari speciali a rischio infettivo

3. PRATICHE OGGETTO DI MODIFICA

Di seguito si sintetizzano le modifiche alle pratiche che si intende intraprendere.

3.1 Settore Diagnostica Convenzionale (Gamma-Camere)

Si rende necessario sostituire una apparecchiatura oramai fuori-uso (gamma-camera SPECT) con un nuovo tomografo ibrido SPECT/TC, quindi introducendo nel Settore un apparecchio generatore di RX (tomografo TC).

L'aggiunta di un'apparecchiatura radiologica comporterà l'adeguamento delle schermature dell'installazione, ma non richiede modifica delle sostanze radioattive detenute ed impiegate.

Per contro, considerate le evoluzioni scientifiche del settore, si comunica la cessazione delle pratiche con i seguenti radionuclidi (sorgenti non sigillate): Ga-67; In-111; Tl-201 ed una significativa riduzione dell'impiego di I-131.

3.2 Settore Terapia Medico Nucleare

Al fine di soddisfare le nuove richieste a livello territoriale, si intende incominciare ad effettuare prestazioni di terapia con radiofarmaci marcati con Lu-177 (già autorizzato nel D.I. del 14.05.2007 ma ad oggi mai impiegato; a suo tempo erano stati richiesti quantitativi minimi, non in linea con quella che è la realtà odierna della terapia medico nucleare) ed incrementare quelle con Y-90, pertanto si rende necessario adeguare l'attività che si intende detenere ed impiegare in ragione d'anno per tali radionuclidi: **aumento dei quantitativi di Lu-177 detenuto ed impiegato e di Y-90 impiegato.**

Per contro, considerate le evoluzioni scientifiche del settore e le nuove esigenze territoriali, si comunica una **significativa diminuzione dello I-131 detenuto ed impiegato, la cessazione delle pratiche con Sr-89 ed una notevole riduzione del Sm-153 impiegato.**

3.3 Sorgenti Sigillate

Si richiede l'**inserimento di tre nuove tipologie di sorgenti sigillate di calibrazione** per effettuare calibrazioni e controlli di qualità di apparecchiature della U.O. Medicina Nucleare e di strumenti di misura della U.O. Fisica Sanitaria: **C-14, Na-22 e Eu-152.**

Si richiede un aumento di Co-57 per i controlli di qualità nel settore di diagnostica convenzionale.

Si richiede di includere, tra i radionuclidi presenti per le sorgenti multipicco, anche il Ba-133 (fornito tipicamente in alternativa al Sn-113) e quindi i radionuclidi contenuti sono costituiti da una miscela dei seguenti (tutti o in parte): Am-241, Cd-109, Co-57, Ce-139, Cr-51, Hg-203, Sn-113, Ba-133, Sr-85, Cs-137, Y-88, Co-60.

Di seguito le percentuali indicative dei vari radionuclidi rispetto al totale:

Am-241 (7%), Cd-109 (25%), Co-57 (2%), Ce-139 (2%), Cr-51 o Hg-203 (34%), Sn-113 o Ba-133 (5%), Sr-85 (7%), Cs-137 (4%), Y-88 (10%), Co-60 (4%); tali percentuali, riferite alla data di calibrazione, nel tempo ovviamente si modificano per via dei diversi tempi di dimezzamento, e vengono espresse a titolo PURAMENTE INDICATIVO, in quanto parametro variabile a seconda del lotto, del produttore, etc.

3.4 Laboratorio di Medicina Nucleare (già Laboratorio RIA)

Si intende ampliare la **pratica di laboratorio** presso il Laboratorio del Piano Fondi Ponente (già Laboratorio RIA): oltre alla già esistente attività di diagnostica in vitro con I-125, si richiede la detenzione e l'impiego di modesti quantitativi di **Tc-99m**, per effettuare i controlli di qualità dei radiofarmaci tecnezati preparati presso il Settore di Diagnostica Convenzionale della U.O. Medicina Nucleare (ubicato al Piano Terra Levante). In questo caso, si precisa che le sostanze radioattive provengono dal settore diagnostica convenzionale (quantitativi già ricompresi anche in quel settore, che si dettagliano per chiarezza), quindi non cambia la detenzione complessiva.

Il Laboratorio, di conseguenza, cambia il nome in Laboratorio di Medicina Nucleare. (già denominato "Laboratorio RIA").

3.5 Laboratorio Ricerca Preclinica (già Laboratorio microPET)

Con la presente istanza si dettagliano i quantitativi di sostanze radioattive detenute e impiegate per la **pratica di laboratorio** per indagini in vitro e su piccoli animali (con tomografo preclinico microPET), con scopi di ricerca preclinica, presso il laboratorio al Piano Fondi Levante (già Laboratorio microPET). Si precisa che le sostanze radioattive provengono dal settore radiofarmacia, di norma minimi quantitativi di **F-18** o raramente altri radionuclidi PET tra quelli autorizzati in radiofarmacia, (quantitativi già ricompresi anche in quel settore, che si dettagliano per chiarezza) quindi non cambia la detenzione complessiva.

3.6 Altri Settori

Non sono previste variazioni nelle restanti pratiche.

4. LOCALI E AREE DESTINATI ALLE PRATICHE (All.XIV 3.4.a del D.Lgs 101/20)

Le pratiche/attività oggetto del nulla osta in questione si svolgono all'interno e nei pressi di uno dei padiglioni dell'Ospedale Policlinico San Martino, il Padiglione Sommariva, (vedi Plan 1 e allegato *ARCH001*), in particolare presso i vari settori di seguito descritti.

Far riferimento alle planimetrie e all'Appendice_PLAN.

Naturalmente, parte delle attività di medicina nucleare viene effettuata su pazienti ricoverati in degenza ordinaria presso altri reparti della struttura ospedaliera (di norma si tratta esclusivamente di attività di diagnostica), che al termine delle prestazioni rientrano presso il proprio reparto (oppure negli ambulatori, nelle sale operatorie o comunque in tutte quelle aree ove eventualmente accedono pazienti).

Per chiarezza e completezza di lettura, di seguito si dettagliano le aree interessate dalle varie attività, anche quelle non soggette a modifiche; viene indicato il riferimento alla figura in cui è rappresentato il layout dei locali, che contiene l'indicazione della classificazione delle zone ai sensi dell'articolo 133 del decreto, nonché l'indicazione degli ambienti e delle aree circostanti (anche

esterni all'installazione), indicandone la destinazione d'uso; si indica il riferimento alle planimetrie allegare all'istanza e alla documentazione tecnica già presentata:

1. Settore Radiofarmacia - al piano 1 fondi, lato ponente (vedi Plan 2, Plan 3 e allegato *SA_007_PIANO FONDI_ARREDI*); rif. documentazione tecnica già presentata (D.I. del 21.07.2020)
2. Laboratorio di Medicina Nucleare (già nominato Laboratorio RIA) al piano fondi lato ponente (vedi Plan 2 e allegato *SA_007_PIANO FONDI_ARREDI*); rif. documentazione tecnica già presentata (D.I. del 21.07.2020)
3. Laboratorio di Ricerca Preclinica (già nominato Laboratorio microPET) al piano fondi lato levante (vedi Plan 4 e allegato *SA_007_PIANO FONDI_ARREDI*); rif. documentazione tecnica già presentata (nota Prot.22669/14 del 04/06/2014)
4. Laboratorio di Fisica Sanitaria - al piano fondi, lato levante (vedi Plan 4 e allegato *SA_007_PIANO FONDI_ARREDI*); documentazione tecnica già presentata (D.I. del 21.07.2020)
5. Depositi di stoccaggio temporaneo rifiuti/scarti/materiali radioattivi o potenzialmente contenenti sostanze radioattive- al piano fondi, lato levante (vedi Plan 4 e allegato *SA_007_PIANO FONDI_ARREDI*); rif. documentazione tecnica già presentata (D.I. del 21.07.2020)
6. Settore Diagnostica PET - al piano terra, lato ponente (vedi Plan 5 e allegato *SA_008_PIANO TERRA_ARREDI*); rif. documentazione tecnica già presentata (D.I. del 21.07.2020)
7. Settore Diagnostica Convenzionale (Gamma-Camere) - al piano terra, lato levante (vedi Plan 6 e allegato *SA_008_PIANO TERRA_ARREDI*); rif. documentazione tecnica già presentata (D.I. del 30.09.2015)
8. Ambulatori e Studi - al primo piano, lato ponente, (vedi Plan 7 e allegato *SA_009_PIANO PRIMO_ARREDI*); rif. documentazione tecnica già presentata (D.I. del 14.05.2007 e D.I. del 30.09.2015)
9. Settore Terapia Medico Nucleare - al primo piano, lato levante, compreso un deposito di stoccaggio temporaneo per rifiuti/scarti/materiali radioattivi o potenzialmente contenenti sostanze radioattive (vedi Plan 8 e allegato *SA_009_PIANO PRIMO_ARREDI*); rif. documentazione tecnica già presentata (D.I. del 14.05.2007 e D.I. del 30.09.2015)
10. Impianto di raccolta e smaltimento rifiuti liquidi radioattivi V1-TEMA RAD 2/4 MAN (V1 o Vasche Piccole) (I Lotto impianto "aggiuntivo") al piano sottofondi, lato ponente (vedi Plan 9 e allegato *F36_PIANO SOTTOFONDI*); rif. documentazione tecnica già presentata (D.I. del 14.05.2007; relazione periodica prot. 22669/14 del 04/06/2014)
11. Impianto di raccolta e smaltimento rifiuti liquidi radioattivi V2-TEMA LRD-LRT 5/24-2K MAN (V2 o Vasche Grandi) (II Lotto) nel cortile retrostante il Pad. Sommariva (vedi Plan 10 e allegato *F36_PIANOT E VASCHE*); rif. documentazione tecnica già presentata (D.I. del 14.05.2007; relazione periodica prot. 22669/14 del 04/06/2014).

Per completezza si indica l'ubicazione di un ulteriore deposito di stoccaggio temporaneo per rifiuti/scarti/materiali radioattivi o potenzialmente contenenti sostanze radioattive (già previsto in

altro provvedimento autorizzativo: nulla osta Prefetto di Genova Prot. 65833/230/2004/Area 5 P.C.), in attesa di decadimento o di conferimento a ditta autorizzata:

12. Deposito Temporaneo Rifiuti Sanitari Contenenti Materie Radioattive e Deposito Rifiuti Radioattivi dedicato ai laboratori del CBA, ubicato nel cortile retrostante il Pad. IST NORD ex CBA (vedi Plan 11)

Per quanto riguarda le sorgenti sigillate di calibrazione, per comodità viene genericamente indicato l'intero padiglione Sommariva come luogo di detenzione e impiego, come già indicato nella documentazione tecnica già presentata (D.I. del 21.07.2020), poiché queste possono venir impiegate in vari ambienti.

Si precisa che in tutti gli ambienti del Padiglione Sommariva e nelle aree circostanti, anche esterne all'installazione, NON sono impiegate altre sorgenti da parte di soggetti terzi.

5. CRITERI CLASSIFICAZIONE ZONE E PERSONALE ADDETTO (All.XIV 3.4.B del D.Lgs 101/20)

In considerazione delle modalità di esercizio della pratica, le modifiche indotte dal D.Lgs. 101/2020, ed in particolare la riduzione del limite di dose al cristallino, risultano in pratica ininfluenti sulla classificazione delle zone e dei lavoratori coinvolti nella pratica in oggetto.

Il criterio adottato ai fini della individuazione e classificazione dei lavoratori addetti alle attività oggetto del presente provvedimento, considera un fattore di suscettibilità K_s pari a 2 o 3, rispetto alle soglie indicate dall'articolo 133 del D.Lgs 101/20 (quindi si considera una soglia pari a 1/2 o 1/3 di quella indicata); vedi Tabella I.

Tabella I - Soglie per la classificazione dei lavoratori

	SOGLIE PER CLASSIFICAZIONI		
	NON ESP	ESP. B	ESP. A
DOSE EFFICACE (mSv/a)	$\leq 0,5$	$> 0,5$	$> 2,0$
DOSE EQUIVALENTE MANI/ESTREMITA' (mSv/a)	$\leq 16,7$	$> 16,7$	> 50
DOSE EQUIVALENTE PELLE (mSv/a)	≤ 50	> 50	> 50
DOSE EQUIVALENTE CRISTALLINO (mSv/a)	$\leq 5,0$	$> 5,0$	$> 7,5$

L'allegato Appendice_DOSI, contiene la valutazione dell'esposizione dei lavoratori al rischio da radiazioni ionizzanti, al fine della classificazione di radioprotezione, nelle normali condizioni operative e in caso di esposizioni potenziali. Negli specchietti delle stime di dosi individuali, ivi riportati, si sono utilizzati gli stessi codici colore della Tabella I per evidenziare graficamente le dosi che comportano la classificazione del personale come esposto in categoria B (in verde), in categoria A (in giallo), mentre lo sfondo non colorato corrisponde a valori di dose inferiori alle soglie per la classificazione come lavoratori esposti.

5.1 Classificazione dei lavoratori

Sulla base dell'analisi dei rischi effettuata, di seguito si riassume – a grandi linee – la classificazione del personale, come dettagliato meglio nella relazione di cui all'allegato Appendice_DOSI; la classificazione è individuale e periodicamente aggiornata:

- è classificato come esposto di categoria A per esposizione esterna tutto il personale addetto alle attività di: conduzione e manutenzione del ciclotrone, radiofarmacia, somministrazione di radiofarmaci, diagnostica in vivo, attività accessorie che comportano la manipolazione di sorgenti radioattive per tali attività, gestione di pazienti radioattivi e movimentazione di rifiuti radioattivi nell'ambito della U.O. Medicina Nucleare
- è classificato come esposto di categoria A per esposizione esterna e interna tutto il personale addetto prevalentemente alle attività di terapia medico nucleare
- è classificato come esposto di categoria A per esposizione esterna tutto il personale della U.O. Fisica Sanitaria, addetto alle attività (fisica sanitaria e fisica medica) connesse con le pratiche di medicina nucleare, considerando la presenza pressoché quotidiana in tali ambienti di lavoro e il coinvolgimento attivo nelle situazioni incidentali o di emergenza radiologica;
- è classificato come esposto di categoria B per esposizione esterna tutto il personale esclusivamente addetto alle attività di: attività di laboratorio MN (ad esclusione delle attività di produzione e controllo di qualità dei radiofarmaci non tecneziati) e attività di Laboratorio di Ricerca Preclinica;
- per quanto riguarda i medici cardiologi eventualmente chiamati in reparto per le prove da sforzo negli esami di cardiologia nucleare, da diversi anni la loro presenza è sporadica, per finalità di formazione (si tratta di specializzandi cardiologi, considerato che il direttore della U.O. Medicina Nucleare è anche specialista in cardiologia), pertanto la loro classificazione dipende dall'effettivo carico di lavoro individuale (di fatto suddiviso su molti operatori); ad ogni modo, a tali operatori viene di norma fornito un dosimetro a lettura diretta (e le dosi registrate), se non già forniti di proprio dosimetro personale (taluni sono classificati per le loro eventuali attività radiologiche complementari);
- è prevista la frequenza del reparto (previa segnalazione e autorizzazione preliminare da parte del Direttore della U.O., con comunicazione alla U.O. Fisica Sanitaria) da parte di lavoratori o studenti per un periodo limitato nel tempo (ed esempio perché in formazione); in questi casi viene effettuata la valutazione e classificazione preliminare e attivata – se necessario - la sorveglianza fisica e medica della radioprotezione.

5.2 Classificazione delle zone

Sulla base dell'analisi dei rischi effettuata, si ritiene che debbano essere classificati:

- "zone controllate": tutti i locali e le aree interessati alle attività in cui vi siano abitualmente presenti sostanze radioattive, sotto forma di sorgenti di varia natura, rifiuti radioattivi o pazienti portatori di radioattività (bunker del ciclotrone, laboratorio di radiochimica, laboratorio controlli di qualità radiofarmaci PET, camere calde, sale di somministrazione, sale attesa pazienti caldi, sale di diagnostica, camere degenza protetta, bagni caldi, etc.);
- "zone sorvegliate": le zone filtro di passaggio tra le zone controllate e le zone di libero accesso, i

depositi di stoccaggio temporaneo, il Laboratorio di Medicina Nucleare (in vitro), il Laboratorio di Ricerca Preclinica, il Laboratorio di Fisica Sanitaria;

- “zone di libero accesso”: l’atrio, gli uffici di accettazione e segreteria, gli studi, le sale di refertazione, l’esterno.

La classificazione delle zone, per praticità e con criterio di maggiore cautela viene estesa agli ambienti omogenei ed è indicata nelle varie planimetrie.

Alcuni ambienti, come le sale di comando delle apparecchiature, alcuni corridoi interni ai settori, la Medicheria del Settore Terapia, etc, non presentano di per sé i livelli di rischio delle zone controllate, ma essendo all’interno del reparto “caldo” vengono inclusi nella zona controllata.

6. OPERAZIONI, SORGENTI E ATTREZZATURE (All.XIV 3.4.c del D.Lgs 101/20)

6.1 Descrizione delle operazioni

Le pratiche svolte presso il Pad. Sommariva, oggetto del presente nulla osta, di fatto non subiscono variazioni di rilievo rispetto a quanto indicato nella documentazione già presentata in occasione delle precedenti istanze documentate; esse riguardano attività connesse con la medicina nucleare: attività di diagnostica convenzionale scintigrafica (gamma-camere) e con emissione di positroni (PET); di terapia medico nucleare, ambulatoriale e in regime di ricovero protetto; per diagnostica e terapia è compresa l’attività di ricerca clinica in vivo; attività di laboratorio di medicina nucleare per scopi clinici, preclinici o di ricerca biomedica; attività di fisica medica e di fisica sanitaria connesse con le pratiche suddette; attività di gestione dei rifiuti radioattivi prodotti dalle pratiche suddette; si rimanda allo specchio generale riassunto nella Tabella II, integrato da alcune piccole precisazioni.

Tabella II- Elenco delle pratiche svolte presso il Padiglione Sommariva

TIPO DI PRATICA	SETTORE	UBICAZIONE
Produzione di radionuclidi PET con ciclotrone (impiego medico)	Radiofarmacia	Piano 1 fondi ponente
Attività di radiofarmacia per la produzione e la dispensazione di traccianti PET	Radiofarmacia	Piano 1 fondi ponente
Attività di controllo di qualità radiofarmaci PET	Radiofarmacia	Piano 1 fondi ponente
Attività di controllo di qualità radiofarmaci tecneziati	Laboratorio Medicina Nucleare	Piano 1 fondi ponente
Attività di diagnostica in vitro (RIA)	Laboratorio di Medicina Nucleare	Piano 1 fondi ponente
Attività di laboratorio per ricerca in ambito medico (preclinica, in vitro e su piccoli animali)	Laboratorio di Ricerca Preclinica	Piano 1 fondi levante
Attività di fisica medica e fisica sanitaria (preparazione fantocci, misure spettrometria gamma, etc)	Laboratorio di Fisica Sanitaria	Piano 1 fondi levante
Attività di stoccaggio temporaneo e gestione residui radioattivi o potenzialmente contaminati	Deposito rifiuti radioattivi DEP RR-PF1 Deposito rifiuti sanitari DEP RR-PF2/3	Piano 1 fondi levante
Attività di diagnostica medico nucleare con PET/TC	Diagnostica PET	Piano terra ponente
Attività di diagnostica medico nucleare convenzionale con gamma-camere SPECT e SPECT/TC	Diagnostica Convenzionale	Piano terra levante
Attività di terapia medico nucleare (ambulatoriale e degenza protetta)	Terapia Medico Nucleare	Piano primo levante
Attività di deposito e gestione residui radioattivi o potenzialmente contaminati	Deposito rifiuti sanitari RR-1P	Piano primo levante
Attività di fisica medica e fisica sanitaria (sopralluoghi, controlli di qualità, interventi)	Tutti	Tutti gli ambienti
Impianti di raccolta e smaltimento rifiuti liquidi	Impianto Vasche V1 (piccole) - Impianto Vasche V2 (grandi)	Piano sottofondi Struttura esterna retro padiglione

6.1.1 Laboratorio di Medicina Nucleare

Nel **Laboratorio di Medicina Nucleare** (già “Laboratorio RIA”, ora rinominato), oltre alla attività di diagnostica in vitro (RIA), si affianca l’attività di controllo di qualità dei radiofarmaci tecneziati (ovvero marcati con ^{99m}Tc) allestiti presso la camera calda del Settore di Diagnostica Convenzionale. Si tratta di operazioni molto semplici per via umida, che utilizzano una piccola aliquota di tale radioattività.

Tale nuova attività non modifica i quantitativi complessivi di sostanze radioattive impiegate nell’impianto, né impatta in maniera significativa sugli aspetti di radioprotezione per i lavoratori e la popolazione, come si evidenzia nella relazione di cui all’Appendice_DOSI.

I lavoratori addetti sono classificati esposti di categoria B per tale tipologia di attività; qualora fossero addetti anche ad altre attività negli altri settori, possono essere classificati in categoria A per via del rischio complessivo.

6.1.2 Laboratorio Ricerca Preclinica

Nel **Laboratorio di Ricerca Preclinica** (già Laboratorio microPET), come già a suo tempo comunicato (nota Prot.22669/14 del 04/06/2014), viene svolta una attività di ricerca preclinica (in vitro o con tomografo microPET per piccoli animali), che comporta un utilizzo di piccole aliquote dell'attività prodotta o allestita presso il Settore di Radiofarmacia (operazioni molto semplici o semplici per via umida) e non influisce sui quantitativi di sostanze radioattive impiegate nell'impianto, né significativamente sugli aspetti di radioprotezione per i lavoratori e la popolazione: l'impatto dosimetrico ed ambientale è minimo, come si evidenzia nella relazione di cui all'Appendice_DOSI.

I lavoratori addetti sono classificati esposti di categoria B per tale tipologia di attività; qualora fossero addetti anche ad altre attività negli altri settori, possono essere classificati in categoria A per via del rischio complessivo.

6.1.3 Movimentazione delle Sorgenti

La movimentazione interna delle sorgenti viene effettuata per lo più utilizzando due appositi montacarichi che mettono in comunicazione la Radiofarmacia con i due Settori di diagnostica; nel caso di ulteriore spostamento interno (ad esempio per portare le aliquote di radiofarmaci da sottoporre a controlli di qualità) viene effettuato materialmente da parte di personale classificato, utilizzando idonee schermature, se del caso un carrello, ed effettuando i percorsi più brevi e in modo da minimizzare l'incontro con altre persone.

6.2 Descrizione sorgenti di radiazioni ionizzanti

Le sorgenti di radiazioni ionizzanti detenute e impiegate presso il Pad. Sommariva sono costituite da:

1. un ciclotrone (acceleratore) per la produzione di radiofarmaci per metodica PET
2. alcuni generatori di radiazioni medico-radiologici (apparecchiature radiologiche)
3. materie radioattive sigillate (per attività di calibrazione / tarature e controlli di qualità delle varie apparecchiature e strumenti di misura)
4. materie radioattive NON sigillate (per attività di diagnostica e terapia medico nucleare, di diagnostica in vitro, di controllo di qualità di radiofarmaci, di ricerca Biomedica)
5. scarti radioattivi e rifiuti sanitari contenenti (o potenzialmente contenenti) sostanze radioattive a seguito di tali pratiche

Considerata la complessità dell'impianto, per consentire una migliore valutazione d'insieme, **NELLA DOMANDA a firma del Direttore Generale sono indicate tutte le sorgenti di radiazioni ionizzanti oggetto del nulla osta che riguarda il Padiglione Sommariva, sia quelle soggette a modifica, sia quelle che non sono variate rispetto al nulla osta in essere: le informazioni lì presenti sono da intendersi sostitutive di quelle dei precedenti provvedimenti autorizzativi e comprendono quindi TUTTE le attività del Padiglione.**

Per comodità di lettura dei vari documenti, nell'Appendice_SORGENTI vengono riassunte TUTTE le sorgenti di radiazioni (generatori e materie radioattive) oggetto della presente istanza di conversione e modifica del nulla osta, sia quelle soggette a modifica, sia quelle che non sono variate rispetto al nulla osta in essere.

Di seguito, invece, si descrivono le **SOLE MODIFICHE** che si intende introdurre (nuovi radionuclidi, variazioni di attività detenuta e impiegata, cessazioni), pertanto nelle seguenti Tabella III – Sorgenti non sigillate – VARIAZIONI e Tabella IV – Sorgenti sigillate– VARIAZIONI vengono evidenziate solamente le MODIFICHE rispetto al nulla osta in essere.

6.2.1 Ciclotrone

Non sono previste variazioni rispetto al nulla osta in essere, recentemente modificato (D.I. del 21.07.2020, si rimanda alla documentazione tecnica già presentata).

- n.1 ciclotrone autoschermato da 11 MV Siemens Eclipse HP (già previsto nell'attuale nulla osta)

6.2.2 Generatori di radiazioni medico-radiologici (apparecchiature radiologiche)

L'unica modifica prevede la sostituzione di una delle due gamma-camera SPECT già presenti (che come noto non sono di per sé generatori di radiazioni) con un sistema ibrido SPECT/TC; ciò comporta dunque l'**introduzione di una nuova apparecchiatura radiologica** (tomografo a raggi X).

Tomografi PET/TC: non sono previste variazioni rispetto al nulla osta in essere, recentemente modificato (D.I. del 21.07.2020, si rimanda alla documentazione tecnica già presentata).

Di conseguenza, le apparecchiature radiologiche previste sono:

- **Una gammacamera ibrida SPET/TC** (NUOVA apparecchiatura radiologica di tipo TC)
- **Una gammacamera semplice SPECT** (già prevista nell'attuale nulla osta, NON si tratta di una sorgente di radiazioni)
- **Due tomografi ibridi PET/TC** (già previsti nell'attuale nulla osta)

6.2.3 Produzione di neutroni

L'unica attività che prevede produzione di neutroni è l'esercizio del ciclotrone per la produzione di radiofarmaci PET, che non subisce alcuna modifica.

6.2.4 Materie radioattive (attività pervenuta e in detenzione)

Le materie radioattive di cui si prevede la detenzione contemporanea comprendono anche i rifiuti, e tengono conto sia di quanto prodotto con ciclotrone o generatore, sia ricevuto tramite l'acquisto da fornitori autorizzati. Si è considerato inoltre che i radiofarmaci vengono ricevuti, oppure prodotti, in anticipo rispetto all'effettivo momento di somministrazione (preparatura), adeguando di conseguenza l'attività totale presente (massima attività detenuta); parimenti si è considerato che l'attività che viene effettivamente somministrata ai pazienti è inferiore alla attività totale pervenuta o prodotta in ragione di anno solare. Tutte le valutazioni relative alle dosi e alla produzione di rifiuti tengono conto di queste considerazioni.

Presso il Settore Radiofarmacia e nei radiofarmaci impiegati nei vari settori, nonché nei depositi di stoccaggio temporaneo, è da considerare anche la presenza di eventuali contaminanti dovuti a inevitabili prodotti di attivazione nei processi produttivi, sia di provenienza interna che nei radiofarmaci approvvigionati da fornitori esterni, difficilmente quantificabili a priori.

Sorgenti non sigillate

Le variazioni per le materie radioattive sotto forma di sorgenti non sigillate sono legate per lo più agli ultimi sviluppi della terapia e diagnostica medico nucleare e alla variazione dei fabbisogni per tali prestazioni a livello regionale, come già indicato ai paragrafi 3.2 e 3.1, in particolare, si ritiene di dover aumentare significativamente il quantitativo di Lu-177 (a suo tempo richiesto in quantitativi minimi, per un refuso, e ad oggi mai impiegato), in rapida espansione nel campo della terapia, di aumentare il quantitativo di Y-90 e di ridurre significativamente il quantitativo di I-131 e di Sm-153, nonché l'abolizione dei radionuclidi non più utilizzati da tempo e per i quali non si prevede un reintegro.

Inoltre si dettaglia la detenzione e impiego dei radionuclidi nel Laboratorio di Medicina Nucleare e nel Laboratorio di Ricerca Preclinica ubicati al piano fondi, già ricompresi nella detenzione di altri settori, dei quali si preleva una minima aliquota per effettuare attività legata alla clinica (controlli di qualità) o per ricerca in ambito medico (vedi paragrafi 3.4 e 3.5); si precisa che tali sostanze radioattive di fatto non sono "in aggiunta" al quantitativo totale impiegato nell'intero Padiglione, ma si tratta solo dell'impiego di aliquote di quanto già previsto altrove.

Tabella III – Sorgenti non sigillate – VARIAZIONI

SETTORE: CICLOTRONE RADIOFARMACIA
Nessuna variazione Variazioni: invariato

SETTORE: DIAGNOSTICA PET/TC
Nessuna variazione Variazioni: invariato

SETTORE: DIAGNOSTICA CONVENZIONALE GAMMACAMERE		
Radionuclide	Attività totale presente (MBq)	Attività totale prodotta o pervenuta in ragione di anno solare (MBq)
I-131	800	6.000⁽⁻⁾

Variazioni: invariato; ⁽⁻⁾diminuito

Eliminati: Ga-67, In-111, Tl-201

SETTORE: TERAPIA MEDICO NUCLEARE		
Radionuclide	Attività totale presente (GBq)	Attività totale prodotta o pervenuta in ragione di anno solare (GBq)
Y-90	6.000	130.000⁽⁺⁾
I-131	25.000⁽⁻⁾	350.000⁽⁻⁾
Sm-153	3.000	6.000⁽⁻⁾
Lu-177	40.000⁽⁺⁾	2.200.000⁽⁺⁾

Variazioni: invariato; ⁽⁻⁾diminuito; ⁽⁺⁾aumentato

Eliminato: Sr-89

SETTORE: LABORATORIO MEDICINA NUCLEARE		
Radionuclide	Attività totale presente (MBq)	Attività totale prodotta o pervenuta in ragione di anno solare (MBq)
Tc-99m	370⁽ⁿ⁾	62.000⁽ⁿ⁾

Variazioni: ⁽ⁿ⁾nuovo

sostanza radioattiva proveniente dal settore diagnostica convenzionale (già ricompresa anche in quel settore, qui dettagliata per chiarezza)

SETTORE: LABORATORIO RICERCA		
Radionuclide	Attività totale presente (MBq)	Attività totale prodotta o pervenuta in ragione di anno solare (MBq)
F-18 §	240^(*)	6.000^(*)

Variazioni: ^(*)già previsto ma non quantificato

sostanza radioattiva proveniente dal settore radiofarmacia

(già ricompresa anche in quel settore, qui dettagliata per chiarezza)

§: o altro radionuclide per diagnostica PET già previsto in radiofarmacia

Sorgenti sigillate

Le variazioni per le materie radioattive sotto forma di sorgenti sigillate riguardano alcune sorgenti utilizzate per la taratura degli strumenti di misura e per il controllo di qualità di apparecchiature di medicina nucleare.

Si precisa che le sorgenti utilizzate dal personale della Medicina Nucleare o della Fisica Sanitaria per i controlli giornalieri vengono di norma detenute e impiegate sempre e solo in un settore specifico (a seconda della sorgente, ad esempio quelle impiegate per il check giornaliero dei tomografi, dei calibratori di attività, del captatore), altre sorgenti vengono di norma detenute presso il laboratorio di Fisica Sanitaria (all'interno di schermature), ed impiegate secondo necessità nei vari Settori per le tarature periodiche e i controlli di qualità della strumentazione (con frequenza minore); infine le sorgenti non più utilizzate possono essere custodite anche nel deposito di stoccaggio temporaneo ubicato al Piano fondi (DEP RR-PF1 adiacente al precedente), in attesa di allontanamento (tipicamente per conferimento ad un operatore del sistema integrato, ovvero ditta autorizzata alla raccolta e smaltimento di rifiuti radioattivi).

Tabella IV – Sorgenti sigillate– VARIAZIONI

Radionuclide	Attività totale presente (MBq)	Attività totale prodotta o pervenuta in ragione di anno solare (MBq)
C-14	0,004⁽ⁿ⁾	0,004⁽ⁿ⁾
Na-22	10⁽ⁿ⁾	10⁽ⁿ⁾
Co-57	1000⁽⁺⁾	1000⁽⁺⁾
I-129	0,015⁽ⁿ⁾	0,015⁽ⁿ⁾
Eu-152	0,1⁽ⁿ⁾	0,1⁽ⁿ⁾

Variazioni: ⁽⁺⁾ **umentato**, ⁽ⁿ⁾ **nuovo**

6.2.5 Materie radioattive somministrate ai pazienti

Nella Tabella V viene riportato il numero indicativo di “PAZIENTI” all’anno che si intende possano accedere alle prestazioni di medicina nucleare; con “numero di pazienti” (anche nel seguito del documento e negli allegati), si intende il numero di somministrazioni e non di singole persone o di procedure/prestazioni (ad esempio per una persona che ripete 4 cicli di terapia vengono considerati 4 accessi, quindi “conta” come 4 pazienti; per una persona che effettua più procedure diagnostiche con la stessa somministrazione viene considerato un singolo accesso, quindi “conta” come un solo paziente; si precisa che di norma nella rendicontazione aziendale delle prestazioni vengono conteggiate tutte le procedure, ad esempio per scansioni multiple, quindi un numero maggiore rispetto agli effettivi “accessi” o “pazienti”).

Tabella V- Numero di PAZIENTI di medicina nucleare all’anno

Si intende il numero di “accessi”, cioè si conteggiano le somministrazioni

	SETTIMANA	ANNO
Numero pazienti MN diagnostica convenzionale	158	8.200
Numero pazienti MN PET	216	11.250
Numero pazienti MN terapia degenza ordinaria	4,4	231
Numero pazienti MN terapia DH	4,7	247
Numero pazienti MN terapia ambulatoriale	3,1	160
COMPLESSIVO	386	20.088

Sulla base delle attività medie o standard per le varie prestazioni offerte dalla nostra struttura, in Tabella VI si riporta la stima dell’attività somministrata annualmente ai pazienti per procedure di medicina nucleare (diagnostica e terapia), sulla base della quale sono state effettuate le varie valutazioni delle schermature, delle dosi, delle attività presenti nei rifiuti e negli scarichi (reflui), ove pertinente.

Tabella VI- Attività di sostanze radioattive somministrate all’anno

SETTORE DIAGNOSTICA PET	Att somm MBq/aa
C-11	10.000
N-13	74.000
F-18	3.850.000
Ga-68	110.000

SETTORE DIAGNOSTICA CONVENZIONALE	Att somm MBq/aa
Tc-99m	4.500.000
I-123	60.000
I-131	5.400

SETTORE TERAPIA MN	Att somm MBq/aa
Y-90	112.000
I-131 terapia ambulatoriale	22.500
I-131 terapia DH	37.000
I-131 terapia RIC	222.000
I-131 totale	281.500
Sm-153	6.000
Lu-177	2.000.000
Ra-223	800

DH: ricovero diurno; RIC: ricovero ordinario

Si precisa che l'attività somministrata annualmente è ovviamente inferiore all'attività totale prodotta o pervenuta in ragione di anno solare (impiego), anch'essa presa in considerazione nelle valutazioni a seconda del caso, poiché quest'ultima tiene conto dell'effettivo arrivo dei radiofarmaci (preparatura) e dello scarto (materiale non impiegato). Analogamente anche l'attività totale presente (detenzione) tiene conto degli aspetti di cui sopra, compresa la giacenza dei rifiuti.

6.3 Attività Attrezzature, Allestimenti

6.3.1 Caratteristiche generali e comuni

Gli allestimenti dei vari settori e laboratori soddisfano gli adempimenti tecnici di progetto raccomandati nella Pubblicazione INAIL (2019) [4] e basati sulla pubblicazione ICRP 57 [5] e la norma UNI 10491 [24] e in generale sono già stati descritti in precedenti istanze documentate.

Si rimanda allo specchio generale nelle Tabella VII e Tabella VIII, dove si riassumono le caratteristiche degli ambienti ai fini della radioprotezione, sempre sulla base delle pubblicazioni precedentemente citate, integrando con le informazioni riferite alle modifiche.

Si rammenta che la suddivisione in zone (A, B, C, D) della norma UNI 10491, non ha nulla a che fare con la divisione in gradi delle linee guida UE, che stabiliscono solo i criteri di "pulizia" che deve avere l'aria nei locali di vario grado.

6.3.2 Settore Diagnostica Convenzionale (Gamma-Camere)

*L'unica modifica strutturale sostanziale che si prevede ai locali e aree destinati alle pratiche, rispetto al nulla osta in essere, riguarda il **Settore di Diagnostica Convenzionale**, ed in particolare la sala diagnostica dove verrà sostituita una delle due gamma-camera SPECT attuali (di tipo tradizionale) con un'apparecchiatura "ibrida" nella quale saranno presenti sia l'inserto SPECT che l'inserto TC. Pertanto, si è reso necessario adeguare gli allestimenti prevedendo ulteriori schermature, essendo variata la natura e l'entità del rischio: si rimanda alla Appendice_SORGENTI: Riepilogo di tutte le Sorgenti di Radiazioni*

Appendice_SPECT, dove di fatto viene riportata la valutazione della dose da esposizione per i vari ambienti di lavoro e le aree a libero accesso (stima di dose per i lavoratori e per gli individui della popolazione).

6.3.3 Settore Terapia Medico Nucleare

Le variazioni che si intende introdurre per il **Settore di Terapia Medico Nucleare** (modifica dei quantitativi detenuti e impiegati di alcuni radionuclidi) non richiedono alcuna modifica degli allestimenti del reparto, già descritti in precedenti istanze documentate, che risultano essere già adeguati; si rimanda alla Appendice_TERAPIA per la valutazione dell'adeguatezza delle schermature esistenti ai nuovi carichi di lavoro radiologici, dove di fatto viene riportata la valutazione della dose da esposizione per i vari ambienti di lavoro e le aree a libero accesso (stima di dose per i lavoratori e per gli individui della popolazione).

6.3.4 Laboratorio di Medicina Nucleare (ex Laboratorio RIA)

Per quanto riguarda il **Laboratorio di Medicina Nucleare** (già denominato Laboratorio RIA), classificato a basso rischio ai sensi della Pubblicazione ICRP n. 57, si precisa che i requisiti strutturali di tali ambienti sono già adeguati al livello di rischio richiesto per l'introduzione dell'ulteriore attività di controlli di qualità radiofarmaci tecneziati, pertanto non sono necessari ulteriori interventi.

6.3.5 Sorgenti Sigillate di Calibrazione

Le variazioni introdotte relativamente alle **Sorgenti sigillate di calibrazione** (introduzione nuove sorgenti di piccolissima entità e modesto aumento di ^{57}Co per i controlli di qualità delle gamma camere), si precisa che queste non richiedono alcun adeguamento delle attrezzature e allestimenti del reparto, che sono adeguati alla nuova attività.

Per il resto, le modifiche che si intende introdurre non richiedono variazioni nelle attrezzature o negli allestimenti, rispetto a quanto già descritto nella documentazione tecnica presentata con le precedenti istanze.

Tabella VII – Allestimenti e Attrezzature

MEDICINA NUCLEARE – SETTORI DIAGNOSTICA CONVENZIONALE (CON GAMMA-CAMERE) E PET	<p>Pratica “ad alto rischio”</p> <p>I locali sono da considerare di tipo:</p> <p>A (ciclo decontaminativo, sala comandi, corridoio, magazzini), B (camera calda, laboratorio marcature, bagni caldi, sale diagnostiche), C (sale somministrazione, sale di attesa).</p> <p>Presenza di schermature fisse e mobili, superfici decontaminabili e pavimenti a foglio unico saldato ai muri, cella schermata (diagnostica convenzionale), ventilazione dedicata senza ricircolo, scarichi controllati, ciclo di decontaminazione, sistemi fissi di controllo contaminazioni, segnaletica per la delimitazione delle zone classificate, accesso controllato</p> <p>I requisiti strutturali e gli allestimenti posti in opera sono adeguati al livello di rischio.</p>
MEDICINA NUCLEARE – SETTORE TERAPIA MEDICO NUCLEARE	<p>Pratica “ad alto rischio”</p> <p>I locali sono da considerare di tipo:</p> <p>A (ciclo decontaminativo, area mediche, magazzini, corridoio, laboratorio), C (camere per degenza, bagni caldi, camera calda, deposito rifiuti radioattivi)</p> <p>Presenza di schermature fisse e mobili, superfici decontaminabili e pavimenti a foglio unico saldato ai muri, cella schermata, ventilazione dedicata senza ricircolo, scarichi controllati, ciclo di decontaminazione, sistemi fissi di controllo contaminazioni, segnaletica per la delimitazione delle zone classificate, accesso controllato</p> <p>I requisiti strutturali e gli allestimenti posti in opera sono adeguati al livello di rischio.</p>
MEDICINA NUCLEARE – SETTORE CICLOTRONE E RADIOFARMACIA	<p>Pratica “ad alto rischio”</p> <p>I locali sono da considerare di tipo:</p> <p>A (ciclo decontaminativo, sala comandi, area PC, zone filtro), B (laboratorio radiochimica, laboratori controlli di qualità, locali tecnici retro celle), D (bunker ciclotrone e interno celle radiochimica)</p> <p>Presenza di schermature fisse e mobili, superfici decontaminabili e pavimenti a foglio unico saldato ai muri, celle schermate e cappa, ventilazione dedicata senza ricircolo, scarichi controllati, ciclo di decontaminazione, sistemi fissi di controllo contaminazioni, sistemi di monitoraggio tramite geiger ambientali, sistemi di sicurezza bunker e celle, segnaletica per la delimitazione delle zone classificate, accesso controllato</p> <p>I requisiti strutturali e gli allestimenti posti in opera sono adeguati al livello di rischio.</p>
MEDICINA NUCLEARE DEPOSITI RIFIUTI RADIOATTIVI E DEPOSITI RIFIUTI SANITARI POTENZIALMENTE RADIOCONTAMINATI PADIGLIONE SOMMARIVA	<p>Pratica “a basso rischio”</p> <p>I locali sono da considerare zone di deposito</p> <p>Superfici decontaminabili e pavimenti a foglio unico saldato ai muri, ventilazione normale e soglia di contenimento (DEP RR-PF1), ventilazione dedicata senza ricircolo e armadio con cassette schermate (deposito DEP RR-1P)</p> <p>Segnaletica per la delimitazione delle zone classificate, accesso controllato</p> <p>I requisiti strutturali e gli allestimenti posti in opera sono adeguati al livello di rischio.</p>
MEDICINA NUCLEARE IMPIANTI RIFIUTI LIQUIDI RADIOATTIVI	<p>Pratica “a basso rischio”</p> <p>I locali sono da considerare zone di deposito</p> <p>Bacino di contenimento per accidentale rottura, sistemi di allarme, buona ventilazione, sistemi di misura della radioattività prima dello smaltimento</p> <p>Segnaletica per la delimitazione delle zone classificate, accesso controllato</p> <p>I requisiti strutturali e gli allestimenti posti in opera sono adeguati al livello di rischio.</p>
ATTIVITA’ LABORATORI MEDICINA NUCLEARE RICERCA PRECLINICA FISICA SANITARIA	<p>Pratica “a basso rischio”</p> <p>I locali sono da considerare zone di tipo A</p> <p>Superfici e pavimenti decontaminabili, cappa (Laboratorio Medicina Nucleare), possibilità di lavaggio, ventilazione normale</p> <p>Segnaletica per la delimitazione delle zone classificate</p> <p>I requisiti strutturali e gli allestimenti posti in opera sono adeguati al livello di rischio.</p>

Tabella VIII – Ricambi aria

AMBIENTE	ZONA	ricambi aria/ora
Bunker ciclotrone e interno celle radiofarmacia	D	>10
Filtro accesso radiochimica	C	5-10
Laboratorio Radiochimica	C	5-10
Camere calde settore diagnostica e terapia	C	5-10
Sale somministrazione	C	5-10
Sale attesa pazienti caldi	C	5-10
Bagni caldi pazienti (WC)	C	5-10
Filtro accesso camere degenza 3 e 4	C	5-10
Camere degenza	C	5-10
Laboratorio Controlli di qualità PET	B	2-5
Laboratorio Controlli di qualità Convenzionale	B	2-5
Sale diagnostica PET	B	2-5
Sale diagnostica gamma-camera	B	2-5
Laboratorio Marcature	B	2-5
Laboratorio Medicina Nucleare	A	2
Laboratorio Ricerca Preclinica	A	2
Laboratorio Fisica Sanitaria	A	2

7. ESPOSIZIONI POTENZIALI (All.XIV 3.4.d del D.Lgs 101/20)

Anche per quanto riguarda l'individuazione e l'analisi degli eventuali scenari comportanti esposizioni potenziali, non vi sono variazioni di rilievo rispetto a quanto già indicato nella documentazione presentata in occasione delle precedenti istanze documentate.

L'eventualità è dovuta sostanzialmente ad un'errata operazione manuale da parte del personale operatore e susseguente spargimento di liquido radioattivo, oppure al caso di malore di un paziente, con conseguente spargimento di vomito o urina, o ancora alla necessità di doverlo assistere con procedure particolari; inoltre si è considerata l'eventualità di contaminazione cutanea.

Nel documento Appendice_DOSI si riportano gli scenari che sono stati rivalutati, in considerazione delle modifiche introdotte con la presente istanza (si segnala l'aumento del Lu-177, unica degna di nota).

In conclusione, rispettando le corrette procedure operative (uso di DPI, minimizzazione tempi intervento, allontanamento personale non necessario), le dosi derivanti da incidenti di questo tipo risultano in genere contenute, tranne che:

- nel caso dei radiofarmaci beta emittenti (terapia MN), dove un incidente con completo sversamento dell'intero contenuto di un flacone potrebbe comportare dosi molto elevate alle mani degli operatori addetti alle operazioni di decontaminazione, per via dell'emissione beta;
- per assistenza prolungata e ravvicinata dei pazienti trattati con I-131;
- nel caso di importanti contaminazioni della cute con beta e alfa emittitori

In ogni caso il personale deve comportarsi secondo le istruzioni contenute nelle norme interne di protezione e sicurezza.

In ogni situazione incidentale di questo tipo, o che comunque comporti un rischio radiologico significativo, è necessario allertare immediatamente la U.O. Fisica Sanitaria, al fine di consentire l'esame e l'analisi degli infortuni e delle situazioni incidentali e l'adozione delle azioni di rimedio appropriate.

8. PRODUZIONE E MODALITÀ DI GESTIONE DEI RIFIUTI RADIOATTIVI (All.XIV 3.4.e del D.Lgs 101/20)

Come noto, l'esercizio di attività di medicina nucleare costituisce una inevitabile fonte di produzione di rifiuti radioattivi, il che comporta lo smaltimento nell'ambiente di sostanze radioattive sotto forma di rifiuti solidi (spesso a rischio biologico), di rifiuti o effluenti liquidi, ivi compresi gli escreti dei pazienti e, in taluni casi, sotto forma di effluenti gassosi.

È comunque dato acclarato che tale immissione in ambiente di sostanze radioattive non costituisca una fonte di rischio indebito per la popolazione o potenziale causa di superamento dei pertinenti limiti di dose [11] [18] laddove le pratiche siano condotte secondo le norme di buona prassi.

Le varie attività svolte presso il Padiglione Sommariva, naturalmente, rientrano in questa categoria e possono produrre rifiuti radioattivi, effluenti o comunque materiali contenenti sostanze radioattive (solidi, liquidi o aeriformi) che necessitano di essere gestiti, smaltiti nell'ambiente, riciclati o riutilizzati.

Si segnala che presso i diversi settori, nonché nei depositi dei materiali radioattivi, è da considerare anche la presenza di eventuali contaminanti la cui produzione non rientra tra gli scopi dell'attività e dovuti a inevitabili fenomeni di attivazione nei processi produttivi dei radiofarmaci, sia per quelli di provenienza interna che in quelli approvvigionati da fornitori esterni (All. XIV par. 2.4.b); alcuni di questi rientrano nell'esclusione prevista al punto 9.1c dell'Allegato I del D.Lgs. 101/20 (i radionuclidi presenti all'interno dei radiofarmaci sotto forma di impurezze a condizione che i radiofarmaci siano conformi alle norme di buona preparazione applicabili).

Per ottemperare alla normativa, vengono adottate le misure necessarie affinché la gestione dei rifiuti avvenga nel rispetto delle specifiche norme di buona tecnica e delle eventuali prescrizioni tecniche contenute nel provvedimento autorizzativo, al fine di evitare rischi di esposizione degli individui della popolazione.

Queste riguardano la corretta modalità per: la gestione dei rifiuti solidi e delle sorgenti radioattive esauste, la gestione di pazienti ricoverati trattati con radiofarmaci, le modalità di controllo radiometrico dei rifiuti sanitari potenzialmente radiocontaminati.

Nella pratica, l'allontanamento di materiali o di rifiuti, solidi, liquidi o aeriformi, lo smaltimento nell'ambiente o il loro conferimento a qualsiasi titolo a terzi, da parte della struttura, viene effettuato:

- tramite ritiro da parte del fornitore per quanto riguarda alcune sorgenti (ad es. generatori di radionuclidi, conferimento di materiale radioattivo), nel rispetto delle condizioni per la spedizione di rifiuti radioattivi e materie radioattive.
- tramite conferimento di rifiuti radioattivi a ditta autorizzata alla loro raccolta e smaltimento (operatore del sistema integrato), nel rispetto delle condizioni per la spedizione di rifiuti radioattivi e materie radioattive.
- tramite immissione pianificata nell'ambiente in condizioni controllate con livelli di radioattività che soddisfano i criteri di allontanamento, in quanto "pratica priva di rilevanza radiologica"; è ricompresa l'immissione nella rete fognaria ospedaliera di escreti dei pazienti sottoposti a trattamenti diagnostici o terapeutici e l'emissione di effluenti radioattivi in forma gassosa

Per ogni conferimento di materiale radioattivo a terzi, vengono eseguiti i monitoraggi previsti dalle norme di riferimento e vengono predisposte le necessarie schede di accompagnamento delle sorgenti o dei rifiuti, attenendosi anche a quanto previsto dalle norme internazionali relative ai trasporti su strada delle merci pericolose (ADR). Tutta la documentazione riferita a ogni conferimento viene archiviata e mantenuta per almeno 10 anni.

Ovviamente i rifiuti e gli scarti radioattivi conferiti a terzi (sistema integrato o fornitore) non sono ricompresi nelle valutazioni di impatto ambientale, né nelle formule di scarico.

Le modalità di allontanamento dei rifiuti vengono effettuate tenendo conto delle altre caratteristiche di pericolosità diverse da quelle radiologiche (rifiuti sanitari, spesso a rischio biologico e infettivo), ai sensi del DPR n. 254 del 15 luglio 2003 e s.m.i. e tipicamente il destino finale dei rifiuti solidi è la termodistruzione.

Si fa inoltre presente che, secondo quanto indicato nell'art. 8 del D.Lgs 5.2.97 n. 22, la classificazione del rifiuto come "radioattivo" comporta il fatto che l'ottemperanza alla vigente normativa in materia di protezione dalle radiazioni ionizzanti (D.Lgs 101/2020) risulti prioritaria rispetto alla normativa che regola la gestione dei rifiuti pericolosi.

I livelli di allontanamento per i rifiuti solidi e le formule di scarico per i rifiuti liquidi e aeriformi, che vengono qui proposti, sono stati formulati sul criterio della non rilevanza radiologica.

Tali livelli e formule di scariche sono indipendenti tra loro, in funzione della forma fisica, in quanto gli individui rappresentativi della popolazione individuati e per i quali è stata effettuata la valutazione di dose, non coincidono.

Per le valutazioni in merito ai rifiuti radioattivi, di cui al comma 3 dell'art 151, si rimanda all'Appendice_RIFRAD.

Le modalità di allontanamento vengono effettuate tenendo conto delle altre caratteristiche di pericolosità diverse da quelle radiologiche (rifiuti sanitari), ai sensi del DPR n. 254 del 15 luglio 2003 e s.m.i.

Di seguito le ulteriori informazioni richieste al punto e) del paragrafo 3.4 dell'All XIV.

8.1 Rifiuti solidi (All.XIV 3.5 del D.Lgs 101/20)

In generale, i materiali solidi di scarto sono per lo più costituiti da rifiuti sanitari contenenti materie radioattive che vengono prodotti direttamente all'interno del padiglione Sommariva, oppure presso i reparti in cui sono ricoverati pazienti che hanno effettuato prestazioni medico nucleari (spesso si tratta solo di materiale potenzialmente radiocontaminato); questi sono caratterizzati da significative volumetrie, dalla presenza di sostanze radioattive a tempo di dimezzamento breve e ultra-breve e da caratteristiche di pericolosità che vanno oltre l'aspetto radioprotezionistico (potenziale rischio biologico e infettivo).

Alcune attività oggetto del presente provvedimento producono rifiuti radioattivi contenenti materie radioattive a lungo tempo di dimezzamento, o difficilmente caratterizzabili (impurezze), o ancora in volumi o attività tali che l'unica modalità di allontanamento percorribile è il conferimento a terzi (produttore o operatore del sistema integrato).

Esempio di questa fattispecie è il materiale di risulta dovuto alla conduzione del ciclotrone, alla produzione di radionuclidi e alla sintesi dei radiofarmaci, che potrebbe essere contaminato da impurezze che non rientrano nell'esclusione prevista al punto 9.1c dell'Allegato I del D.Lgs. 101/20, di solito in concentrazioni superiori a quelle previste dalla Tabella I-1B: radionuclidi a tempo di dimezzamento medio-lungo quali ^{68}Ge , (proveniente dal generatore di ^{68}Ga), ^{56}Co , ^{57}Co , ^{54}Mn , etc (derivanti dall'attivazione di parti del ciclotrone e presenti ad esempio nel fluoruro utilizzato per le sintesi dei radiofarmaci PET).

La gestione dei rifiuti solidi contenenti sostanze radioattive è oggetto di una procedura specifica aziendale del Policlinico: per questi scarti viene adottata una gestione ottimizzata, nella quale le procedure e la tempistica sono state impostate per il raggiungimento dei livelli di allontanamento stabiliti per la pratica, che consentono lo smaltimento nell'ambiente, ivi compreso il loro incenerimento nel rispetto del D.P.R. 15 luglio 2003, n. 254; in alternativa, è previsto il conferimento a terzi.

Si precisa che la gestione implementata risulta conservativa rispetto al criterio di non rilevanza radiologica per lo smaltimento nell'ambiente, come descritto nell'Appendice_RIFRAD. In tal modo, il sistema è in grado di tollerare eventuali anomalie che dovessero presentarsi sporadicamente e che non compromettono la sicurezza della pratica.

In base alle procedure in atto presso il Policlinico, per i rifiuti radioattivi solidi e le sorgenti radioattive esauste (fuori uso) viene attuata la seguente gestione:

- a) restituzione al fornitore dei generatori di $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ e $^{68}\text{Ge}/^{68}\text{Ga}$
- b) conferimento ad un operatore del servizio integrato delle sorgenti di calibrazione esauste
- c) conferimento ad un operatore del servizio integrato dei rifiuti radioattivi derivanti da attività di gestione ciclotrone o di radiofarmacia con significativa presenza di prodotti di attivazione: i tempi di dimezzamento delle sostanze radioattive implicate e l'inevitabile incertezza sul valore di attività rendono praticamente indispensabile l'affidamento degli scarti ad un operatore del sistema integrato
- d) conferimento ad un operatore del servizio integrato dei rifiuti radioattivi caratterizzati da tempi di dimezzamento lunghi, o attività all'origine molto elevate, per i quali si configurerebbe la necessità di stazionamento nei depositi temporanei per un tempo elevato (qualche anno), tempo che comporterebbe un progressivo accumulo di rifiuti non compatibile con le volumetrie disponibili per lo stoccaggio e degli scarti.
- e) allontanamento in ambiente, in condizioni di non rilevanza radiologica e autorizzato nell'ambito del Nulla Osta all'esercizio della pratica, di tutti i rifiuti contenenti sostanze radioattive con attività al di sotto dei livelli di allontanamento.

Il conferimento di sorgenti o rifiuti radioattivi a terzi avviene previo il rispetto, nei casi applicabili, degli obblighi per gli speditori definiti all'art. 56 del D.Lgs. 101/2020.

8.1.1 Modalità di raccolta, confezionamento, tracciabilità e contabilizzazione

I rifiuti solidi provenienti dai vari settori della U.O. Medicina Nucleare costituiscono la fonte maggiore dei rifiuti solidi radioattivi o potenzialmente tali.

I materiali solidi prodotti presso i vari settori della U.O. Medicina Nucleare vengono gestiti in maniera differenziata suddividendoli all'origine per tipologia, in particolare distinguendo fra rifiuti a tempo di dimezzamento molto breve ($^{99\text{m}}\text{Tc}$ e ^{18}F e altri radiofarmaci PET) e rifiuti ad alta attività e/o tempo di dimezzamento breve/medio (reparto terapia, scarti di camera calda convenzionale o di terapia).

In generale i rifiuti solidi prodotti nei settori Radiofarmacia, Diagnostica e Terapia sono conservati temporaneamente in appositi contenitori (spesso schermati) in attesa di essere trasferiti nel deposito dei rifiuti radioattivi.

I rifiuti solidi taglienti vengono raccolti in appositi contenitori per taglienti a rischio infettivo e successivamente inseriti in contenitori biobox, mentre altri tipi di rifiuti solidi vengono raccolti direttamente in biobox.

Tutti i biobox contenenti rifiuti solidi radioattivi sono identificati con il radioisotopo in essi contenuto e contrassegnati con un'etichetta identificativa con numerazione univoca, cui viene fatto riferimento in un registro in cui viene indicata anche il settore di provenienza e/o il radioisotopo e la data di confezionamento.

Materiali di scarto da attività propria di gestione del ciclotrone e di radiofarmacia (da moduli di sintesi), quando è possibile la presenza di impurezze a lungo tempo di dimezzamento

Come già detto, si tratta di materiale che può essere contaminato da impurezze con tempi di dimezzamento medio-lungo per il quale è praticamente indispensabile l'affidamento ad un operatore del sistema integrato: in relazione agli oneri non trascurabili connessi a tale opzione, diventa di estrema rilevanza la raccolta differenziata del rifiuto finalizzata al contenimento della volumetria prodotta; si tratta di scarti che non presentano alcun rischio biologico:

- materiale derivante dalle attività di manutenzione del ciclotrone e delle linee di distribuzione
- materiale utilizzato per le attività di sintesi in radiofarmacia, che sia entrato a contatto con il contenuto dei target del ciclotrone (prodotto di irraggiamento) o con l'eluato del generatore di $^{68}\text{Ge}/^{68}\text{Ga}$
- guanti e materiale monouso utilizzato per la pulizia e la decontaminazione in caso di spargimento accidentale di sostanze radioattive

Si tratta di scarti solidi e liquidi (la gestione è analoga).

I rifiuti ad alta attività prodotti a seguito di manutenzione del ciclotrone (finestre e grid dei target, così come i liquidi di lavaggio dei target) sono raccolti entro contenitori schermati detenuti entro il bunker (suddivisi per solidi e liquidi); i rifiuti a bassa attività prodotti a seguito di gestione del ciclotrone, contenenti prodotti di attivazione (linee di delivery, guanti, materiale per pulizia, etc), sono raccolti entro fustini per rifiuti radioattivi detenuti entro il bunker.

Il materiale di scarto da attività di sintesi, tipicamente rimosso dalle celle il giorno successivo, viene raccolto separatamente dal resto, e inserito nei fustini per rifiuti radioattivi detenuti entro il bunker (solidi e liquidi).

I fustini per rifiuti radioattivi (omologati), una volta chiusi sono raccolti nel deposito per rifiuti radioattivi DEP RR-PF1 (Piano 1 fondi Levante) e periodicamente smaltiti tramite un operatore del sistema integrato.

Nel caso di target foil e grid, il conferimento avviene dopo adeguato periodo di decadimento dentro ad appositi schermi dentro al bunker.

Ogni contenitore viene registrato e vengono conservati i dati riferiti al conferimento a terzi.

Gli altri rifiuti prodotti a seguito delle attività della radiofarmacia vengono raccolti entro contenitori dedicati presenti in bunker o in camera calda (materiali debolmente o solo potenzialmente contaminati, eventualmente schermati, in parte già decaduti), poi confezionati come rifiuti sanitari a rischio infettivo e raccolti in uno dei depositi per rifiuti sanitari dedicati, dove vengono registrati e controllati prima dell'allontanamento (vedi punto successivo).

I rifiuti NON radioattivi prodotti in bunker (tipicamente imballi) vengono comunque controllati prima dell'allontanamento.

Generatori esausti per la produzione di radionuclidi

Generatori di radionuclidi con i quali vengono allestiti i radiofarmaci; si tratta di scarti che non presentano rischio biologico.

- Generatori di $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$
- Generatori di $^{68}\text{Ge}/^{68}\text{Ga}$

Al termine del loro impiego, vengono sostituiti con altri (spesso dopo un periodo di decadimento); i generatori esausti, depositati temporaneamente nel deposito per rifiuti radioattivi DEP RR-PF1 (Piano I fondi Levante), vengono di norma ritirati dalla ditta fornitrice oppure conferiti ad un operatore del sistema integrato.

Ogni sostituzione viene registrata e vengono conservati i dati riferiti al conferimento a terzi.

Materiali di scarto da attività di allestimento, manipolazione, controllo di qualità e dispensazione radiofarmaci (da “camera calda”, senza impurezze significative)

Materiali che generalmente contengono scarti di radiofarmaci conformi alle norme di buona preparazione applicabili, quindi che non contengono sostanze radioattive diverse da quelle oggetto del nulla osta (impurezze) se non in tracce minime consentite dalla Farmacopea Italiana; si tratta di scarti che di per sé non presentano rischio biologico, ma che per maggior cautela vengono confezionati come se lo fossero poiché possono raccogliere anche alcune siringhe impiegate per la somministrazione, e sono costituiti da:

- residui di radiofarmaci nei flaconi originali
- materiale di laboratorio utilizzato per le attività di allestimento e dispensazione radiofarmaci (viali vuoti, provette, tubi, puntali monouso, siringhe utilizzate in laboratorio, etc)
- guanti e materiale monouso utilizzato per la pulizia e la decontaminazione

I residui dei radiofarmaci per terapia e di I-131 per diagnostica (es capsule non somministrate) vengono conservati all'interno della camera calda del settore terapia (nei flaconi originali schermati, in cassaforte o nella parte inferiore della cella) per un tempo sufficientemente lungo per consentire un adeguato decadimento (alcuni mesi, fino a raggiungere un'attività residua inferiore a qualche decina di Bq), dopodiché vengono controllati tramite misura con sonda NaI 2”x2” e inseriti nei contenitori schermati per i rifiuti radioattivi di pertinenza, fuori dalle celle, presenti in camera calda.

I residui di radiofarmaci per diagnostica vengono conservati all'interno della camera calda (nei flaconi originali schermati, tipicamente entro la cella) per un tempo sufficientemente lungo per consentire un adeguato decadimento (alcuni giorni, fino a raggiungere un'attività residua inferiore a qualche decina di Bq), dopodiché vengono inseriti nei contenitori schermati per i rifiuti radioattivi di pertinenza, fuori dalle celle, presenti in camera calda.

Gli altri rifiuti radioattivi prodotti vengono raccolti entro gli appositi contenitori schermati presenti in camera calda (il materiale debolmente o solo potenzialmente contaminato viene raccolto direttamente all'interno dei contenitori per rifiuti sanitari dedicati presenti in camera calda, ad esempio i guanti).

I contenitori schermati per i rifiuti radioattivi presenti in camera calda vengono periodicamente svuotati (a inizio giornata, prima dell'inizio delle attività, se possibile il primo giorno della settimana)

e confezionati entro contenitori per rifiuti sanitari, suddivisi per tipologia di radionuclide e contrassegnati; i contenitori per rifiuti sanitari vengono poi trasferiti in uno dei depositi dedicati, per un periodo di decadimento, dove vengono registrati e controllati prima dell'allontanamento (vedi punto successivo).

Materiali di scarto da attività di somministrazione radiofarmaci, attività di diagnostica e terapia medico nucleare, gestione pazienti portatori di radioattività, attività di decontaminazione, svolte presso il Pad. Sommariva

Materiali che generalmente contengono scarti di radiofarmaci conformi alle norme di buona preparazione applicabili, quindi che non contengono sostanze radioattive diverse da quelle oggetto del nulla osta se non in tracce minime (impurezze); in genere si tratta di scarti che possono presentare rischio biologico, o che per maggior cautela vengono confezionati come se lo fossero, e sono costituiti da:

- Siringhe, materiale a perdere necessario alle iniezioni e altro materiale impiegato per la somministrazione di radiofarmaci
- guanti monouso, materiale assorbente per banchi, lenzuolini in carta per i lettini, etc
- materiale per medicazione, cateteri, sacche per urine
- assorbenti, pannoloni, traverse monouso
- piatti e posate monouso utilizzate dai pazienti ricoverati nel reparto Terapia Radiometabolica
- tutto il materiale solido che viene a contatto con sostanze radioattive non sigillate
- guanti e materiale monouso utilizzato per la pulizia e la decontaminazione

Questi rifiuti sono raccolti negli appositi contenitori presenti nei vari settori (spesso schermati), le siringhe e gli altri materiali taglienti impiegati per la somministrazione vengono raccolti direttamente entro contenitori sanitari per rifiuti taglienti. Come al punto precedente, i contenitori per i rifiuti radioattivi presenti nei vari settori del reparto vengono periodicamente svuotati (a inizio giornata, prima dell'inizio delle attività, se possibile il primo giorno della settimana) e confezionati entro contenitori per rifiuti sanitari, suddivisi per tipologia di radionuclide e contrassegnati; i contenitori per rifiuti sanitari vengono poi trasferiti in uno dei depositi dedicati, per un periodo di decadimento, dove vengono registrati e controllati prima dell'allontanamento (vedi punto successivo).

In alcuni casi, come ad esempio per le terapie con ^{131}I e con ^{177}Lu , considerate le attività in gioco, i volumi prodotti e i tempi di decadimento, si può ritenere più conveniente affidare i rifiuti radioattivi prodotti ad una ditta del servizio integrato, secondo le procedure già descritte prima.

Tutti i radiofarmaci utilizzati (di produzione interna o approvvigionati dall'esterno), ed in particolare quelli marcati con ^{68}Ga e ^{177}Lu , sono conformi alle norme di buona preparazione dei radiofarmaci, e pertanto eventuali tracce di radionuclidi presenti al loro interno sotto forma di impurezze (come ad esempio ^{68}Ge per il ^{68}Ga e $^{177\text{m}}\text{Lu}$ per il ^{177}Lu) sono esclusi dal computo per la determinazione della non rilevanza radiologica per le persone del pubblico in seguito al loro

allontanamento, ai sensi dell'Allegato I, comma 9 punto c). Questi rifiuti possono essere smaltiti trascorso un tempo sufficiente per il decadimento del radionuclide di marcatura a concentrazioni di attività inferiori a quelle per cui è consentito l'allontanamento. Tuttavia, la presenza di eventuali impurezze potrebbe far scattare l'allarme dei sistemi di controllo dei rifiuti ospedalieri. Similmente, la presenza di queste impurezze potrebbe essere rilevata presso gli inceneritori a cui tali rifiuti vengono conferiti, con tutte le problematiche che ne conseguono. Per questo motivo, di carattere pratico e finalizzato a semplificare anche le operazioni di monitoraggio eventualmente effettuate presso l'impianto di termodistruzione, tali rifiuti verranno gestiti con modalità ottimizzata, trattando separatamente i rifiuti dove queste impurezze potrebbero essere più rilevanti (scarti di camera calda), eventualmente conservandoli presso i depositi temporanei per tempi più lunghi o, in caso di necessità, smaltiti tramite servizio integrato. Si ritiene che la gestione dei rifiuti derivanti dall'utilizzo del ^{68}Ga e del ^{177}Lu proposta sia ottimizzata, facilmente implementabile e costituisca un buon punto di equilibrio tra le diverse necessità dei soggetti coinvolti nel processo (produttore e gestore dell'impianto di termovalorizzazione).

Materiali di scarto da attività di laboratorio di diagnostica in vitro (RIA)

Materiali che contengono scarti di laboratorio contenenti ^{125}I (possono presentare rischio biologico) e sono costituiti da:

- materiale da laboratorio quale provette, tubi, puntali, contenitori, etc
- guanti e materiale monouso utilizzato per la pulizia e la decontaminazione

Pur essendo fattibile l'allontanamento in ambiente in condizioni di non rilevanza radiologica (si rimanda all'Appendice_RIFRAD), si ritiene di norma preferibile l'affidamento degli scarti ad un operatore del sistema integrato.

Questi rifiuti vengono raccolti separatamente dagli altri all'interno del Laboratorio di Medicina Nucleare (Piano 1 fondi, Ponente), direttamente all'interno di fustini omologati per rifiuti radioattivi, che una volta chiusi sono raccolti nel deposito per rifiuti radioattivi DEP RR-PF1 (Piano 1 fondi Levante), appositamente registrati; infine vengono periodicamente smaltiti tramite un operatore del sistema integrato. Si è adottata questa procedura per semplicità, ma non si esclude la possibilità di allontanare qualche materiale contenente ^{125}I , dopo adeguato periodo di decadimento, purché la radioattività residua rientri nei livelli di allontanamento previsti per tale radionuclide, previo controllo radiometrico.

A scopo cautelativo, anche i biobox prodotti a seguito di attività RIA (che NON dovrebbero contenere ^{125}I), vengono comunque trasferiti nel deposito temporaneo per essere gestiti come gli altri.

Materiali di scarto dalle altre attività di laboratorio della medicina nucleare

I materiali di scarto generalmente contengono tracce di radiofarmaci conformi alle norme di buona preparazione applicabili, quindi che non contengono sostanze radioattive diverse da quelle oggetto

del nulla osta (impurezze) se non in tracce minime; in genere si tratta di scarti che possono presentare rischio biologico e sono costituiti da:

- materiale da laboratorio quale provette, tubi, puntali, contenitori, etc
- materiale utilizzato per le attività di ricerca preclinica
- guanti e materiale monouso utilizzato per la pulizia e la decontaminazione

Anche questi contenitori sono gestiti come al punto precedente.

Gli animali impiegati per l'attività preclinica (custoditi in armadi per animali appositamente dedicati) e le carcasse degli animali sacrificati (congelate e depositate in apposito freezer dedicato a questo esclusivo utilizzo), vengono detenuti nel Laboratorio di Ricerca per un tempo adeguato al decadimento della radioattività al di sotto dei livelli per l'allontanamento indicati nell'allegato I del D.Lgs 101/20, poi restituiti alla U.O. Animal Facility.

Materiali di scarto da attività di preparazione fantocci per controlli di qualità, sorgenti per controlli radiometrici, laboratorio spettrometria, gestione rifiuti e materiali, altre attività di fisica medica e sanitaria

Materiali che generalmente contengono scarti di radiofarmaci conformi alle norme di buona preparazione applicabili, quindi che non contengono sostanze radioattive diverse da quelle oggetto del nulla osta (impurezze) se non in tracce minime; in genere si tratta di scarti che non presentano rischio biologico, ma che per maggior cautela vengono confezionati come se lo fossero, e sono costituiti da:

- siringhe e altro materiale impiegato per la preparazione di fantocci o sorgenti per controlli ambientali
- materiale da laboratorio di spettrometria, campioni da analizzare, etc
- guanti e materiale monouso utilizzato per la pulizia e la decontaminazione

Questi rifiuti per praticità generalmente sono raccolti e confezionati nei contenitori per rifiuti sanitari degli altri settori (per affinità di tipologia), e sono gestiti come al punto precedente.

Conferimento a qualsiasi titolo a terzi di materiali provenienti dalla medicina nucleare e potenzialmente contenenti sostanze radioattive

Ad esempio:

- allontanamento dei campioni per esecuzione dei test in altri laboratori (controlli di qualità, igiene ambientale, etc)
- invio di strumenti o attrezzature da tarare, riparare, restituire, etc
- rimozione di filtri dalle celle o dai sistemi di areazione
- altro materiale da conferire a terzi

Anche in questo caso viene effettuato un adeguato periodo di decadimento, e se del caso una verifica radiometrica, per valutare il rispetto dei criteri di non rilevanza radiologica.

Oltre ai rifiuti descritti in precedenza, facilmente controllabili, provenienti dalle aree più a rischio, vi è la possibilità di produzione di rifiuti radioattivi nei reparti di degenza ordinaria, negli ambulatori, nelle sale operatorie o comunque in tutte quelle aree ove eventualmente accedono pazienti a cui siano state somministrate sostanze radioattive a scopo diagnostico o terapeutico. Il numero di esami medico nucleari effettuati in un anno a pazienti interni è pari a circa il 40% del totale. L'esame più frequente è la PET (circa il 50% degli esami), che prevede di norma una somministrazione inferiore a 370 MBq di ^{18}F . Seguono le scintigrafie eseguite utilizzando radiofarmaci marcati con $^{99\text{m}}\text{Tc}$ (in maggior parte linfoscintigrafie, scintigrafie miocardiche e scheletriche, ciascuna pari a circa il 10%). Esami effettuati a pazienti interni con radioisotopi diversi dal $^{99\text{m}}\text{Tc}$ o ^{18}F sono più rari. Si tratta quindi, nella stragrande maggioranza dei casi, di isotopi a tempo di dimezzamento molto breve ($^{99\text{m}}\text{Tc}$ o ^{18}F). Le modalità di raccolta e gestione di questa seconda tipologia di rifiuti sono oggetto di procedura specifica aziendale, di seguito descritta.

Materiali di scarto da attività di gestione pazienti trattati con radiofarmaci e assistiti presso altri reparti ospedalieri (al di fuori del Pad. Sommariva)

Si intende la gestione dei rifiuti sanitari prodotti presso gli altri reparti del Policlinico, al di fuori del Padiglione Sommariva; in genere si tratta di scarti che potenzialmente potrebbero contenere materie radioattive e presentare rischio biologico e sono costituiti da:

- materiali che sono entrati a contatto con escreti o fluidi biologici del paziente, come ad esempio pannoloni o assorbenti, sacche e cateteri, medicazioni, etc

I rifiuti potenzialmente contaminati vengono raccolti nei primi giorni solitamente in un unico biobox che viene conservato nella camera del paziente o in un locale poco frequentato e contrassegnato con etichetta informativa (etichetta rossa) consegnata dalla U.O. Medicina Nucleare, sulla quale è stata indicata la data dopo la quale il contenitore può essere trasportato nel punto di raccolta del padiglione per essere avviato al ritiro (dopo aver applicato apposita etichetta verde) per lo smaltimento come un normale rifiuto ospedaliero. La data è stabilita sulla base della tipologia di prestazione effettuata e assicura il decadimento delle eventuali materie radioattive al di sotto dei livelli di allontanamento. In alcuni casi (ad es. nei rarissimi casi di somministrazione di ^{131}I diagnostico a paziente ricoverato o ricovero incidentale di pazienti che hanno effettuato terapia medico nucleare nelle settimane precedenti) non viene indicata una data, ma è prescritto un controllo della U.O. Fisica Sanitaria, che stabilisce tempistiche e modalità del periodo di decadimento o l'eventuale conferimento al servizio integrato.

8.1.2 Depositi di stoccaggio temporanei

Tutti i contenitori per rifiuti sanitari (biobox) prodotti presso il Pad. Sommariva vengono raccolti in uno dei depositi per rifiuti sanitari descritti di seguito (DEP RR-PF2/3 al Piano 1 fondi Levante o DEP RR-1P al Primo Piano Levante), appositamente registrati, dove effettuano un periodo di decadimento sufficiente per assicurare il decadimento dell'attività residua al di sotto dei livelli di allontanamento previsti. Dopo primo controllo radiometrico, vengono ritirati dalla ditta addetta al

ritiro dei rifiuti sanitari, per essere portati verso il punto di carico dei mezzi in uscita, nel cortile del Pad. Maragliano, dove saranno comunque sottoposti a controllo finale (con tutti gli altri rifiuti sanitari).

I depositi di stoccaggio temporanei per i rifiuti radioattivi e degli scarti contenenti materie radioattive asserviti al Pad. Sommariva sono costituiti da tre locali in cui vengono suddivisi i rifiuti e gli scarti in funzione del settore di provenienza e/o destinazione finale (vedi sotto).

I depositi di stoccaggio temporanei sono i seguenti:

- DEP RR-PF1 (piano 1 Fondi-levante – vedi Plan 4): dedicato soprattutto alla raccolta di rifiuti radioattivi confezionati in fustini omologati, di sorgenti e generatori fuori uso, in attesa di ritiro da parte di terzi (servizio integrato o del fornitore); di fatto contengono radionuclidi a tempo di dimezzamento medio-lungo (come ad es. le impurezze)
- DEP RR-PF3/3 (piano 1 Fondi-levante - Plan 4): dedicato esclusivamente alla raccolta di contenitori per rifiuti sanitari contenenti materie radioattive (già parzialmente decadute) provenienti dai settori di diagnostica PET e Gamma-Camere); di fatto contengono radionuclidi a tempo di dimezzamento breve o molto breve
- DEP RR-1P (primo piano-levante – vedi Plan 8): schermato e dedicato esclusivamente alla raccolta dei rifiuti sanitari contenenti materie radioattive provenienti dal Settore Terapia (all'interno del quale è ubicato), in attesa di ritiro da parte del servizio integrato o di decadimento sotto alle soglie di allontanamento; di fatto contengono radionuclidi a tempo di dimezzamento medio, ma con attività significative (presenza di contenitori schermati).

Gli eventuali contenitori per rifiuti sanitari pericolosi (biobox) prodotti presso altri Padiglioni che necessitino di lungo periodo di stoccaggio o che siano risultati non conformi (dopo riscontro positivo a controllo radiometrico), vengono trasferiti in un ulteriore deposito (soggetto anche ad altro provvedimento autorizzativo, vedi capitolo 4):

- DEP RR CBA (Pad. IST NORD ex CBA- vedi Plan 11): un tempo dedicato alla raccolta di rifiuti radioattivi provenienti da altre attività del Pad. IST Nord (al momento ridottissimi), considerata la dimensione, adeguatezza e posizione, è stato dedicato anche allo stoccaggio temporaneo di eventuali contenitori per rifiuti sanitari contenenti materie radioattive, di provenienza ospedaliera varia (ad esempio a seguito di riscontro positivo ad un controllo).

Nei depositi descritti sopra, pavimenti e pareti sono facilmente lavabili e decontaminabili e sono stati predisposti mezzi antincendio. Inoltre, nei depositi per rifiuti radioattivi sono stati posti in atto dispositivi progettuali tali da minimizzare i rischi di allagamento e/o dispersione di sostanze radioattive nell'ambiente. L'accesso ai depositi è regolamentato e consentito esclusivamente al personale autorizzato e normalmente è chiuso a chiave.

La movimentazione e la gestione dei rifiuti all'interno del deposito, nonché le misure di attività residua nei contenitori vengono effettuate da personale afferente alla Medicina Nucleare e alla Fisica Sanitaria.

8.1.3 Livelli di allontanamento proposti

Si rimanda all'Appendice_RIFRAD per le valutazioni e le considerazioni effettuate, sulla base delle quali sono stati i proposti i livelli di allontanamento per i rifiuti solidi, in termini di concentrazione di attività, anche ai sensi del punto 8.4 dell'Allegato I.

I livelli di allontanamento proposti per i rifiuti solidi (vedi Tabella IX) sono stati formulati nel rispetto dei criteri di non rilevanza radiologica delle pratiche di cui al paragrafo 1 dell'Allegato I, e consentono il loro incenerimento nel rispetto del D.P.R. 15 luglio 2003, n. 254.

Nel caso di materie radioattive costituite da miscele di radionuclidi, dovrà essere rispettata la condizione che la somma dei rapporti del valore di concentrazione di massa del singolo radionuclide e il pertinente livello di allontanamento proposto sia inferiore a 1.

Tabella IX-Livelli di allontanamento proposti per rifiuti solidi

NUCLIDE	T _{1/2} (g)	Conc Rif solidi kBq/kg
C-11	0,014	10
Co-56	77,2	0,1
Co-57	272	1
F-18	0,083	10
Ga-68	0,047	10
Ge-68	270,8	10
I-123	0,6	100
I-125	59	100
I-131	8,0	10
Lu-177	6,5	100
Mn-54	312	0,1
N-13	0,007	10
Ra-223	11,4	1
Sm-153	1,9	100
Tc-99m	0,3	100
Y-90	2,8	1.000

8.1.4 Condizioni e indicazioni tecniche per l'allontanamento e registrazione informazioni

Per ogni conferimento di sorgenti, rifiuti, materiali solidi radioattivi ad un operatore del sistema integrato, o restituzione di sorgenti esauste al produttore, vengono eseguiti i monitoraggi previsti dalle norme di riferimento e vengono predisposte le schede di accompagnamento, seguendo anche le norme internazionali per i trasporti su strada di merci pericolose (ADR). La documentazione riferita a ogni conferimento viene archiviata e mantenuta per almeno 10 anni.

La valutazione dell'attività contenuta nei rifiuti solidi prodotti dall'Ospedale e allontanati tramite smaltimento in ambiente, al fine di garantire la tracciabilità dei dati relativi ad ogni smaltimento prevista al punto 3.5 dall'allegato XIV del decreto e il raggiungimento delle successive condizioni di

allontanamento, viene effettuata su base statistica e utilizzando ipotesi adeguatamente conservative in merito all'attività contenuta al momento del confezionamento e al peso medio dei contenitori da allontanare.

Si rimanda all'Appendice_RIFRAD per il dettaglio circa le valutazioni e le considerazioni effettuate.

Tutti i contenitori in uscita dai depositi di stoccaggio temporanei del Pad. Sommariva e del Pad. IST NORD (CBA), per i quali è previsto lo smaltimento diretto una volta superato il periodo di decadimento prescritto, prima di essere allontanati dal deposito vengono comunque sottoposti in loco a primo controllo radiometrico puntuale con idoneo strumento (tipicamente sonda NaI 2"x2") da parte della U.O. Fisica Sanitaria: solo nel caso in cui il valore massimo del rateo di conteggio a contatto del contenitore sia confrontabile con il fondo naturale, il contenitore viene avviato allo smaltimento presso il punto di raccolta e viene annotata la data di uscita dal deposito temporaneo sul registro di carico e scarico.

Tutti i biobox prodotti negli altri reparti ospedalieri a seguito della gestione di pazienti sottoposti a procedure di medicina nucleare possono essere allontanati al raggiungimento della data indicata dalla U.O. Medicina Nucleare o dalla U.O. Fisica Sanitaria e dopo aver applicato etichetta verde (a cura del reparto di provenienza).

I biobox conformi vengono poi trasferiti nei punti di raccolta presso i vari padiglioni, dove sono ritirati dalla ditta incaricata del ritiro dei rifiuti sanitari pericolosi e trasferiti nel punto di carico dell'isola ecologica (ubicata nei pressi del Pad. Maragliano).

Al fine, comunque, di garantire un livello massimo di controllo e una protezione efficace della popolazione, nonostante la procedura implementata che dovrebbe assicurare il rispetto dei livelli di allontanamento, a titolo precauzionale viene comunque effettuato un ultimo controllo radiometrico su tutti i contenitori con idoneo strumento (tipicamente sonda NaI 2"x2") dal personale della ditta che gestisce tali ritiri, al momento del carico di ogni mezzo in uscita dalla struttura, secondo modalità concordata con la U.O. Fisica Sanitaria. Solo nel caso in cui il valore del rateo di conteggio a contatto del contenitore sia confrontabile con il fondo naturale, il contenitore può essere caricato sul mezzo in uscita; su apposito registro viene annotato il controllo con esito positivo per tutti i mezzi in uscita.

In caso di allarme legato al superamento della soglia preimpostata, il personale addetto identifica il contenitore che ha fatto scattare l'allarme. Tale contenitore viene conservato in contenitore chiuso e in posizione isolata presso l'isola ecologica e ricontrollato dopo alcuni giorni. Nel caso in cui il contenitore in questione faccia nuovamente scattare l'allarme verrà trasferito al deposito temporaneo

DEP RR-CBA, e registrato, per ulteriore controllo e gestione da parte della U.O. Fisica Sanitaria.

In appositi registri presenti presso i depositi temporanei di stoccaggio del Pad. Sommariva e gestiti dalle U.U.O.O. Medicina Nucleare e Fisica Sanitaria vengono annotati l'arrivo di ogni contenitore e la data di autorizzazione all'allontanamento (esito positivo misura) o il ritiro da parte di terzi (servizio integrato, sorgenti).

In appositi registri gestiti dalla ditta incaricata del ritiro dei rifiuti sanitari viene annotata la conformità di esecuzione del controllo di radioattività per ogni mezzo caricato.

Presso la U.O. Fisica Sanitaria è conservata tutta la documentazione riferita al conferimento a terzi per il Servizio Integrato e per la restituzione di sorgenti al fornitore.

8.2 Rifiuti liquidi (All.XIV 3.6)

Alcuni scarti liquidi da attività di gestione ciclotrone o di radiofarmacia possono essere contaminati da impurezze che non rientrano nell'esclusione prevista al punto 9.1c dell'Allegato I del D.Lgs. 101/20, si rimanda alla descrizione degli scarti solidi della stessa fattispecie.

Alcune attività di laboratorio (es. diagnostica RIA, controlli di qualità radiofarmaci) producono rifiuti liquidi radioattivi, che possono presentare anche altri rischi di pericolosità.

Gli altri materiali liquidi di scarto sono per lo più costituiti dagli escreti dei pazienti che hanno effettuato prestazioni medico nucleari, contenenti frazioni del radiofarmaco somministrato, e vengono prodotti direttamente all'interno del padiglione Sommariva, oppure presso i reparti in cui i pazienti sono ricoverati.

Tali rifiuti sono caratterizzati da significative volumetrie, dalla presenza di sostanze radioattive a tempo di dimezzamento breve e ultra-breve e da caratteristiche di pericolosità che vanno oltre l'aspetto radioprotezionistico (rischio biologico e infettivo) e sono gestiti come di seguito descritto.

Il sistema di contenimento presente nei Settori diagnostica Convenzionale, Diagnostica PET e Terapia MN, (Impianto V2 – Vasche grandi) raccoglie di fatto la prima minzione dei pazienti sottoposti a procedure diagnostiche e tutti gli escreti prodotti durante la degenza dei pazienti sottoposti a procedure di terapia medico nucleare. L'efficienza del sistema è molto elevata nell'abbattimento della quantità di radioattività immessa in ambiente, soprattutto per questi ultimi.

In base alle procedure in atto presso il Policlinico, per i rifiuti radioattivi solidi viene attuata la seguente gestione:

- a) conferimento ad un operatore del servizio integrato dei rifiuti radioattivi derivanti da attività di gestione ciclotrone o di radiofarmacia con significativa presenza di prodotti di attivazione: i tempi di dimezzamento delle sostanze radioattive implicate e l'inevitabile incertezza sul valore di attività rendono praticamente indispensabile l'affidamento degli scarti ad un operatore del sistema integrato
- b) conferimento ad un operatore del servizio integrato dei rifiuti radioattivi caratterizzati da tempi di dimezzamento lunghi, o attività all'origine molto elevate, per i quali si configurerebbe la necessità di stazionamento nei depositi temporanei per un tempo elevato (qualche anno), tempo che comporterebbe un progressivo accumulo di rifiuti non compatibile con le volumetrie disponibili per lo stoccaggio e degli scarti (es. Laboratorio RIA)
- c) smaltimento in ambiente, dopo decadimento, dei reflui dei due impianti di raccolta e smaltimento rifiuti liquidi della Medicina Nucleare (V2 Vasche Grandi e V2 Vasche Piccole)

d) smaltimento diretto in ambiente degli escreti dei pazienti sottoposti a procedure di medicina nucleare e ricoverati (o comunque presenti) presso altri reparti del Policlinico

Per le valutazioni in merito ai rifiuti radioattivi, si rimanda all'Appendice_RIFRAD.

8.2.1 Modalità di raccolta, confezionamento, tracciabilità e contabilizzazione

Materiali di scarto da attività propria di gestione del ciclotrone e di radiofarmacia (da moduli di sintesi), quando è possibile la presenza di impurezze a lungo tempo di dimezzamento

Si tratta di liquidi residui prodotti a seguito delle manutenzioni del ciclotrone o della sintesi dei radiofarmaci e contaminato da impurezze a lungo tempo di dimezzamento (sostanze radioattive diverse da quelle oggetto del nulla osta, prodotte da fenomeni di attivazione “indesiderati”, in quanto la produzione delle stesse non rientra tra gli scopi dell'attività); i tempi di dimezzamento delle sostanze radioattive implicate di norma rendono indispensabile l'affidamento del rifiuto ad un operatore del sistema integrato: in tal caso, in relazione agli oneri non trascurabili connessi a tale opzione, diventa di estrema rilevanza la raccolta differenziata del rifiuto finalizzata al contenimento della volumetria prodotta.

Si tratta di scarti che non presentano alcun rischio biologico e sono costituiti perlopiù da:

- liquidi di waste
- scarti di produzione
- liquidi di lavaggio

Tali rifiuti sono raccolti direttamente nei fustini per rifiuti radioattivi, oppure entro flaconi che, una volta sufficientemente decaduti e sottoposti a verifica spettrometrica vengono confezionati in fustini per rifiuti radioattivi; questi ultimi, una volta chiusi, sono raccolti nel deposito per rifiuti radioattivi DEP RR-PF1 (Piano 1 fondi Levante) e periodicamente smaltiti tramite un operatore del sistema integrato. Ogni contenitore viene registrato e vengono conservati i dati riferiti al conferimento a terzi.

Materiali di scarto da attività di laboratorio controlli di qualità

Si tratta di liquidi residui prodotti a seguito delle attività di controllo di qualità dei radiofarmaci PET (Laboratorio Radiofarmacia), in volumi piuttosto contenuti, tipicamente contenenti radionuclidi a tempi di dimezzamento molto brevi, che non presentano alcun rischio biologico; sono costituiti perlopiù da solventi.

Tali rifiuti sono raccolti entro flaconi, poi confezionati in contenitori per solventi che, una volta sufficientemente decaduti e sottoposti a verifica radiometrica, sono periodicamente smaltiti come rifiuti chimici.

Materiali di scarto da attività di laboratorio RIA

Si tratta di residui liquidi prodotti a seguito delle attività di analisi in vitro di radioimmunologia e contengono I-125; possono presentare rischio biologico.

Pur essendo fattibile l'allontanamento in ambiente in condizioni di non rilevanza radiologica, si ritiene di norma preferibile l'affidamento degli scarti ad un operatore del sistema integrato.

Questi rifiuti vengono raccolti separatamente dagli altri all'interno del Laboratorio di Medicina Nucleare (Piano 1 fondi, Ponente), direttamente all'interno di fustini omologati per rifiuti radioattivi, che una volta chiusi sono raccolti nel deposito per rifiuti radioattivi DEP RR-PF1 (Piano 1 fondi Levante), appositamente registrati; infine vengono periodicamente smaltiti tramite un operatore del sistema integrato.

Si è adottata questa procedura per semplicità, ma non si esclude la possibilità di allontanare qualche materiale contenente I-125, dopo adeguato periodo di decadimento, purché la radioattività residua rientri nei livelli di allontanamento previsti per tale radionuclide, previo controllo radiometrico.

8.2.2 Impianti di raccolta e smaltimento rifiuti liquidi radioattivi

Il Pad. Sommariva è dotato di due impianti di raccolta e smaltimento rifiuti liquidi radioattivi, realizzati in tempi diversi e già descritti nella documentazione tecnica delle precedenti istanze.

Non sono previste variazioni degli impianti e della loro modalità di funzionamento rispetto alla documentazione tecnica a suo tempo presentata, alla quale si rimanda per una descrizione dettagliata del loro funzionamento.

Impianto V1-TEMA RAD 2/4 MAN (Vasche Piccole)

Primo impianto, realizzato nel 2007 (I Lotto lavori); descritto come impianto "aggiuntivo" nella documentazione a suo tempo presentata (D.I. del 14.05.2007, relazione periodica prot. 22669/14 del 04/06/2014); ubicato al piano sottofondi, lato ponente (vedi Plan 9 e allegato F36_PIANO SOTTOFONDI); costituito da n.2 vasche di stoccaggio da 1 m³ ciascuna; inizialmente progettato per il settore radiofarmacia e il settore PET, da fine 2019 raccoglie oramai solamente scarichi FREDDI provenienti dalla radiofarmacia (ciclo di decontaminazione, wc operatori, lavandini). Di norma NON E' PREVISTO lo scarico di materiale radioattivo nei lavandini, ma è stato preso in considerazione come evento raro, accidentale.

Impianto V2-TEMA LRD-LRT 5/24-2K MAN (Vasche Grandi)

Secondo impianto, realizzato nel 2012 (II Lotto lavori); descritto nella documentazione tecnica a suo tempo presentata (D.I. del 14.05.2007 e D.I. del 21.07.2020); ubicato nel cortile retrostante il Pad. Sommariva (vedi Plan 10 e allegato F36_PIANOT E VASCHE); costituito da n.5 vasche di stoccaggio in calcestruzzo da 24 m³ ciascuna; già inizialmente progettato per l'intero Padiglione, dall'anno scorso raccoglie anche tutti gli scarichi controllati del Settore PET, oltre a quelli dei settori Gamma-Camere e Terapia MN.

8.2.3 Formula di scarico proposta

Si rimanda all'Appendice_RIFRAD per le valutazioni e le considerazioni effettuate, sulla base delle quali è stata proposta la formula di scarico per i rifiuti liquidi (livelli di allontanamento in termini di attività totale che può essere smaltita nell'ambiente in un anno), sulla base delle ipotesi connesse agli scenari studiati.

I livelli di allontanamento proposti per i rifiuti liquidi (vedi Tabella X) sono stati formulati nel rispetto dei criteri di non rilevanza radiologica delle pratiche di cui al paragrafo 1 dell'Allegato I.

Da quanto esposto nella relazione e considerato quanto previsto dal D.Lgs 101/20, la concentrazione dei reflui radioattivi di una singola vasca per un singolo scarico (per entrambi gli impianti V1-vasche piccole e V2-Vasche grandi), di per sé non sarà più considerata limitante al fine del rilascio nel sistema fognario, poiché la verifica del rispetto della formula di scarico dovrà essere effettuata in un'ottica annuale, considerando i dati relativi alle attività somministrate ai pazienti interni ed esterni nell'anno di interesse e le attività totali valutate negli scarichi, cumulate per entrambi gli impianti di vasche.

Tabella X-Livelli di allontanamento proposti per rifiuti liquidi

NUCLIDE	T1/2 (g)	scarico MBq per 10 uSv
C-11	0,01	2,6E+06
Co-56	77	1,7E+02
Co-57	272	1,1E+03
F-18	0,08	7,9E+05
Ga-68	0,05	5,8E+05
Ge-68	271	1,5E+02
I-123	0,55	9,9E+05
I-125	59	1,0E+04
I-131	8,04	2,3E+04
Lu-177	6,47	5,8E+04
Mn-54	312	2,2E+03
N-13	0,01	8,3E+06
Ra-223	11,4	1,3E+03
Sm-153	1,93	1,2E+05
Tc-99m	0,25	2,8E+06
Y-90	2,81	4,4E+04

8.2.4 Condizioni e indicazioni tecniche per l'allontanamento e registrazione informazioni

Per ogni conferimento di rifiuti liquidi radioattivi ad un operatore del sistema integrato vengono eseguiti i monitoraggi previsti dalle norme di riferimento e vengono predisposte le schede di accompagnamento, seguendo anche le norme internazionali per i trasporti su strada di merci pericolose (ADR).

Presso la U.O. Fisica Sanitaria è conservata tutta la documentazione riferita al conferimento a terzi per il Servizio Integrato e per la restituzione di sorgenti al fornitore, archiviata e mantenuta per almeno 10 anni.

La valutazione dell'attività contenuta nei reflui liquidi prodotti dall'Ospedale e allontanati tramite smaltimento in ambiente, al fine di garantire la tracciabilità dei dati relativi ad ogni smaltimento prevista al punto 3.6 dell'allegato XIV del decreto e il raggiungimento delle successive condizioni di allontanamento, viene effettuata su base statistica e utilizzando ipotesi adeguatamente conservative in merito all'attività contenuta negli escreti dei pazienti trattati presso il Pad. Sommariva (Vasche V2 MN) o ricoverati negli altri reparti ospedalieri (Reparti HSM), all'attività eventualmente scaricata nell'impianto della radiofarmacia (Vasche V1 RF), etc.

Si rimanda all'Appendice_RIFRAD per il dettaglio circa le valutazioni e le considerazioni effettuate.

Ogni singolo scarico dei due impianti è monitorato: le vasche di entrambi gli impianti di raccolta e smaltimento rifiuti liquidi radioattivi del reparto sono dotate di sonde di livello che consentono di determinarne in continuo i livelli di riempimento. Gli impianti sono gestiti da due sistemi di controllo automatico ed hanno una adeguata automazione, sia per quanto riguarda i comandi che per quanto riguarda i controlli, al fine di ridurre al minimo la necessità di interventi diretti da parte degli operatori.

L'impianto vasche V1 (vasche piccole) è completamente automatizzato e quando era in uso per il settore PET (per cui era stato progettato) i cicli di riempimento e scarico erano di 2-3 giorni. Come già descritto, attualmente tale impianto non raccoglie più reflui provenienti dai bagni caldi dei pazienti, ma solamente gli scarichi del ciclo di decontaminazione e un paio di lavandini della radiofarmacia (per i quali non è previsto di scaricare materiale radioattivo); il ciclo attuale è di alcune settimane e di fatto allo scarico non vi è radioattività residua.

Per questo impianto un PC con programma dedicato consente di visualizzarne il funzionamento, anche da remoto e in tempo reale (segnalazioni relative ai livelli di riempimento, tempi di stazionamento, anomalie, malfunzionamenti, allarmi) e di archiviare tutti i dati relativi agli scarichi effettuati (risultato della misura, espresso in cps, data e ora dello scarico), nonché quelli relativi ad eventuali anomalie rilevate.

Lo scarico è automatico ed è consentito solo nel rispetto di un valore soglia sui conteggi di una sonda NaI 2" x 2" contenuta all'interno della vasca in decadimento, la cui misura è vincolante (la soglia è impostabile dall'utente e legata all'efficienza della sonda, e viene impostata cautelativamente su un valore abbondantemente inferiore ai valori di allontanamento richiesti).

I dati relativi alle misure e agli scarichi effettuati restano registrati nel sistema di controllo e raccolti in report conservati presso la U.O. Fisica Sanitaria, archiviati per almeno 10 anni.

Anche per questo impianto un PC con programma dedicato consente di visualizzarne il funzionamento, anche da remoto e in tempo reale (segnalazioni relative ai livelli di riempimento, tempi di stazionamento, anomalie, malfunzionamenti, allarmi) e di archiviare tutti i dati relativi agli scarichi effettuati (risultato della misura, espresso in termini di attività e concentrazione, data e ora dello scarico), nonché quelli relativi ad eventuali anomalie rilevate.

Prima di ogni scarico è necessario effettuare una misura di controllo, vincolante per lo scarico, azionando manualmente il sistema di campionamento e misura di un campione dentro ad un marinelli, misurato con una sonda NaI 2" x 2" entro pozzetto schermato. Lo scarico è consentito solo nel rispetto delle soglie sull'attività o concentrazione di attività nel campione, impostate cautelativamente in base ai valori di allontanamento richiesti.

I dati relativi alle misure e agli scarichi effettuati restano registrati nel sistema di controllo e raccolti in report conservati presso la U.O. Fisica Sanitaria, archiviati per almeno 10 anni.

8.3 Rifiuti aeriformi (All.XIV 3.6)

Nel caso delle attività previste comportanti l'impiego di sostanze radioattive in forma non sigillata, si considera che la produzione di rifiuti aeriformi sia dovuta a fenomeni di volatilizzazione di sorgenti radioattive liquide, risospensione di contaminazioni superficiali, esalazione di aria contaminata da parte dei pazienti (sostanzialmente solo per I-131), oltre che a seguito di attività di produzione di radionuclidi con ciclotrone e attività di radiofarmacia.

I metodi adottati per tenere sotto controllo gli effluenti sono la filtrazione (filtri assoluti HEPA e filtri a carboni attivi) e il confinamento passivo (sacche di raccolta, linea di ritardo, chiusura ventilazioni celle).

Le emissioni sono sorvegliate con i sistemi di monitoraggio ambientale, come già descritto nelle varie relazioni allegate alle precedenti istanze autorizzative.

8.3.1 Effluenti da attività di diagnostica, terapia e di laboratorio

Per le attività di Medicina Nucleare per scopi di diagnostica e terapia, (comprese le attività di preparazione fantocci per controlli di qualità) e le attività di laboratorio, vengono utilizzate esclusivamente sorgenti liquide, le operazioni effettuate sono solo operazioni semplici per via umida (ricostituzione di kit, frazionamento/ dispensazione, somministrazione i.v. o somministrazione orale di capsule), che comportano una scarsa percentuale di evaporazione delle sostanze radioattive: in tutti i casi le superfici libere delle sorgenti sono estremamente limitate essendo queste conservate in contenitori a chiusura ermetica; la manipolazione delle sostanze radioattive avviene di norma all'interno di celle o cappe dotate di filtri assoluti HEPA e filtri a carboni attivi in uscita, così come ne sono dotati la maggior parte dei canali di espulsione aria all'esterno.

Di conseguenza, la produzione di rifiuti radioattivi gassosi a seguito di tali attività può essere ricondotta prevalentemente ad eventuali contaminazioni superficiali dovute ad esempio allo sversamento o rottura accidentale di un contenitore di una sorgente radioattiva liquida, con conseguente risospensione in aria, o ad una contaminazione rilevante dell'ambiente generata dai pazienti sottoposti a trattamenti con radiofarmaci. Le superfici di lavoro sono abitualmente rivestite con materiale assorbente e le contaminazioni superficiali, anche se elevate, sono in genere facilmente circoscrivibili ed eliminabili.

Il contributo di tali effluenti è stato valutato (si rimanda all'Appendice_RIFRAD) ipotizzando cautelativamente che una certa frazione delle attività massime impiegate venga rilasciata in ambiente

come contaminazione aeriforme e considerando la presenza dei sistemi di filtrazione delle celle di manipolazione e dell'impianto di condizionamento della Medicina Nucleare.

8.3.2 Effluenti da attività di produzione con ciclotrone e sintesi di radiofarmaci

In generale, le vie potenziali di rilascio di effluenti radioattivi in forma gassosa nel Settore Ciclotrone/Radiofarmacia sono dovute a:

- Attività produttiva con ciclotrone, per cui si generano prodotti di attivazione, rilasciati sostanzialmente durante le fasi di venting, all'interno degli schermi del ciclotrone, o unload dei target, all'interno delle celle schermate; eventuale attivazione dell'argon presente nell'aria dentro agli schermi
- Sintesi di alcuni radiofarmaci (ad es. uso di radionuclidi in forma gassosa o sintesi FDG durante le fasi di evaporazione), all'interno delle celle schermate

Esulano da queste considerazioni le situazioni incidentali (già trattate nella documentazione tecnica allegata alle precedenti istanze autorizzative).

Il ciclotrone è stato progettato e realizzato in maniera ottimizzata, in modo da contenere per quanto possibile i fenomeni di attivazione secondari e indesiderati. I protoni da 11 Mev del ciclotrone Eclipse sono assorbiti interamente nei target e non possono quindi produrre fenomeni di attivazione al di fuori degli stessi. La schermatura intrinseca è realizzata in modo da rendere minimo il contenuto di aria all'interno, il cui contenuto di argon potrebbe essere oggetto di attivazione.

La maggior parte dei dati relativi ad effluenti gassosi nella produzione di isotopi PET riguarda la produzione di F-18, per la quale la presenza di impurezze nell'acqua arricchita (piccole percentuali di O-16, a seconda del livello di arricchimento) causa la produzione secondaria di N-13 all'interno del target, che può essere presente nel gas di sfiato (venting) dei target. Per tale motivo, e per raccogliere eventuale F-18 in forma di aerosol, la linea di venting dei target di F-18 viene fatta "gorgogliare" all'interno di una bottiglia contenente acqua, posta entro gli schermi del ciclotrone, il cui sfiato passa attraverso una cartuccia a carboni attivi, prima di essere inviato direttamente alla linea dell'aria esausta raccolta sotto al ciclotrone.

Un documento tecnico di Siemens [39] riporta la possibilità che si producano piccole percentuali di Ar-41 all'interno degli schermi del ciclotrone a causa dell'attivazione neutronica dell'aria o dell'argon utilizzato come gas di pressurizzazione o spinta nei target, il cui impatto ambientale è modesto, essendo un gas nobile. In fase operativa la radioattività dell'aria del locale bunker è comunque controllata dal sistema di monitoraggio ambientale, che impedisce tra l'altro l'apertura della porta del bunker in caso di superamento di soglia.

La fonte principale di emissione di effluenti gassosi avviene durante la sintesi dei radiofarmaci all'interno delle celle schermate della radiofarmacia (in particolare di F-18-FDG, con due moduli dedicati), sostanzialmente in forma di aerosol o fase gassosa, che vengono raccolti primariamente da un sistema di contenimento passivo costituito da una apposita sacca di raccolta per ciascun modulo; eventuali ulteriori rilasci sono catturati efficientemente da un sistema di filtri HEPA + carboni attivi di cui sono dotate sia le celle schermate sia il canale dell'impianto di ventilazione (doppia filtrazione).

Per la produzione di radiofarmaci marcati con C-11, radionuclide prodotto in forma gassosa, il modulo di sintesi dedicato è fornito di linea di ritardo che consente la raccolta dei gas emessi ed il loro confinamento per un adeguato periodo di decadimento.

Ad ogni modo, i gas che fuoriescono dalle celle sono controllati in continuo con un sistema di monitoraggio ambientale che consente il blocco dell'aspirazione in caso di superamento delle soglie di allarme e la chiusura ermetica della cella fino a completo decadimento.

8.3.3 Formula di scarico proposta

Si rimanda all'Appendice_RIFRAD: Valutazioni Rifiuti Radioattivi per le valutazioni e le considerazioni effettuate, sulla base delle quali è stata proposta la formula di scarico per i rifiuti aeriformi (livelli di allontanamento in termini di attività totale che può essere smaltita nell'ambiente in un anno).

I livelli di allontanamento proposti per i rifiuti aeriformi (vedi Tabella XI) sono stati formulati nel rispetto dei criteri di non rilevanza radiologica delle pratiche di cui al paragrafo 1 dell'Allegato I.

Tabella XI-Livelli di allontanamento proposti per rifiuti aeriformi

NUCLIDE	T ^{1/2} (g)	scarico (MBq) per 10 uSv
Ar-41	0,076	6,34E+04
C-11	0,014	6,34E+04
F-18	0,08	2,32E+04
Ga-68	0,05	3,17E+04
I-123	0,55	1,25E+04
I-125	59	1,83E+00
I-131	8,04	3,40E+00
Lu-177	6,47	6,34E+02
N-13	0,007	9,81E+04
Ra-223	11,43	1,70E+00
Sm-153	1,93	1,70E+03
Tc-99m	0,25	5,94E+04
Y-90	2,81	3,40E+02

8.3.4 Condizioni e indicazioni tecniche per l'allontanamento e registrazione informazioni

La valutazione dell'attività contenuta nei reflui aeriformi prodotti dall'Ospedale e allontanati tramite smaltimento in ambiente, al fine di garantire la tracciabilità dei dati relativi ad ogni smaltimento prevista al punto 3.6 dell'allegato XIV del decreto e il raggiungimento delle successive condizioni di allontanamento, viene effettuata ipotizzando, in modo cautelativo, che una certa frazione delle attività massime impiegate venga rilasciata in ambiente come contaminazione aeriforme e considerando la presenza di sistemi di contenimento nei moduli e nelle celle della radiofarmacia e dei sistemi di filtrazione delle celle di manipolazione e dell'impianto di condizionamento del Padiglione Sommariva.

Si rimanda all'Appendice_RIFRAD per il dettaglio circa le valutazioni e le considerazioni effettuate.

Le emissioni sono sorvegliate con sistemi di monitoraggio ambientale, come già descritto nelle varie relazioni allegate alle precedenti istanze autorizzative, in particolare con alcuni rivelatori ambientali nei condotti di espulsione dell'aria del reparto, del tipo Geiger-Muller, gestiti da sistemi di controllo che permettono di registrare in modo continuativo i conteggi misurati e di attivare segnali di allarme acustico e visivo, dei quali vengono valutati trimestralmente i risultati. Il sistema comprende dei punti di misura dell'aria a valle delle filtrazioni, sui quali vengono impostate soglie di preallarme e allarme (attualmente pari a 0,5 cps e 1 cps a fronte di un fondo di circa 0,25 cps), scelte in modo da identificare le situazioni che richiedono interventi approfondimenti o correttivi.

I dati relativi alle misure restano registrati nel sistema di controllo e raccolti in report conservati presso la U.O. Fisica Sanitaria, archiviati per almeno 10 anni.

8.4 Materiali destinati al riciclo o alla riutilizzazione (All.XIV 3.7)

Altri materiali destinati all'allontanamento, riciclo o riutilizzazione possono essere costituiti, ad esempio, da:

1. campioni sterilità da inviare al laboratorio di analisi
2. attrezzature e oggetti di laboratorio, apparecchiature, etc
3. fantocci riempibili per i controlli di qualità

Tali materiali, in attesa di decadimento per l'allontanamento, riciclo o riutilizzazione, vengono conservati all'interno delle zone classificate (ad es. i campioni per sterilità nei laboratori in cui vengono prodotti; i fantocci nel laboratorio della U.O. Fisica Sanitaria; materiale contaminato nei depositi per rifiuti, etc), avendo cura di identificarli ed etichettarli.

Il conferimento a terzi avviene in condizioni controllate con livelli di radioattività che soddisfano i criteri di allontanamento in quanto "pratica priva di rilevanza radiologica"; ove richiesto viene effettuata valutazione radiometrica con sonda NaI o contaminometro.

9. VINCOLI DI DOSE PROPOSTI (All.XIV 3.4.f del D.Lgs 101/20)

Definizione di vincolo contenuta nella Direttiva EURATOM 59 [1] (definizione 22):

“Vincolo di Dose: vincolo fissato come margine superiore potenziale di una dose individuale, usato per definire la gamma di opzioni considerate nel processo di ottimizzazione per una data sorgente di radiazioni in una situazione di esposizione pianificata”.

I vincoli di dose non vanno intesi come limiti, ma sono uno strumento per l'ottimizzazione e dovrebbero pertanto tenere conto di “fattori economici e sociali”. Costituiscono quindi un livello di riferimento che non dovrebbe essere superato nell'ambito della buona pratica radioprotezionistica e nella progettazione. La definizione dei vincoli di dose è parte del processo di ottimizzazione e deve tenere conto dell'evoluzione della tecnica.

Di seguito si descrivono i vincoli di dose proposti dal datore di lavoro, avvalendosi dell'esperto di radioprotezione, da adottarsi nell'esercizio delle attività oggetto del presente provvedimento

autorizzativo, considerando le dosi previste per le varie attività, al fine dell'applicazione del principio di ottimizzazione per la popolazione e per i lavoratori in conformità all'art.5 commi 2 e 3 del D.Lgs 101/20, scelti a partire delle indicazioni contenute nelle linee guida e pubblicazioni di riferimento [10] [21] [23] [26] [29] . Si vedano ad esempio quelle della Pubblicazione ICRP 103/2007, riassunte in Tabella XII.

9.1 Lavoratori – per impiego pianificato

Come noto, l'esposizione in ambito sanitario molto spesso presenta delle fluttuazioni nel tempo, pertanto, al fine di effettuare valutazioni significative in seguito all'impiego pianificato delle sorgenti di radiazioni oggetto del presente provvedimento, viene fissata una periodicità semestrale della valutazione della dose individuale per i lavoratori classificati, e annuale per i lavoratori non esposti e per gli individui della popolazione.

Per i lavoratori esposti e non esposti i vincoli di dose proposti risultano essere una frazione dei relativi limiti di dose previsti dalla normativa per la categoria di appartenenza. I vincoli sono stati individuati in relazione agli obiettivi di progetto adottati per il calcolo delle barriere, alla tipologia di attività svolta, alle dosi efficaci annue mediamente assorbite dai lavoratori coinvolti nelle attività connesse con le pratiche di cui all'oggetto, alle dovute previsioni in considerazione dei carichi di lavoro a regime che si potrebbero raggiungere e sono riferiti alle sole attività oggetto del presente provvedimento.

Al fine di intraprendere i necessari interventi in caso di esposizioni non ottimizzate e/o che possano comportare il rischio di superamento dei limiti di dose, vengono definiti i seguenti **vincoli di dose efficace** (somma della dose efficace per esposizione esterna e della dose efficace impegnata):

VINCOLI DI DOSE EFFICACE	Dose efficace
<i>U.O. MEDICINA NUCLEARE</i>	
Lavoratori esposti di categoria A	5 mSv/semestre
Lavoratori esposti di categoria B	1 mSv/semestre
<i>ALTRE UU.OO.</i>	
Lavoratori esposti di categoria A	2,5 mSv/semestre
Lavoratori esposti di categoria B	1 mSv/semestre
Lavoratori non esposti	0,6 mSv/anno

Il vincolo di dose efficace per i lavoratori non esposti viene considerato pari a 0,6 mSv/anno poiché confrontato con le letture di dosimetri per corpo intero mensili (corrisponde alla somma per 12 mesi della soglia di rilevabilità della metodica di misura standard con dosimetri a TLD)

Al fine di garantire sempre e comunque il rispetto dei limiti di dose equivalente, vengono definiti i seguenti **vincoli di dose equivalente** nell'ambito del monitoraggio dell'esposizione esterna:

VINCOLI DI DOSE EQUIVALENTE	Dose equivalente al cristallino	Dose equivalente alle estremità [mSv]
<i>U.O. MEDICINA NUCLEARE</i>		
Lavoratori esposti di categoria A	5 mSv/semestre	125 mSv/semestre
Lavoratori esposti di categoria B	3 mSv/semestre	25 mSv/semestre
<i>ALTRE UU.OO.</i>		
Lavoratori esposti di categoria A	2,5 mSv/semestre	62,5 mSv/semestre
Lavoratori esposti di categoria B	1 mSv/semestre	12,5 mSv/semestre

9.2 Individui della popolazione – per impiego pianificato

IAEA, nel 2018 [21], recita testualmente al paragrafo 3.39 “*The value for the dose constraint for public exposure in a planned exposure situation should be below the dose limit for the effective dose of 1 mSv in a year. The dose limit applies to the total dose received by an individual from all sources in planned exposure situations. On the other hand, the value for the dose constraint should be higher than the exemption level established by the regulatory body, e.g. a dose of the order of 10 µSv in a year. Therefore, in practical terms, dose constraints should be selected within the range of 0.1 mSv to <1 mSv in a year*”.

Tutti i riferimenti tecnici e normativi, anche quelli più recenti e successivi alla revisione dei BSS e alla Direttiva EURATOM 59, collocano i vincoli di dose per la popolazione nel range 0.20 – 0.30 mSv/anno [21] [23] [27] [29].

Considerata la tipologia di pratica, il vincolo di dose proposto per gli individui della popolazione interessati, in seguito all'impiego pianificato delle sorgenti di radiazioni oggetto del presente provvedimento, è il seguente:

VINCOLI DI DOSE	Dose efficace
Individui della popolazione	0,3 mSv/anno

Infine per quanto riguarda l'immissione di sostanze radioattive in ambiente viene utilizzato il vincolo di dose di 10 µSv/anno (non rilevanza radiologica) per l'individuo rappresentativo della popolazione, per ciascuna modalità di produzione di rifiuto.

9.3 Individui della popolazione – per esposizione medica

9.3.1 Vincoli di dose per assistenti e accompagnatori

I vincoli di dose efficace per l'esposizione di coloro che coscientemente e volontariamente, al di fuori della loro occupazione, assistono e confortano persone sottoposte a esposizioni mediche, sono come indicato ai punti 3 e 4 dell'allegato XXV parte I:

- a) soggetti di età compresa tra 18 anni e 60 anni: 3 mSv/trattamento

b) soggetti di età superiore a 60 anni: 15 mSv/trattamento.

Il vincolo di dose efficace per l'esposizione degli individui della popolazione a seguito della dimissione di pazienti portatori di radioattività è fissato in 0,3 mSv/trattamento.

9.3.2 Vincoli di dose per volontari ricerca medica e preclinica

I volontari di ricerca possono essere suddivisi in diverse categorie. La prima include coloro la cui diagnosi o trattamento può trarre beneficio dalla ricerca. In questi casi i livelli della dose o dell'attività devono essere pianificati su base individuale dal medico nucleare.

In secondo luogo ci sono pazienti che accettano di prendere parte a procedure diagnostiche che non li avvantaggeranno direttamente e in terzo luogo volontari sani; in entrambi i casi deve essere previsto un vincolo di dose.

Come indicato al punto 7 dell'Allegato XXVII del D.Lgs 101/20:

I vincoli di dose per i volontari per i quali non sia ipotizzabile un beneficio diretto, sono basati sulle indicazioni della Commissione Europea "Radiation Protection 99 – Guidance on medical exposure in medical and Preclinical research" e successivi eventuali aggiornamenti. Quando siano prospettabili benefici diretti il medico specialista responsabile delle esposizioni definisce, sottoponendoli alla decisione del Comitato Etico, vincoli di dose che tengano conto di quanto riportato nella letteratura scientifica internazionale. Le inerenti indicazioni devono esser riportate nel programma di ricerca.

A titolo di esempio, si rimanda alla Tabella XII, contenente le indicazioni della Pubblicazione ICRP 103 [12] .

Tabella XII- ICRP Publication 103 – Dose constraints

Table 8. Comparison of protection criteria between the 1990 and the 2007 Recommendations (numbers in brackets refer to ICRP Publication numbers; ICRP, 1991b,c, 1992, 1993b, 1994b, 1997a,d, 1998b, 1999a, 2004b, 2005a,c).

Categories of exposure (Publications)	1990 Recommendations and subsequent publications	Present Recommendations
<i>Planned exposure situations</i>		
	Individual dose limits^a	
Occupational exposure (60, 68, 75) including recovery operations (96)	20 mSv/year average over defined periods of 5 years ^e	20 mSv/year average over defined periods of 5 years ^c
– lens of the eye	150 mSv/year ^b	150 mSv/year ^b
– skin	500 mSv/year ^b	500 mSv/year ^b
– hands and feet	500 mSv/year ^b	500 mSv/year ^b
– pregnant women, remainder of pregnancy	2 mSv to the surface of abdomen or 1 mSv from intake of radionuclides	1 mSv to the embryo/fetus
Public exposure (60)	1 mSv in a year	1 mSv in a year
– lens of the eye	15 mSv/year ^b	15 mSv/year ^b
– skin	50 mSv/year ^b	50 mSv/year ^b
	Dose constraints^a	
Occupational exposure (60)	≤20 mSv/year	≤20 mSv/year
Public exposure (77, 81, 82)		To be selected below 1 mSv/year according to the situation
– general	–	≤0.3 mSv/year
– radioactive waste disposal	≤0.3 mSv/year	≤0.3 mSv/year
– long-lived radioactive waste disposal	≤0.3 mSv/year	≤0.3 mSv/year
– prolonged exposure	< ~1 & ~0.3 mSv/year ^f	< ~1 & ~0.3 mSv/year ^f
– prolonged component from long-lived nuclides	≤0.1 mSv/year ^h	≤0.1 mSv/year ^h
Medical exposure (62, 94, 98)		
– volunteers for biomedical research, if benefit to society is:		
– minor	< 0.1 mSv	< 0.1 mSv
– intermediate	0.1–1 mSv	0.1–1 mSv
– moderate	1–10 mSv	1–10 mSv
– substantial	> 10 mSv	> 10 mSv
– comforters and carers	5 mSv per episode	5 mSv per episode

9.3.3 Ottimizzazione

Per i criteri di ottimizzazione, si fa riferimento alle linee guida, raccomandazioni, indicazioni della Commissione Europea, di organizzazioni internazionali autorevoli e delle associazioni scientifiche e professionali, come ad esempio ICRP, IAEA, EANM, AIFM, AIMN, AIRP, ANPEQ, etc.

10. PROGRAMMI DI COSTRUZIONE O DI ADATTAMENTO DEI LOCALI E DELLE AREE DESTINATI ALLO SVOLGIMENTO DELLE ATTIVITÀ, NONCHÉ DELLE PROVE PREVISTE (ALL.XIV 3.7.F DEL D.LGS 101/20)

Gli unici lavori previsti sono quelli relativi alla sala diagnostica e relativa sala comandi del nuovo tomografo SPECT/TC, dove si è ritenuto di dover richiedere alcune schermature aggiuntive, con lavori di riadattamento dei locali piuttosto modesti; si rimanda all'Appendice_SORGENTI: Riepilogo di tutte le Sorgenti di Radiazioni

Appendice_SPECT, che contiene l'aggiornamento del progetto proteximetrico del Settore Diagnostica Convenzionale.

Durante la fase di collaudo saranno verificate le schermature installate, per la verifica di conformità al progetto.

11. MODALITÀ PREVISTE PER LA DISATTIVAZIONE DELLE INSTALLAZIONI (ALL.XIV 3.7.G DEL D.LGS 101/20)

Si rimanda alle varie relazioni allegate alle precedenti istanze autorizzative.

12. VALUTAZIONE DELLE DOSI PER I LAVORATORI E PER L'INDIVIDUO RAPPRESENTATIVO DELLA POPOLAZIONE IN CONDIZIONI DI NORMALE ATTIVITÀ (ALL.XIV 3.7.H DEL D.LGS 101/20)

Si rimanda all'Appendice_DOSI, dove viene effettuato l'aggiornamento della valutazione del rischio radiologico per i lavoratori e per la popolazione, per quanto riguarda le modifiche previste relativamente alle attività detenute e manipolate, ai fini della classificazione di radioprotezione.

Si rimanda ai documenti Appendice_SORGENTI: Riepilogo di tutte le Sorgenti di Radiazioni

Appendice_SPECT e Appendice_TERAPIA dove viene riportato l'aggiornamento della valutazione della dose per esposizione esterna nei vari ambienti di lavoro e nelle aree a libero accesso (stima di dose per i lavoratori e per gli individui della popolazione).

Si rimanda all'Appendice_RIFRAD, dove viene effettuata la valutazione dell'impegno di dose derivante dall'attività, per l'individuo rappresentativo della popolazione interessata dalla pratica oggetto del presente provvedimento (comprendendo anche le attività che non sono oggetto di modifica).

13. RISULTATI DELLE VALUTAZIONI DI CUI ALL'ARTICOLO 174 (All.XIV 3.7.i del D.Lgs 101/20)

I possibili scenari di emergenza radiologica non subiscono variazioni di rilievo rispetto a quanto indicato nella documentazione tecnica a suo tempo presentata con le varie istanze autorizzative:

- allagamento
- incendio
- crollo dell'edificio
- scarico accidentale nella rete fognaria del contenuto una vasca del sistema di raccolta e

smaltimento rifiuti radioattivi, prima che sia completato il decadimento del contenuto

Le uniche modifiche introdotte riguardano la detenzione e impiego di alcuni radionuclidi, pertanto si è provveduto a rivedere le valutazioni preventive della distribuzione spaziale e temporale delle materie radioattive disperse o rilasciate, nonché delle esposizioni potenziali relative ai lavoratori e all'individuo rappresentativo della popolazione.

Si rimanda all'Appendice_EMERGENZE, dove sono analizzati tali scenari e si conclude che si ritiene che i rischi per i lavoratori e gli individui del pubblico in situazioni di esposizione di emergenza radiologica possano essere mantenuti entro livelli accettabili operando in termini di mezzi di prevenzione sia attiva che passiva. Qualora comunque dovesse avvenire un incidente, in particolare un incendio, tale da provocare l'emissione in ambiente delle sostanze radioattive detenute, le valutazioni di massima effettuate indicano che le dosi a cui sarebbero esposti eventuali individui sono contenute entro 0,1 mSv per tutti coloro che si trovano a distanze superiori a 30 m e comunque al di fuori della cinta ospedaliera.

14. CRITERI E MODALITÀ DI ATTUAZIONE DEGLI ADEMPIMENTI DI CUI ALL'ARTICOLO 130 ED ALL'ARTICOLO 132 (All.XIV 3.7,j del D.Lgs 101/20)

I criteri e le modalità con cui viene effettuata la sorveglianza fisica della radioprotezione non cambiano in modo sostanziale rispetto a quanto già indicato nelle relazioni allegate alle precedenti istanze autorizzative.

Tutte le zone classificate sono soggette a sorveglianza fisica della radioprotezione (sorveglianza ambientale).

Tutti i lavoratori, ivi compresi gli studenti, gli apprendisti, i volontari, che operano con sorgenti di radiazioni ionizzanti sono individuati e soggetti a classificazione preventiva (non esposti o esposti, in particolare di categoria A o B a seconda della tipologia di rischio); prima di iniziare l'attività viene attivata la sorveglianza della radioprotezione, a partire dalla visita medica che attesta l'idoneità del lavoratore al rischio specifico e con la fornitura, ove necessario, di mezzi di sorveglianza dosimetrica individuale (dosimetri per il corpo intero e ove prescritto per le estremità e il cristallino) e di protezione, in relazione ai rischi cui è esposto. Periodicamente gli Esperti di Radioprotezione dell'Ospedale provvedono ad aggiornare gli elenchi delle classificazioni del personale esposto sulla base delle mansioni e dei carichi di lavoro.

La registrazione delle dosi avviene sulle **SCHEDE PERSONALI**, individuali per ogni lavoratore esposto, che dal 2016 sono redatte in forma digitale, su applicativo web fornito dalla ditta aggiudicataria di gara regionale, come consentito dalla normativa.

Il programma di sorveglianza personale prevede:

Esposizione esterna: tutto il personale che effettua le attività oggetto del presente provvedimento e classificato come esposto è fornito di dosimetro tarato in Hp(10) per il corpo intero; coloro che

effettuano manipolazioni di materie radioattive sono forniti di dosimetro per le estremità (di norma ad anello, in casi particolari a bracciale). Per quanto riguarda il cristallino, la dose valutata con il dosimetro tarato in Hp(10) e utilizzato per la valutazione della dose efficace può essere usata per la valutazione della dose equivalente al cristallino, in tutti i casi tranne quando il lavoratore si trovi ad operare con radiazioni beta superiori a 700 keV (ad esempio manipolazione di N-13 e C-11 o Y-90). In questi casi, qualora non vengano usati schermi adeguati durante l'attività con radionuclidi (opzione da utilizzarsi evidentemente in via preferenziale) può essere prescritto un dosimetro tarato in Hp(3) da indossare in prossimità degli occhi. (Riferimento: Documento AIFM-Collegio di Radioprotezione: Valutazione dose equivalente al cristallino, 2020). I dosimetri personali sono sostituiti con frequenza mensile.

Esposizione interna: considerati i limitati rischi di contaminazione interna (vedi Appendice_DOSI) e le difficoltà tecniche di effettuare le valutazioni dell'irradiazione interna (in relazione al tipo e alle caratteristiche dei radionuclidi impiegati in medicina nucleare, a breve tempo di dimezzamento, alle specifiche modalità delle esposizioni ed alla sensibilità delle metodiche di misura), in generale non si ritiene che debba essere effettuata una valutazione sistematica dell'irradiazione interna individuale. La dose efficace impegnata viene quindi valutata a partire da una stima (semestrale) basata sulle modalità e carichi di lavoro e da rilevazioni ambientali e non è soggetta a registrazione sulla scheda dosimetrica quando la stima è inferiore a 0,3 mSv/anno.

È comunque possibile effettuare verifiche di conferma mediante misura di radioattività delle urine (con spettrometria NaI) e/o misure dirette (sonda NaI per captazione) per il personale a maggior rischio di contaminazione o in caso di incidente accertato.

Il programma di sorveglianza ambientale prevede:

Esposizione esterna: dosimetria ambientale controllata in continuo nei punti più critici o significativi con sistema di monitoraggio continuo (rivelatori geiger), con registrazione continua e supervisione almeno mensile dei tracciati dei dati raccolti, valutazioni di dose espresse in termini di mSv cumulati per periodi di circa 4 mesi; misure con dosimetri ambientali (TLD) in punti significativi, valutazioni espresse in termini di mSv cumulati per periodi di circa 4 mesi; misure dirette con camera a ionizzazione o dosimetro a stato solido in punti significativi con frequenza quadrimestrale

Contaminazione: controllo a campione delle superfici di lavoro con periodicità quadrimestrale, in punti significativi, con contaminometro e/o prelievo e lettura di smear-tests

Contaminazione personale: il personale deve effettuare il controllo della contaminazione personale, con monitor mani-piedi-vesti, tutte le volte che esce dalla zona controllata e in caso di eventi anomali che possano far pensare ad una possibile contaminazione personale

Effluenti: misura con sonde NaI della radioattività contenuta nei sistemi di raccolta e smaltimento rifiuti liquidi prima di ogni scarico e vincolante per lo stesso, supervisione almeno settimanale dell'andamento del sistema; sistema di monitoraggio continuo in prossimità dei canali estrazione aria dell'impianto di ventilazione (rivelatori geiger), con registrazione continua e supervisione almeno

mensile dei tracciati dei dati raccolti, valutazioni espresse in termini di conteggi cumulati per periodi di circa 4 mesi

15. NORME INTERNE DI PROTEZIONE E SICUREZZA E FORMAZIONE (All.XIV 3.7)

La U.O. Fisica Sanitaria predispone la maggior parte delle Norme di Radioprotezione generali (norme interne di protezione e sicurezza relative al rischio di radiazioni ionizzanti), adeguate al rischio di radiazioni, per conto del Datore di Lavoro e sulla base delle indicazioni degli Esperti di Radioprotezione di riferimento per i vari settori, ai sensi dell'art. 109 del D.Lgs 101/20. Tali documenti (disponibili sulla intranet aziendale) descrivono i principali rischi e i comportamenti da tenersi sia in condizione di normale esercizio che d'emergenza, per le diverse pratiche correlate con il rischio da radiazioni ionizzanti.

La U.O. Medicina Nucleare predispone eventuali ulteriori Norme di Radioprotezione specifiche (disponibili sulla intranet aziendale), ai sensi dell'art. 109 del D.Lgs 101/20.

La U.O. Medicina Nucleare (concordando con gli Specialisti in Fisica Medica di riferimento) predispone i documenti informativi rivolti ai pazienti (disponibili sul sito internet dell'Ospedale o sulla intranet aziendale), in particolare contenenti istruzioni scritte volte a ridurre, per quanto ragionevolmente conseguibile, le dosi per le persone in diretto contatto con il paziente, nonché le informazioni sui rischi derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, ai sensi dell'art 158 del D.Lgs 101/20.

Per quanto riguarda la formazione/informazione del personale è previsto un contributo della U.O. Fisica Sanitaria nell'ambito dei corsi base sicurezza, oltre che il coinvolgimento nell'organizzazione di corsi di formazione per i rischi specifici e sessioni di formazione dedicate per particolari ambiti lavorativi (nel Piano Formativo Aziendale-SGSL).

16. SOMMINISTRAZIONE DI SOSTANZE RADIOATTIVE (All.XIV 3.8 del D.Lgs 101/20)

16.1 Descrizione dispositivi di contenimento degli escreti dei pazienti

Per quanto riguarda la loro descrizione, si rimanda al paragrafo 8.2.2.

È stata effettuata la valutazione della loro efficacia ai fini dell'applicazione del principio di ottimizzazione (si rimanda all'Appendice_RIFRAD), sulla base della quale si conferma quanto già riportato in letteratura, ovvero che la loro efficacia è molto significativa, soprattutto per gli escreti dei pazienti sottoposti a terapia medico nucleare.

16.2 Stime relative agli escreti dei pazienti

Per quanto riguarda quanto richiesto all'All.XIV, par. 3.8 punti b, c, si rimanda all'Appendice_RIFRAD.

16.3 Dimissioni dei pazienti

In tutti i casi di somministrazione di sostanze radioattive a scopo terapeutico, il Medico Specialista dimette il paziente fornendo raccomandazioni scritte specifiche, atte ad evitare che vengano superati

i vincoli di dose indicati per coloro che assistono e confortano il paziente e per gli individui della popolazione, concordate con lo specialista in fisica medica secondo le indicazioni previste nell'allegato XXV.

Per i criteri da adottare per le valutazioni di cui sopra, si fa riferimento alle linee guida, raccomandazioni, indicazioni della Commissione Europea, di organizzazioni internazionali autorevoli e delle associazioni scientifiche e professionali, come ad esempio ICRP, IAEA, EANM, AIFM, AIMN, AIRP, ANPEQ, etc.

Nel caso delle terapie con I-131 con attività superiori a 600 MBq, viene effettuata una determinazione radiometrica al termine della degenza (riconducibile al rateo di dose a 1 m) da parte del personale della U.O. Fisica Sanitaria, tramite la quale lo specialista in fisica medica, sentite le indicazioni dell'esperto di radioprotezione, determina il periodo di tempo in cui il paziente debba soddisfare le raccomandazioni di cui sopra ai fini del rispetto dei vincoli di dose per la popolazione e per le persone che assistono volontariamente e in modo consapevole i pazienti.

Sulla base delle Raccomandazioni AIFM 2014 [43], ai fini della dimissione di un paziente trattato con radioiodio, si può considerare normalmente perseguito l'obiettivo di garantire il rispetto dei vincoli di dose, sulla base di semplici prescrizioni standard che il paziente dovrà seguire dopo la dimissione, utilizzando come indicatore dosimetrico il valore di 30 $\mu\text{Sv/h}$ (rateo di equivalente di dose ambientale misurato a un metro dal paziente all'atto della dimissione).

In casi particolari possono essere presi in considerazione valori superiori del rateo di equivalente di dose ambientale sopra riportato, che daranno origine a istruzioni specifiche più restrittive al fine di garantire il rispetto dei limiti e vincoli indicati.

Qualora al paziente, sottoposto a terapia dell'ipertiroidismo, che in ogni caso deve assicurare di essere in grado di osservare le istruzioni fornite al fine del rispetto dei limiti e vincoli di dose indicati, non vengano somministrati più di 600 MBq di I-131, non è necessario il ricovero protetto.

Per le restanti terapie di medicina nucleare (compresa la somministrazione di dispositivi medici contenenti sostanze radioattive in forma non sigillata), la necessità di ricovero in una degenza protetta ed eventuale raccolta delle deiezioni è valutata dal medico specialista su base individuale, sentiti lo specialista in fisica medica e l'esperto di radioprotezione, secondo le indicazioni fornite dalla pubblicazione 94 dell'ICRP e suoi eventuali aggiornamenti, ed è soggetta:

- a) alle prescrizioni formulate in sede di provvedimento di autorizzazione di immissione in commercio (AIC) del radiofarmaco e/o dispositivo medico;
- b) alle prescrizioni formulate in sede di provvedimento autorizzativo;
- c) alla valutazione, da parte del medico specialista, della reale possibilità di rispetto delle raccomandazioni specifiche di cui al punto 4 con particolare riferimento alla protezione della donna in stato di gravidanza e dei soggetti in età pediatrica.

17. CONCLUSIONI E BENESTARE

In riferimento a quanto indicato nella presente relazione tecnica e relativi allegati, si conferma il perdurare dell'idoneità del sito dove la pratica viene svolta e il rispetto dei requisiti di sicurezza e di radioprotezione.

Inoltre, considerando i risultati delle valutazioni di radioprotezione, si può concludere che le variazioni previste per le attività oggetto del presente provvedimento non comporteranno un incremento significativo delle dosi per il personale e la popolazione rispetto alle precedenti istanze autorizzative, pertanto l'Esperto di Radioprotezione rilascia il **benestare**, ai sensi dell'art. 130 comma 1 punto b.1) del D.Lgs 101/20, dal punto di vista della sorveglianza fisica della radioprotezione, alle modifiche previste per le attività, così come descritte nella presente relazione, nel rispetto delle prescrizioni/indicazioni in essa contenute, delle norme interne di protezione e sicurezza, delle buone pratiche e delle prescrizioni impartite dalle Amministrazioni competenti nel corso dell'istruttoria.

18. ELENCO ALLEGATI

18.1 Planimetrie

Si allegano i seguenti documenti

- ARCH001_INQUADRAMENTO CARTOGRAFICO: Inquadramento urbanistico Padiglione Sommariva
- Plan 4: Padiglione Sommariva Piano Fondi
- SA_008_PIANO TERRA_ARREDI: Padiglione Sommariva Piano Terra
- SA_009_PIANO PRIMO_ARREDI: Padiglione Sommariva Primo Piano
- F36_PIANO SOTTOFONDI: Padiglione Sommariva Piano Sottofondi
- F36_PIANO T E VASCHE: Padiglione Sommariva Cortile esterno (vasche)

18.2 Relazioni aggiuntive

Si allegano i seguenti documenti codificati come

2021_Modifica_noA_HSM_IMP79-3_Appendice_xxx

Appendice_PLAN: Disegni e piantine

Appendice_SORGENTI: Riepilogo di tutte le Sorgenti di Radiazioni

Appendice_SPECT: Rivalutazione Schermature - Settore Diagnostica Convenzionale (gamma-camere)

Appendice_TERAPIA: Rivalutazione Schermature - Settore Terapia Medico Nucleare

Appendice_RIFRAD: Valutazioni Rifiuti Radioattivi

Appendice_EMERGENZE: Valutazioni per esposizioni potenziali nelle emergenze

Appendice_DOSI: Valutazioni di dose

Il documento **Appendice_PLAN** contiene le figure descrittive dei vari ambienti (con l'individuazione delle zone classificate):

Plan 1. Inquadramento generale Pad. Sommariva

Plan 2. Padiglione Sommariva piano fondi lato ponente

Plan 3. Dettaglio settore radiofarmacia

Plan 4. Padiglione Sommariva piano fondi lato levante

Plan 5. Padiglione Sommariva piano terra lato ponente

Plan 6. Padiglione Sommariva piano terra lato levante

Plan 7. Padiglione Sommariva primo piano lato ponente

Plan 8. Padiglione Sommariva primo piano lato levante

Plan 9. Padiglione Sommariva – impianto rifiuti liquidi V1-TEMA RAD 2/4 MAN (Vasche Piccole)

Plan 10. Padiglione Sommariva – impianto rifiuti liquidi V2-TEMA LRD-LRT 5/24-2K MAN (Vasche Grandi)

Plan 11. Padiglione IST NORD (CBA)– Deposito Temporaneo Rifiuti Sanitari Contenenti Materie Radioattive -Deposito Rifiuti Radioattivi CBA

19. BIBLIOGRAFIA

- [1] Direttiva EURATOM 59; Direttiva 2013/59/EURATOM del Consiglio del 05/12/2013 che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti; e che abroga le direttive 89/618/Euratom; 90/641/Euratom; 96/29/Euratom; 97/43/Euratom e 2003/122/Euratom
- [2] D.Lgs. 17 marzo 1995; n. 230 - Attuazione delle Direttive Euratom 80/836; 84/467; 84/466; 89/618; 90/64; 92/3 in materia di radiazioni ionizzanti e successive modifiche e integrazioni
- [3] Decreto Legislativo 31 luglio 2020; n. 101 - Attuazione della direttiva 2013/59/Euratom; che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti; e che abroga le direttive 89/618/Euratom; 90/641/Euratom; 96/29/Euratom; 97/43/Euratom e 2003/122/Euratom e riordino della normativa di settore in attuazione dell'articolo 20; comma 1; lettera a); della legge 4 ottobre 2019; n. 117.
- [4] INAIL; 2019. Indicazioni operative utili alla progettazione di ambienti dedicati alla manipolazione di sorgenti non sigillate e alla produzione di radiofarmaci.
- [5] ICRP-53. Radiation Dose to Patients from Radiopharmaceuticals; Publication n.53; 1987
- [6] ICRP-54. Individual Monitoring for Intakes of Radionuclides by Workers: Design and Interpretation ; Publication n.54 ; 1989
- [7] ICRP-57. Radiological Protection of the Worker in Medicine and Dentistry; ICRP Publication 57; Ann. ICRP 20 (3); 1990
- [8] ICRP-78. Individual Monitoring for Internal Exposure of Workers; ICRP Publication n. 78 ; 1997
- [9] ICRP-80. Radiation Dose to Patients from Radiopharmaceuticals; Addendum 2 to ICRP Publication 53; Publication n.80; 1999
- [10] ICRP-82. Protection of the Public in Situations of Prolonged Radiation Exposure. Ann. ICRP 29 (1-2); ICRP Publication 82; 1999
- [11] ICRP-94. Release of patients after therapy with unsealed radionuclides. Ann. ICRP 34 (2); ICRP Publication n 94; 2004
- [12] ICRP-103. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Ann. ICRP 37 (2-4); ICRP Publication 103; 2007
- [13] ICRP-106. Radiation Dose to Patients from Radiopharmaceuticals; Addendum 3 to ICRP 53; Publication n.106; 2007
- [14] ICRP-119. Compendium of Dose Coefficients based on ICRP Publication 60. Ann. ICRP 41(Suppl.); Publication n.119; 2012
- [15] ICRP-128; Radiation Dose to Patients from Radiopharmaceuticals; A Compendium of Current Information Related to Frequently Used Substances; Publication n.128; 2015
- [16] ICRP-140. Radiological protection in therapy with radiopharmaceuticals. Ann. ICRP 48 (1); ICRP Publication 140; 2019
- [17] IAEA SRS-19. Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment; Safety Reports Series 19; 2001 http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1103_scr.pdf
- [18] IAEA SRS-44. Derivation of Activity Concentration Values for Exclusion; Exemption and Clearance; Safety Reports Series 44; 2005
- [19] IAEA SRS-63. Release of patients after radionuclide Therapy; Safety Reports Series 63; 2009
- [20] IAEA GSR-Part 3. Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: IAEA International Basic Safety Standards. General Safety Requirements Part 3; 2014
- [21] IAEA. Diagnostic Radiology Physics A Handbook for Teachers and Students; 2014

- [22] IAEA GSG-8. Radiation Protection of the Public and the Environment: IAEA General Safety Guide No. 8; 2018
- [23] IAEA SSG-46. Radiation Protection and Safety in Medical Uses of Ionizing Radiation: Specific Safety Guide No. 46; 2018
- [24] EPA 15. Federal Guidance Report No. 15. External Exposure to Radionuclides in Air; Water and Soil; US EPA 402-R-19-002; 2019
- [25] Norma UNI 10491. Criteri per la costruzione di installazioni adibite alla manipolazione di sorgenti radioattive non sigillate; 1995
- [26] NCRP-123. Screening models for releases of radionuclides to atmosphere; surface water; and ground; I e II; National Council on Radiation Protection and Measurements; Report N. 123; 1996
- [27] NCRP-116; 1994; National Council on Radiation Protection and Measurements; Limitation of Exposure to Ionizing Radiation; Report 116
- [28] NCRP-147. Structural Shielding Design for Medical X-Ray Imaging Facilities; National Council on Radiation Protection and Measurements; Report 147; 2004
- [29] HSE-2017. Work with ionising radiation-Ionising Radiations Regulations 2017-Approved Code of Practice and guidanceM Health and Safety Executive (UK); 2017
- [30] Delacroix D., Guerre J.P., Leblanc P., Hickman C. “Radionuclide and Radiation Protection Data Handbook 2002”, Radiation Protection Dosimetry, Vol. 98, N° 1, pp. 9-18 (2002)
- [31] CNSC-2018. Radionuclide Information Booklet; ISBN 978-0-660-24178-4 Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC); 2018
- [32] AIFM; Comitato per la Radioprotezione: Modalità di valutazione della dose assorbita dall’individuo rappresentativo della popolazione a seguito dello svolgimento di attività di Medicina Nucleare; 2021
- [33] Report AIFM n.11; Linee Guida AIFM-AIMN per l’utilizzo terapeutico del 223Ra; 2014
- [34] Archer BR et al.; “Diagnostic X-ray shielding Design based on a empirical model of photon attenuation”; Health Physics; 44:507-517; 1983
- [35] Simpkin DA; “Transmission data for shielding diagnostic X-ray facilities”; Health Physics; 68:704-709; 1995
- [36] Kusano M ; Caldwell CB; “Dose equivalent rate constants and barrier transmission data for nuclear medicine facility dose calculations and shielding design”; Health Physics; 107:60-72; 2014
- [37] Smith D; Stabin M; “Exposure rate constants and lead shielding values for over 1100 radionuclides”; Health Physics; 102:271-91; 2012
- [38] Siemens. Radiation Safety Aspects of the Eclipse Cyclotron, 10150862-810-000-01, 2006
- [39] Siemens. Eclipse Cyclotron Radiation Safety Aspects, 10150862-EPH-000-03, 2009
- [40] M.L. Bartlett; “Estimated dose from diagnostic nuclear medicine patients to people outside nuclear medicine department”; Radiation Protection Dosimetry (2013); vol. 157; 1; pp. 44-52
- [41] Hosono M et al; “Manual on the proper use of lutetium-177-labeled somatostatin analogue (Lu-177-DOTA-TATE) injectable in radionuclide therapy (2nd ed.)”; Annals of Nuclear Medicine (2018) 32:217–235
- [42] Collegio di Radioprotezione AIFM ; “ Valutazione dose equivalente al cristallino” (2020)
- [43] AIFM; Raccomandazioni per la dimissione dei pazienti a seguito di terapia medico nucleare con I-131 al fine della protezione contro i rischi da radiazioni ionizzanti ; 2014
- [44] AIFM-AIMN; Documento di consensus intersocietario terapia Medico Nucleare: ottimizzazione su base dosimetrica ai sensi della direttiva europea 2013/59/EURATOM; 2019

APPENDICE DOSI

VALUTAZIONI DI DOSE

Aggiornamento della valutazione delle dosi per i lavoratori in condizioni di normale attività e per esposizioni potenziali

di cui all'Allegato XIV comma 3.7

*Documento allegato alla istanza documentata di nulla osta di categoria A
(relazione tecnica principale: 2021_Modifica_noA_HSM_IMP79-3_Relazione tecnica)*

1. PREMESSA

Nel presente documento viene riportato l'aggiornamento della valutazione del rischio radiologico per i lavoratori in condizioni di normale attività (considerando anche il caso di eventi anomali), ai fini della valutazione del rischio radiologico e della classificazione di radioprotezione.

In particolare, l'aggiornamento riguarda i settori interessati dalle modifiche: Diagnostica convenzionale, Terapia Medico Nucleare, Laboratori.

Per le valutazioni delle dosi assorbite dai lavoratori vengono considerate le attività annue massime impiegate o le attività massime somministrate, a seconda del caso, così come indicate nella domanda e nella relazione principale.

Per quanto riguarda la valutazione della dose efficace, per tutti i radionuclidi di cui si prevede l'impiego, si fa riferimento ai ratei di dose equivalente (riscalati per distanze) per il flacone da 10 ml; per quanto riguarda la dose equivalente alle mani o al cristallino, si fa riferimento ai ratei di dose equivalente da sorgente puntiforme a 30 cm quando la sorgente non è schermata, oppure ai ratei per flacone da 10 ml, con fattore di attenuazione, quando la sorgente è schermata; nei casi di irraggiamento da paziente, si considerano i ratei di dose da paziente somministrato con radiofarmaci (o cautelativamente da vial qualora il dato non sia disponibile); nei casi di irraggiamento da animale, si considerano i ratei di dose da vial.

Sono stati utilizzati i dati reperiti in letteratura (principalmente Handbook 2002 [1]): ratei di dose equivalente intorno alle sorgenti e ai pazienti, geometria vial ove presente, oppure altri dati reperiti nelle pubblicazioni in bibliografia o cautelativamente – in corsivo - il dato di un altro radionuclide “simile”). Si rimanda alle Tabella I, Tabella II e Tabella III.

2. ATTIVITÀ DI MEDICINA NUCLEARE - ESPOSIZIONE ESTERNA

L'esposizione esterna del personale è dovuta alla manipolazione delle sostanze radioattive, alla somministrazione dei radiofarmaci, all'esecuzione degli esami scintigrafici, all'assistenza prestata ai pazienti portatori di radioattività, all'esecuzione di controlli di qualità sulle apparecchiature, alle operazioni di decontaminazione, alla gestione di rifiuti.

Le valutazioni delle dosi assorbite dagli operatori vengono eseguite partendo da modelli “della situazione operativa standard” che, pur essendo inevitabilmente rigidi e schematici, consentono di ottenere una valutazione di massima e comunque cautelativa del rischio radiologico associato alle attività di Medicina Nucleare.

La stima delle dosi è stata effettuata principalmente per il corpo intero e per le estremità in quanto, come noto, per la maggior parte delle attività di medicina nucleare la dose equivalente per esposizione esterna al cristallino è generalmente confrontabile con la dose efficace per esposizione esterna (tempi e distanze sono confrontabili); si consideri che le attività di manipolazione avvengono per lo più all'interno delle celle schermate, utilizzando i guanti spessi del glove-box (ulteriore attenuazione per la radiazione beta). È stata valutata separatamente la dose al cristallino sostanzialmente solo per le attività di somministrazione. Sostanzialmente, il rispetto del limite di dose efficace al corpo intero garantisce quindi anche il rispetto del limite di dose equivalente al cristallino.

Di seguito si riassumono i criteri utilizzati per la valutazione delle dosi, che sono state riassunte per ogni settore nelle tabelle in calce, sia in termini di dosi cumulate annuali, sia in termini di stime di dosi individuali, considerando un numero di operatori indicativo (ritenuto minimo, sulla base dei vincoli), come indicato nelle tabelle.

2.1 Preparazione radiofarmaci (diagnostica convenzionale e terapia MN)

Gli operatori (solitamente TSRM per la diagnostica, solitamente il medico nucleare per la terapia, coadiuvato dal TSRM), nella fase di preparazione e conteggio delle dosi, sostano di fronte alle celle di radiochimica nella camera calda del settore specifico, che sono schermate con diversi cm di Pb (3 cm di Pb per la diagnostica convenzionale e 5 cm per la terapia), rendendo i ratei di dose dovuti alla presenza delle sorgenti dentro alle celle, confrontabile con il fondo ambientale all'esterno delle stesse.

Le sorgenti dentro alle celle sono conservate e manipolate all'interno dei propri contenitori schermati (per vial e per siringhe, si considerano i fattori di schermatura di questi ultimi, distanza media mani-sorgente 5 cm; tutta l'attività impiegata/anno, durata manipolazione 2 min per diagnostica, 5 min per terapia, 15 min per Y-90) e si è considerato il tempo di manipolazione delle sorgenti schermate e non schermate (necessario per effettuare la misura al calibratore: 5 sec; 15 sec per Y-90); si è anche considerata l'esposizione per l'operazione di estrazione dalla cella della siringa pronta (entro schermo siringa; attività somministrata/anno) e trasporto al locale di somministrazione (subito inserita in ulteriore cassetta schermata), considerando una distanza media tra la sorgente e le mani pari a 5 cm e per corpo e cristallino pari a 30 cm, per un tempo di 2 min.

Per la preparazione delle dosi diagnostiche di I-131 si trascura la manipolazione non schermata poiché il radiofarmaco viene somministrato sempre mediante capsula e dunque non sono previste manipolazioni.

2.2 Somministrazione radiofarmaci (diagnostica convenzionale e terapia MN)

Il carico di lavoro è suddiviso tra i medici nucleari e gli infermieri professionali (IP), si sono valutate la dose efficace e la dose equivalente alle mani e al cristallino.

Per la diagnostica la somministrazione è manuale: 5 min di preparazione con le mani mediamente a 5 cm dalla siringa schermata, il corpo a 50 cm, il cristallino a 30 cm; in questo intervallo, per 1 min di somministrazione vera e propria, si è in prossimità del punto di iniezione-paziente (non schermato) per le stesse distanze; subito dopo si assiste il paziente per 10 min mediamente a 100 cm (mani, corpo,

crystallino). La somministrazione di I-131 avviene solo con capsule per via orale (sistema di cannucchia da contenitore schermato), di cui si è tenuto conto (2 min preparazione, no iniezione).

Per la terapia lo schema è:

- la somministrazione di I-131 è per via orale, solitamente tramite capsule (e sistema di cannucchia da contenitore schermato): 2 min di preparazione contenitore schermato (mani a 5 cm, corpo 50 cm, cristallino 30 cm); supervisione paziente a 100 cm per 5 min
- la somministrazione del Ra-223 è manuale: 5 min di preparazione contenitore schermato (distanze come sopra); 5 min iniezione; 5 min assistenza post iniezione a 100 cm
- per le terapie con Y-90 e Lu-177 è previsto l'utilizzo di sistemi per infusione lenta, tramite dispositivi schermati (box per la TARE, sistema a gravità per altre terapie): 5 min di preparazione contenitore schermato (distanze come sopra); 2 min in prossimità a inizio infusione; 15 min assistenza durante infusione a 100 cm

2.3 Assistenza ai pazienti (diagnostica convenzionale e terapia MN)

Per la diagnostica si è calcolata la dose efficace per assistenza a 75 cm dal paziente (attività somministrata/anno) per il tempo indicato per ogni paziente: medico nucleare (2 min), infermiere (10 min), OTA (5 min); la dose equivalente alle mani è calcolata a 20 cm distanza dal paziente per infermiere (5 min), OTA (2,5 min).

Per le prove da sforzo (stress) durante gli esami cardiologici (10 esami /settimana, attività somministrata 370 MBq di Tc-99m) si considerano: medico nucleare (15 min @75 cm), infermiere (20 min @75 cm e mani 5 min @5 cm). In tutti i casi la dose equivalente al cristallino è stata valutata per gli stessi tempi e distanze del corpo. Si è considerata la possibile presenza di un medico cardiologo durante tali attività (un medico specializzando in formazione, a rotazione tra tutti gli studenti dei 4 anni, di fatto almeno 25 persone), presente per il 50% delle prestazioni, un solo giorno alla settimana; le condizioni di tempi e distanze sono le stesse considerate per il medico nucleare.

Per la terapia si considera invece il seguente schema: medico nucleare (10 min @75 cm), infermiere (15 min @75 cm e mani @20 cm), OTA (10 min @75 cm e mani @20 cm). Non si considera l'eliminazione del radiofarmaco. In tutti i casi la dose equivalente al cristallino è stata valutata per gli stessi tempi e distanze del corpo.

2.4 Esami diagnostici (diagnostica convenzionale)

Si considera l'attività svolta dal TSRM per il posizionamento del paziente per l'esame (il coinvolgimento delle altre figure professionali rientra nel paragrafo precedente): corpo e cristallino 10 min @75 cm, mani 5 min @20 cm.

2.5 Controlli di Qualità (convenzionale e terapia MN)

I TSRM effettuano i controlli di qualità giornalieri dei calibratori di attività con le sorgenti detenute all'interno della cella in camera calda di ogni settore (circa 7,4 MBq di Cs-137; 9,19 10⁻⁵ mSv/h/MBq

@1m): si considera 1 min di contatto delle mani ad una distanza media di 5 cm (non schermata); si trascura l'esposizione di corpo e cristallino poiché la sorgente rimane all'interno della cella. Sempre i TSRM effettuano i controlli di qualità giornalieri di entrambe le gamma camere con la sorgente flood detenuta all'interno della sala diagnostica (conservata entro la schermatura; al massimo 555 MBq di Co-57; $2,2 \cdot 10^{-5}$ mSv/h/MBq @1m): si considera 1 min di contatto delle mani ad una distanza media di 5 cm e 3 min per il posizionamento con corpo e cristallino @75 cm.

2.6 Operazioni di gestione rifiuti solidi radioattivi (diagnostica convenzionale e terapia MN)

I contenitori per rifiuti radioattivi presenti nella camera calda di diagnostica convenzionale vengono periodicamente svuotati (TSRM) quando la radioattività è già molto decaduta (trascorsi diversi tempi di dimezzamento); allo stesso modo si procede con i residui nei flaconi originali, conservati all'interno delle celle schermate, estratti dopo un tempo adeguato.

Gli altri contenitori per rifiuti radioattivi, presenti nelle sale diagnostiche e di trattamento, vengono periodicamente svuotati dal personale OTA. Si considera cautelativamente che questi contengano il 10% dell'attività somministrata per il settore diagnostica convenzionale e il 4% per il settore terapia (0,1% per Ra-223, considerata la modalità di escrezione principalmente per via fecale), e si considera un decadimento minimo di 24 ore. Il personale OTA effettua lo svuotamento periodico di questi contenitori: si considerano 5 min di contatto delle mani ad una distanza media di 20 cm e lo stesso tempo @50 cm per corpo e cristallino.

2.7 Operazioni di decontaminazione (diagnostica convenzionale e terapia MN)

Si considera cautelativamente che una frazione dell'attività annua impiegata pari a 10^{-5} (10^{-4} per I-131) dia luogo a contaminazioni ambientali; per le operazioni di decontaminazione (OTA) si considerano 15 min di tempo con il corpo e il cristallino @50 cm e lo stesso tempo con mani ad una distanza media di 20 cm; inoltre 5 minuti delle mani a distanza ravvicinata (5 cm).

2.8 Rassetto servizi igienici caldi (diagnostica convenzionale e terapia MN)

Si considera cautelativamente che una frazione dell'attività annua impiegata pari a 10^{-4} (10^{-3} per I-131) sia presente come residuo all'interno dei sanitari; per le operazioni di pulizia si considerano 15 min di tempo con il corpo e il cristallino @50 cm e lo stesso tempo con mani ad una distanza media di 20 cm; inoltre 5 minuti delle mani a distanza ravvicinata (5 cm).

I risultati delle valutazioni delle dosi efficaci annue per esposizione esterna per le attività di diagnostica convenzionale e terapia medico nucleare, ottenute utilizzando le ipotesi sopra riportate, sono riassunti nelle Tabella IV, Tabella V, Tabella VIII, Tabella IX.

3. ATTIVITA' DI MEDICINA NUCLEARE - IRRADIAZIONE INTERNA

3.1 Irradiazione interna

Seguendo le indicazioni delle pubblicazioni ICRP54[2] e ICRP78[2], l'inalazione viene considerata come la sola via di introduzione per i lavoratori impegnati nella manipolazione di sostanze radioattive non sigillate in Medicina Nucleare in quanto, nelle aree calde, l'osservanza delle norme di radioprotezione (uso dei guanti protettivi, ecc.) minimizza il rischio di ingestione.

La dose efficace impegnata per irradiazione interna è stata stimata assumendo un'attività incorporata proporzionale all'attività impiegata.

Per quanto concerne l'eventuale contaminazione dell'aria a seguito del normale impiego di sostanze radioattive non sigillate si fa presente che: a) le superfici libere delle sorgenti sono estremamente limitate; b) le sorgenti sono sempre conservate e manipolate all'interno di contenitori a chiusura ermetica (vial con setto da perforare con ago); c) le manipolazioni per la preparazione delle sostanze radioattive avviene sotto cappa, tipicamente sono celle per radiochimica schermate dotate di glove-box (camere calde dei settori radiofarmacia, diagnostica convenzionale, terapia); d) la manipolazione delle sorgenti avviene a temperatura ambiente. Per lo I-131 si sono considerate cautelativamente frazioni che danno luogo a contaminazione ambientale 10 volte superiori a quelli per gli altri radionuclidi, considerata la maggiore volatilità e il fatto che il paziente somministrato può risultare una fonte significativa di contaminazione ambientale (per espirazione e per traspirazione). Viceversa, si è tenuto conto del fatto che viene principalmente somministrato per os sotto forma di capsule (in terapia, sporadicamente in forma liquida).

Considerate tali condizioni di lavoro, si può verosimilmente ritenere che la presenza di sostanze radioattive in forma aerodispersa possa essere imputata prevalentemente ad eventuali contaminazioni superficiali dovute a situazioni incidentali (ad esempio rottura accidentale di un contenitore di una soluzione, errori durante la somministrazione, malore di un paziente) con sversamento di materiale, in considerazione dell'aumento delle superfici libere delle sostanze radioattive e quindi della possibilità di volatilizzazione delle stesse. Le superfici sono abitualmente costituite da materiale facilmente decontaminabile e dunque le contaminazioni superficiali, anche se elevate, vengono facilmente circoscritte e rapidamente eliminate.

Ai fini della valutazione della dose efficace impegnata dovuta all'impiego di sostanze radioattive non sigillate si può utilizzare quanto riportato sul documento ISO 16637 [4] e in particolare si può utilizzare la seguente relazione:

$$D(mSv) = 10 \cdot A \cdot e(g) \cdot f_{hs} \cdot f_{ps} \cdot f_{workload} \cdot f_{handled\ activity} \cdot f_{intake}$$

essendo:

- $D(mSv)$ la dose efficace impegnata dovuta all'inalazione di sostanze radioattive
- A l'attività totale presente nel luogo di lavoro lungo il corso dell'anno (Bq/anno)
- $e(g)$ il fattore di conversione Sv/Bq per inalazione riferito a particelle di AMAD 5 μm

- f_{hs} il fattore di sicurezza legato alle modalità operative
- f_{ps} il fattore di sicurezza legato ai mezzi di protezione utilizzati
- $f_{workload}$ la frazione di tempo in cui il lavoratore è effettivamente impegnato (≤ 1)
- $f_{handled\ activity}$ la frazione dell'attività totale che è impiegata dal singolo lavoratore (≤ 1)
- f_{intake} la frazione dell'attività manipolata che potrebbe essere incorporata dal lavoratore per inalazione (indicata come 0.0001)

I fattori riportati sul documento ISO 16637 per le modalità operative e i mezzi di protezione in atto sono i seguenti:

	f_{hs}		f_{ps}
deposito (soluzioni madre)	0,01	Operazioni su tavoli aperti	1
operazioni molto semplici a umido	0,1	Operazioni sotto cappa	0,1
operazioni chimiche normali	1	Operazioni in glove box	0,01
operazioni a umido complesse con rischio di versamento	10		
operazioni semplici a secco	10		
manipolazione di composti volatili	100		
operazioni a secco e polverose	100		

Per le attività di Medicina Nucleare si può considerare un fattore f_{hs} pari a 0.1, fatta eccezione per le attività legate alle sintesi della radiochimica PET, per le quali sono previste delle reazioni chimiche più complesse (nel caso si utilizza un fattore f_{hs} pari a 1). Per quanto riguarda il fattore di sicurezza si considera $f_{ps} = 0.1$ per tutti i radionuclidi impiegati. Inoltre si calcola cautelativamente la dose come se tutta l'attività venisse manipolata da un singolo operatore (considero l'esposizione contemporanea di tutti gli operatori al fattore di rischio) e quindi i fattori $f_{handled\ activity}$ e $f_{workload}$ sono posti pari a 1, tranne nel caso dei medici cardiologi che frequentano spradicamente il settore di diagnostica convenzionale per gli esami cardiologici (si considera un $f_{workload}$ pari a 1/5 e la dose cumulata per esposizione interna viene suddivisa per il numero di operatori coinvolti) e per il TSRM/farmacista che collabora alla preparazione delle dosi per terapia, in quanto la presenza in tale settore è per un tempo limitato ($f_{workload}$ pari a 1/5 e la dose cumulata per esposizione interna viene suddivisa per il numero di operatori coinvolti).

I risultati delle valutazioni delle dosi efficaci impegnate annue per le attività di diagnostica convenzionale e terapia medico nucleare, ottenute utilizzando le ipotesi sopra riportate nonché i fattori di conversione Sv/Bq del documento di riferimento IAEA [5], sono riassunti nelle Tabella IV, Tabella V, Tabella VIII, Tabella IX.

4. ATTIVITÀ DI LABORATORIO - ESPOSIZIONE ESTERNA

Per la valutazione dell'esposizione esterna del personale si sono considerate la manipolazione delle sostanze radioattive, la somministrazione dei radiofarmaci (laboratorio preclinica microPET, con piccoli animali), le operazioni di decontaminazione.

Anche in questo caso vengono utilizzati modelli "della situazione operativa standard" e la stima delle dosi è stata effettuata per il corpo intero, per le estremità e per il cristallino (anche in questo caso la stima della dose equivalente al cristallino è confrontabile con la stima della dose efficace per esposizione esterna (tempi e distanze sono confrontabili).

Le attività di manipolazione sono semplici operazioni per via umida: per l'attività RIA (I-125) svolta nel Laboratorio MN, queste avvengono sui banchi da laboratorio; per le attività di controllo di qualità dei radiofarmaci tecneziati (sempre Laboratorio MN) le manipolazioni avvengono sotto ad una cappa chimica con ventilazione attivata, nella quale è stato realizzato un box con schermo mobile e mattoni di piombo da 5 cm per proteggere il corpo e gli occhi dell'operatore; per l'attività preclinica (su piccoli animali o su cellule), le manipolazioni avvengono sul banco del laboratorio, dove è stato realizzato un box con schermo mobile e mattoni di piombo da 5 cm per proteggere il corpo e gli occhi dell'operatore.

Di seguito si riassumono i criteri utilizzati per la valutazione delle dosi, che sono state riassunte nelle tabelle in calce, sia in termini di dosi cumulate annuali, sia in termini di stime di dosi individuali, considerando un solo operatore per ciascuna delle tipologie di attività.

Lo sfondo non colorato, corrisponde a valori di dose inferiori al vincolo per i lavoratori non esposti.

Negli specchietti delle stime di dosi individuali si sono utilizzati dei codici colore (vedi Tabella VII) per evidenziare graficamente le dosi che comportano la classificazione del personale come esposto in categoria B (in verde), in categoria A (in arancione), oppure che comportano il superamento dei vincoli di dose per i lavoratori classificati B (rosa) o A (arancione). Lo sfondo non colorato corrisponde a valori di dose inferiori alle soglie per la classificazione come lavoratori esposti.

4.1 Attività di Laboratorio RIA

Gli operatori effettuano semplici operazioni per via umida sul banco utilizzando I-125, non sono previste schermature fisse.

Le sorgenti sono conservate all'interno dei propri contenitori originali, solitamente inseriti entro le schermature per i farmaci tecneziati (2 mm Pb); durante le manipolazioni si considerano le sorgenti non schermate, tutta l'attività impiegata/anno, durata manipolazione 15 min, distanza media mani-sorgente 5 cm, distanza media corpo/cristallino-sorgente 50 cm

4.2 Attività di Controllo di Qualità CQ Radiofarmaci tecneziati

Ogni giorno vengono effettuati i controlli di qualità di piccole aliquote dei radiofarmaci marcati con Tc-99m, allestiti nella camera calda del settore di Diagnostica Convenzionale.

Le aliquote da analizzare vengono trasferite al piano di sotto, utilizzando schermature per le siringhe e una cassetta schermata (fattore di schermatura totale 0,1%) e un percorso minimizzato che

prevede l'utilizzo di montacarichi apposito tra il Settore di Diagnostica Convenzionale e la Radiofarmacia; l'ultimo percorso, di pochi metri, avviene nel corridoio interno del piano 1 F, non utilizzato dal pubblico.

Gli operatori effettuano semplici operazioni per via umida sul banco di una cappa aspirante da laboratorio (solo Tc-99m) dove è stata realizzata una schermatura fissa con mattoni di piombo da 5 cm. Le sorgenti sono conservate entro le schermature per i farmaci tecneziati (2 mm Pb); durante le manipolazioni si considerano i fattori di schermatura di questi ultimi, tutta l'attività impiegata/anno, durata manipolazione 15 min, di cui 10 con sorgente non schermata, distanza media mani-sorgente 5 cm, distanza media corpo/cristallino-sorgente 30 cm. Trasporto per 5 min sorgente schermata con mani a 5 cm, corpo e cristallino a 30 cm.

4.3 Attività di Ricerca preclinica

L'attività viene svolta utilizzando piccoli quantitativi di radiofarmaci marcati con F-18 (o altri farmaci PET forniti dall'adiacente Radiofarmacia), effettuando esperimenti su piccoli animali (topi o ratti, con tomografo microPET dedicato), oppure su cellule (piastre analizzate con apparecchiatura da banco).

Il materiale radioattivo da impiegare viene consegnato attraverso un apposito passapreparati schermato, che connette la sala comandi del ciclotrone con il laboratorio di ricerca, ad esso adiacente, utilizzando schermature per le siringhe e una cassetta schermata (fattore di schermatura totale 5%); non vi è passaggio al di fuori di zone classificate.

Gli operatori effettuano la somministrazione del radiofarmaco all'animale o semplici operazioni per via umida con le cellule, su un banco da laboratorio, dove è stata realizzata una schermatura fissa con mattoni di piombo da 5 cm. Le sorgenti sono conservate entro le schermature per i farmaci PET; durante le manipolazioni si considerano i fattori di schermatura di questi ultimi (12%), tutta l'attività impiegata/anno, durata manipolazione 2 min, di cui 10 sec con sorgente non schermata, distanza media mani-sorgente 5 cm, distanza media corpo/cristallino-sorgente 30 cm. Trasporto per 2 min sorgente schermata con mani a 5 cm, corpo e cristallino a 30 cm.

4.4 Operazioni di decontaminazione (laboratorio)

Considerata la modalità di lavoro (non all'interno di celle sigillate), si considera cautelativamente che una frazione dell'attività annua impiegata pari a 10^{-4} (10^{-3} per I-125) dia luogo a contaminazioni ambientali (un fattore x10 rispetto al settore di diagnostica); per le operazioni di decontaminazione si considerano 15 min di tempo con il corpo e il cristallino @50 cm e lo stesso tempo con mani ad una distanza media di 20 cm; inoltre 5 minuti delle mani a distanza ravvicinata (5 cm).

I risultati delle valutazioni delle dosi efficaci annue per esposizione esterna per le attività di laboratorio, ottenute utilizzando le ipotesi sopra riportate, sono riassunti nelle Tabella VI e Tabella X.

5. ATTIVITÀ DI LABORATORIO - ESPOSIZIONE INTERNA

5.1 Irradiazione interna in Laboratorio

Anche in questo caso, l'inalazione viene considerata come la sola via di introduzione per i lavoratori impegnati nella manipolazione di sostanze radioattive non sigillate nei Laboratori, in quanto, nelle aree calde, l'osservanza delle norme di radioprotezione (uso dei guanti protettivi, ecc.) minimizza il rischio di ingestione.

La dose efficace impegnata per irradiazione interna è stata stimata assumendo un'attività incorporata proporzionale all'attività impiegata.

Per quanto concerne l'eventuale contaminazione dell'aria a seguito del normale impiego di sostanze radioattive non sigillate si fa presente che: a) le superfici libere delle sorgenti sono abbastanza limitate; b) le operazioni sono semplici per via umida, ma con qualche criticità legata alle operazioni (uso di pipette, somministrazione ad animali); c) la manipolazione delle sorgenti avviene a temperatura ambiente. Si considerano frazioni che danno luogo a contaminazione ambientale 10 volte superiori a quelli per la diagnostica convenzionale e per lo I-125 si sono considerate cautelativamente frazioni 10 volte superiori a quelli per gli altri radionuclidi, considerata la maggiore volatilità (cautelativo, visto che la forma chimica impiegata non è ioduro semplice).

Considerate tali condizioni di lavoro, si può ritenere che la presenza di sostanze radioattive in forma aerodispersa possa essere imputata prevalentemente ad eventuali contaminazioni superficiali dovute a situazioni incidentali (ad esempio rottura accidentale di un contenitore di una soluzione, errori durante la manipolazione) con sversamento di materiale, in considerazione dell'aumento delle superfici libere delle sostanze radioattive e quindi della possibilità di volatilizzazione delle stesse. Le superfici sono abitualmente costituite da materiale facilmente decontaminabile e dunque le contaminazioni superficiali, anche se elevate, vengono facilmente circoscritte e rapidamente eliminate.

Ai fini della valutazione della dose efficace impegnata dovuta all'impiego di sostanze radioattive non sigillate si è utilizzato nuovamente quanto riportato sul documento ISO 16637 [4], già descritto al paragrafo 3.1.

Per le attività di Laboratorio si è considerato un fattore f_{hs} pari a 1 (anche se si tratta per lo più operazioni semplici). Per quanto riguarda il fattore di sicurezza si considera $f_{ps} = 1$ per tutti i radionuclidi impiegati. Inoltre si calcola cautelativamente la dose come se tutta l'attività venisse manipolata da un singolo operatore (considero l'esposizione contemporanea di tutti gli operatori al fattore di rischio) e quindi i fattori $f_{handled\ activity}$ e $f_{workload}$ sono posti pari a 1.

I risultati delle valutazioni delle dosi efficaci impegnate annue per tutte le attività di laboratorio medico nucleare e di ricerca, ottenute utilizzando le ipotesi sopra riportate nonché i fattori di conversione Sv/Bq del documento di riferimento IAEA [5], sono riassunti nelle Tabella VI e Tabella X.

6. ATTIVITÀ DI FISICA MEDICA E DI FISICA SANITARIA

Le attività del personale della U.O. Fisica Sanitaria (fisici e tecnici) connesse con la Medicina Nucleare sono diverse e pressoché quotidiane.

Esse comprendono:

Attività di Fisica Medica (attività connesse con la clinica):

- partecipazione alla fase di somministrazione per determinate terapie (impianto microsferi per radioembolizzazione, infusione per gravità di radiofarmaci, etc)
- preparazione di fantocci con sostanze radioattive
- manipolazione di sorgenti sigillate
- esecuzione di prove di accettazione e controlli di qualità sulle apparecchiature
- conduzione del laboratorio di captazione tiroidea per la terapia con I-131
- analisi di purezza radionuclidica dei radiofarmaci
- misure per le dimissioni dei pazienti portatori di radioattività
- altre misure dirette su pazienti portatori di radioattività
- attività di taratura degli strumenti di misura

Attività di Fisica Sanitaria (attività connesse con la radioprotezione):

- sopralluoghi e misure di sorveglianza ambientale
- verifiche radiometriche delle camere di degenza protetta
- attività di controllo e supervisione per la gestione dei rifiuti radioattivi e ospedalieri
- gestione degli impianti di raccolta rifiuti radioattivi liquidi
- attività di controllo e intervento in caso di situazioni incidentali

La valutazione del rischio per tale personale si può considerare pari al rischio relativo agli operatori della U.O. Medicina Nucleare riproporzionato in base ai tempi di esecuzione. A questo, però, va sommato il rischio connesso alla gestione di tutte le situazioni anomale e incidentali, che vede coinvolto il personale della Fisica Sanitaria.

7. VALUTAZIONE DELLE DOSI PER ESPOSIZIONI POTENZIALI (EVENTI ANOMALI O INCIDENTALI)

Nelle valutazioni sopra riportate per le normali condizioni operative si è già presa in considerazione l'eventualità di piccole contaminazioni, per le quali occorra procedere a decontaminazione, delle quali si è già tenuto conto nella valutazione della dose agli operatori. Parimenti si sono considerate le normali attività di assistenza al paziente.

Le attività di manipolazione di sorgenti radioattive non sigillate in Medicina Nucleare sono caratterizzate da metodiche generalmente standardizzabili e prevedono esecuzioni precise delle varie operazioni. Le preparazioni dei radiofarmaci vengono eseguite all'interno delle celle di radiochimica da personale ben addestrato e dotato dei necessari presidi di radioprotezione.

Non si può tuttavia escludere una errata manipolazione dei radionuclidi che possa comportare, ad esempio, lo sversamento di liquido radioattivo al di fuori della cella di manipolazione.

Ai fini delle valutazioni delle dosi assorbite dal personale in caso di eventi anomali/incidentali (esposizione potenziali), si sono presi in considerazione tre scenari, di seguito descritti e il cui risultato delle valutazioni delle possibili dosi assorbite dall'operatore a seguito degli eventi di esposizione potenziale è riportato nelle Tabella XI, Tabella XII e Tabella XIII.

Le prime due tipologie possono interessare tutti gli operatori dei vari settori della U.O. Medicina Nucleare e quelli della U.O. Fisica Sanitaria.

L'ultima tipologia (emergenza clinica) riguarda tipicamente solo il personale della U.O. Medicina Nucleare addetto ai settori di Diagnostica e Terapia, ma potrebbe vedere coinvolti anche operatori sanitari di altre UU.OO.

Spargimento di una intera confezione di radiofarmaco al di fuori di una cella:

Per quanto riguarda una valutazione della possibile irradiazione esterna, a seguito di contaminazione anomala di particolare gravità, si può ipotizzare lo spargimento di un intero flacone/siringa contenente il radiofarmaco, oppure, nel caso di un episodio di incontinenza o di malore (vomito) di un paziente, lo spargimento di tutto il contenuto della vescica o dello stomaco poco dopo l'ingestione di una capsula con la massima quantità di radioattività di cui si può prevedere la somministrazione.

- per ciascun radionuclide si considera l'attività rovesciata pari alla massima attività generalmente presente in una vial o siringa pronta di radiofarmaco; nel caso dello I-131 si considera la massima attività che è possibile somministrare (capsula per o.s. da 7400 MBq); non si considera come incidente plausibile lo sversamento fuori dalla cella dell'intero prodotto del generatore di Mo-99/Tc-99m poiché questo viene eluito direttamente dentro alla cella schermata e non viene mai estratto dalla stessa;
- l'operatore coinvolto nell'incidente indossa i guanti monouso e rimuove la contaminazione superficiale in 15 minuti, tempo durante il quale si trova con il corpo e gli occhi mediamente a 50 cm dalla sorgente; per le mani si sono considerate le distanze media pari a 20 cm o 50 cm;
- viene inalata dall'operatore una frazione pari a 10^{-6} (fattore di Brodsky [11]) dell'attività dispersa sulla superficie.

Rispettando corrette procedure operative (uso di guanti, minimizzazione tempi intervento, allontanamento personale non necessario), le dosi derivanti da incidenti di questo tipo risultano contenute, tranne che nel caso dei radiofarmaci beta emittenti (terapia MN), dove un incidente con completo sversamento dell'intero contenuto di un flacone potrebbe comportare dosi molto elevate alle mani degli operatori addetti alle operazioni di decontaminazione, per via dell'emissione beta.

Nel caso del settore di terapia medico nucleare, infatti, si sono stimate dosi efficaci entro 0,5 uSv e dosi equivalenti al cristallino dello stesso ordine di grandezza, mentre le dosi alle estremità risultano

molto elevate se si opera con le mani a distanza ravvicinata (fino a 400 mSv per interventi da 15 min a 20 cm di distanza nel caso di Lu-177 o I-131, che si riduce a circa 70 mSv per distanze pari a 50 cm).

Nel caso della diagnostica convenzionale, invece, si sono stimate dosi molto più contenute: dose efficace entro 20 uSv e dosi equivalenti a cristallino e estremità dello stesso ordine di grandezza, tranne nel caso dello I-131, dove un eventuale svuotamento dell'intero contenuto dello stomaco subito dopo la somministrazione di una capsula diagnostica potrebbe comportare una dose alle mani fino a 9 mSv.

Nel caso dei laboratori, le dosi risultano decisamente molto più contenute.

Situazioni di questo tipo devono essere gestite con estrema attenzione e adottando tutte le precauzioni possibili: le procedure operative devono prevedere l'utilizzo di attrezzi con manico lungo per rimuovere il materiale contaminato, evitando di raccogliere il materiale con le mani, e il personale deve essere correttamente informato e addestrato.

Contaminazione della cute:

Gli operatori, soprattutto durante la preparazione e somministrazione del radiofarmaco, operano sempre con le mani protette da guanti.

A titolo speculativo, però, si ipotizza la contaminazione della cute, non protetta, con una goccia di soluzione pronta per la somministrazione: i radiofarmaci a maggior rischio in tal senso sono quelli per terapia (alte concentrazioni di attività, beta e alfa emittenti, tempi di dimezzamento medio lunghi).

- per ciascun radionuclide si considera di contaminare la cute con una goccia (10 ul) di sostanza alla massima concentrazione di attività possibile;
- la contaminazione si distribuisce su una superficie di pelle pari a 100 cm²
- l'operatore coinvolto nell'incidente impiega 15 minuti a rimuovere la contaminazione.

In situazioni di contaminazione della cute, occorre agire con tempestività, soprattutto nel caso di radiofarmaci beta e alfa emettitori.

È fondamentale che gli operatori rispettino scrupolosamente le istruzioni per minimizzare il rischio di contaminazione, che si controllino spesso con gli appositi strumenti di misura e che provvedano tempestivamente alle operazioni di decontaminazione personale in caso di contaminazione.

In questo caso, è fondamentale rimuovere il più presto possibile la contaminazione, soprattutto nel caso dei farmaci per terapia e PET, poiché sono beta e alfa emettitori e nel primo caso presentano tempo di dimezzamento medio lunghi; per questi, nelle ipotesi sopra indicate, la stima di dose equivalente alla cute può arrivare a qualche decina di mSv. Si valutano dosi decisamente inferiori per i farmaci da diagnostica convenzionale e lo I-125.

Emergenza assistenziale:

Una ultima ipotesi incidentale considerata è la necessità di assistere a lungo e a distanza ravvicinata un paziente in caso di emergenza clinica (diagnostica convenzionale e terapia), nelle seguenti ipotesi di calcolo:

- per ciascun radionuclide è stata somministrata la massima attività prevista;
- si trascurano il decadimento fisico del radionuclide e l'escrezione biologica;
- l'operatore coinvolto presta assistenza al paziente per un'ora, trovandosi con il corpo e gli occhi mediamente a 50 cm dal paziente e le mani a 20 cm.

Nelle condizioni sopra descritte, le stime di dose per esposizione da paziente sono piuttosto contenute (entro 0,2 mSv) tranne nel caso della terapia ad altre dosi con I-131, dove le dosi potrebbero essere significative: si è stimata una dose di circa 1,4 mSv per assistenza ravvicinata (50 cm) per un'ora.

Durante un caso di emergenza assistenziale, la priorità è sicuramente la completa assistenza clinica al paziente, quindi occorre operare senza indugi e con decisione; è necessario che il personale della U.O. Medicina Nucleare provveda ad assistere l'eventuale personale di altre U.O., soprattutto se lavoratori non classificati (interventi di pronto soccorso), fornendo il supporto necessario a minimizzare i rischi (distanza, tempo, DPI), eventualmente richiedendo un cambio.

In casi di emergenza, il personale che assiste il paziente deve indossare guanti, indumenti da lavoro, il camice schermato ed essere fornito un dosimetro a lettura diretta (soprattutto se non già dotato di dosimetro personale), la cui lettura va annotata e comunicata alla U.O. Fisica Sanitaria.

In conclusione, rispettando le corrette procedure operative (uso di DPI, minimizzazione tempi intervento, allontanamento personale non necessario), le dosi derivanti da incidenti di questo tipo risultano in genere contenute, tranne che:

- nel caso dei radiofarmaci beta emittenti (terapia MN), dove un incidente con completo sversamento dell'intero contenuto di un flacone potrebbe comportare dosi molto elevate alle mani degli operatori addetti alle operazioni di decontaminazione, per via dell'emissione beta;
- per assistenza prolungata e ravvicinata dei pazienti trattati con I-131;
- nel caso di importanti contaminazioni della cute con beta e alfa emittitori

In ogni situazione incidentale di questo tipo, o che comunque comporti un rischio radiologico significativo, è necessario allertare immediatamente la U.O. Fisica Sanitaria, al fine di consentire l'esame e l'analisi degli infortuni e delle situazioni incidentali e l'adozione delle azioni di rimedio appropriate.

8. LAVORATORI NON ESPOSTI

Si sono considerati i medici specializzandi cardiologi che frequentano sporadicamente il reparto, vedi Tabella IV e Tabella VIII, per i quali si è valutata una dose efficace cumulata all'anno pari a 0,5 mSv/anno e un pari valore di dose equivalente alle mani e cristallino; considerato che il carico di lavoro annuale è ripartito su almeno 25 studenti, il carico dosimetrico risulta molto al di sotto dei vincoli per i lavoratori non esposti.

9. INDIVIDUI DELLA POPOLAZIONE

Come già detto, l'unica modifica strutturale, rispetto al nulla osta in essere, riguarda il Settore di Diagnostica Convenzionale, ed in particolare la sala diagnostica del nuovo tomografo SPECT/TC; si è provveduto pertanto a rivalutare il progetto dell'installazione, per quanto riguarda la radioprotezione, essendo variata la natura e l'entità del rischio.

Per quanto riguarda le dosi agli individui della popolazione, si rimanda alle valutazioni di dose da esposizione negli ambienti accessibili al pubblico all'interno e all'esterno/adiacenze del Pad. Sommariva (sempre all'interno della cinta ospedaliera), dove si dà evidenza del rispetto dei vincoli di dose per il pubblico; vedi relazione:

Appendice A. Appendice_SPECT: Rivalutazione Schermature - Settore Diagnostica Convenzionale (gamma-camere)

L'unica modifica che riguarda il Settore di Terapia Medico Nucleare non è strutturale, ma prevede una modifica nella detenzione e impiego dei vari radionuclidi, in particolare un aumento di Lu-177 e Y-90, una sensibile riduzione di I-131 e Sm-153 e la sospensione di Sr-89; si è provveduto a rivalutare le schermature delle sale di degenza protetta, alla luce dei nuovi quantitativi.

Per quanto riguarda le dosi agli individui della popolazione, si rimanda alle valutazioni di dose da esposizione negli ambienti accessibili al pubblico all'interno e all'esterno/adiacenze del Pad. Sommariva (sempre all'interno della cinta ospedaliera), dove si dà evidenza del rispetto dei vincoli di dose per il pubblico; vedi relazione:

Appendice B. Appendice_TERAPIA: Rivalutazione Schermature - Settore Terapia Medico Nucleare

Le altre variazioni introdotte con la presente richiesta di modifica, non influiscono significativamente sulla dose alla popolazione.

Riassumendo, per le zone di libero accesso al pubblico, si è mantenuto il valore di progetto nominale di massima originario della prima istanza, pari a 0,3 mSv/anno (assimilato al vincolo dose per il pubblico da ICRP103); con l'intenzione di voler ottimizzare ulteriormente, però, si è riusciti ad ottenere valori decisamente più contenuti, soprattutto per le aree esterne al reparto, come si può evidenziare dai risultati riportati nelle relazioni di cui sopra. Si precisa che il Padiglione Sommariva, che si trova interamente all'interno della cinta ospedaliera, è esclusivamente dedicato al reparto

medicina nucleare (e attività connesse), di conseguenza la sua frequentazione e il transito da e verso il padiglione è dovuto principalmente alle attività correlate.

10. VALUTAZIONE TOTALE DELLE DOSI ASSORBITE E CLASSIFICAZIONE DEI LAVORATORI

Negli specchietti delle stime di dosi individuali si sono utilizzati dei codici colore (vedi Tabella VII) per evidenziare graficamente le dosi che comportano la classificazione del personale come esposto in categoria B (in verde), in categoria A (in arancione), oppure che comportano il superamento dei vincoli di dose per i lavoratori classificati B (rosa) o A (arancione). Lo sfondo non colorato corrisponde a valori di dose inferiori alle soglie per la classificazione come lavoratori esposti.

10.1 Classificazione del personale U.O. Medicina Nucleare (diagnostica convenzionale e terapia MN)

Si sottolinea, come evidenziato nelle Tabelle, che la stima della dose da esposizione interna, valutata utilizzando ipotesi ampiamente cautelative, risulta inferiore rispetto a quella valutata per irraggiamento esterno e sempre inferiore a 1 mSv/anno.

Sulla base dell'analisi dei rischi effettuata, pertanto, si ritiene di **classificare tutto il personale della U.O. Medicina Nucleare addetto alle attività dei Settori di Diagnostica Convenzionale e di Terapia Medico Nucleare come lavoratori esposti di categoria A per esposizione esterna.**

La stima del rischio di esposizione interna, invece, non comporta di per sé la classificazione di lavoratori esposti in categoria A.

Per quanto riguarda i **medici cardiologi** che occasionalmente possono assistere agli esami cardiologici (prove da stress), considerata l'attuale organizzazione del lavoro e l'effettiva sporadica frequenza del singolo individuo, si ritiene di poterli considerare **lavoratori non esposti** per tale tipologia di attività. Una eventuale modifica dell'organizzazione del lavoro verrà considerata nella rivalutazione periodica delle classificazioni del personale.

10.2 Classificazione del personale addetto alle attività di Laboratorio della Medicina Nucleare

Si sottolinea, come evidenziato nelle Tabelle, che la stima della dose da esposizione interna, valutata utilizzando ipotesi ampiamente cautelative, risulta inferiore rispetto a quella valutata per irraggiamento esterno e sempre inferiore a 1 mSv/anno.

Sulla base dell'analisi dei rischi effettuata, pertanto, si ritiene di classificare **tutto il personale esclusivamente addetto alle sole attività di laboratorio** (ad esclusione delle attività di produzione e controllo di qualità dei radiofarmaci non tecneziati) **come lavoratori esposti di categoria B per esposizione esterna.** La stima del rischio di esposizione interna, invece, non comporta di per sé la classificazione di lavoratori esposti.

10.3 Classificazione del personale della U.O. Fisica Sanitaria addetto alle attività connesse con la Medicina Nucleare

Sulla base di quanto indicato, pertanto, si ritiene di classificare **tutto il personale della U.O. Fisica Sanitaria addetto alle attività connesse alla medicina nucleare come esposto di categoria A per esposizione esterna**. La stima del rischio di esposizione interna, invece, non comporta di per sé la classificazione di lavoratori esposti.

11. CONCLUSIONI

Tutti i lavoratori classificati di cui sopra sono tenuti a seguire i corsi di formazione specifici relativamente ai rischi di esposizione a radiazioni ionizzanti e sono sottoposti a controllo dosimetrico mensile individuale mediante badge a TLD per corpo intero. Tutti coloro che manipolano le sorgenti radioattive a controllo dosimetrico mensile alle estremità mediante TLD ad anello o a bracciale. Al momento, non si ritiene necessario dotare sistematicamente tale personale di dosimetri per il cristallino.

Genova, 26/11/2021

Dott.ssa M.Claudia BAGNARA
Esperto di Radioprotezione di III grado n.465
Specialista in Fisica Medica



13. BIBLIOGRAFIA

- [1] Delacroix D., Guerre J.P., Leblanc P., Hickman C. Radionuclide and Radiation Protection Data Handbook 2002, Radiation Protection Dosimetry, Vol. 98, N° 1, pp. 9-18 (2002)
- [2] ICRP-54. Individual Monitoring for Intakes of Radionuclides by Workers: Design and Interpretation; Publication n.54 ; 1989
- [3] ICRP-78. Individual Monitoring for Internal Exposure of Workers; ICRP Publication n. 78; 1997
- [4] UNI EN ISO 16637:2019. Protezione dalle radiazioni - Monitoraggio e dosimetria interna per il personale sanitario esposto a radionuclidi di uso medico sottoforma di sorgenti non sigillate
- [5] IAEA Safety Standards. Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, GSR Part 3 No. GSR Part 3, 2014
- [6] Report AIFM-AIMN; Radioprotezione nei trattamenti di radioembolizzazione epatica mediante microsferi marcate con Y-90; 2020
- [7] Hosono M et al. ; Introduction of the targeted alpha therapy (with Radium-223) into clinical practice in Japan: learnings and implementation ; Annals of Nuclear Medicine (2019) 33:211–221
- [8] Hosono M et al; Manual on the proper use of lutetium-177-labeled somatostatin analogue (Lu-177-DOTA-TATE) injectable in radionuclide therapy (2nd ed.); Annals of Nuclear Medicine (2018) 32:217–235
- [9] Stabin MG et al, Radiation Dose and Hazard Assessment of Potential Contamination Events During Use of ²²³Ra Dichloride in Radionuclide Therapy; Health Physics - Volume 109 - Issue 3 - p 212-217 ; 2015
- [10] Report AIFM n.11; Linee Guida AIFM-AIMN per l'utilizzo terapeutico del Ra-223; 2014
- [11] ICRP-94. Release of patients after therapy with unsealed radionuclides; ICRP Publication n. 94; 2004
- [12] Radiation Protection Series n. 4. Recommendations for the Discharge of Patients Undergoing Treatment with Radioactive Substances. Australian Radiation Protection and Nuclear Safety Agency (ARPANSA); 2002
- [13] E.Bombardieri, E.Majno, GL Tarolo "La radioprotezione nell'organizzazione di un servizio di medicina nucleare", Atti del Seminario 30 aprile 1999 Istituto per lo Studio e la Cura dei Tumori, Milano
- [14] Brodsky A. Resuspension Factors and Probabilities of Intake of Material in Process (or is 10⁻⁶ a magic number in health physics?). Health Physics, Vol 39, No. 6, 992-1000, 1980

Tabella I- Dati fisici sorgenti – 1

SETTORE	Settore Diagnostica Convenzionale		
	Tc-99m	I-123	I-131
RADIONUCLIDE			
ATTIVITA' ANNUA RICHIESTA (MBq)	18.000.000	66.000	6.000
MAX ATTIVITA' DETENUTA (MBq)	100.000	2.000	800
ATTIVITA' SOMMINISTRATA/ANNO (MBq)	4.500.000	60.000	5.400
ESAMI/PROCEDURE ALL'ANNO	7.800	260	96
RADIAZIONE EMESSA	γ	γ	β, γ
T1/2 (g)	0,25	0,55	8,04
DOSE CONTATTO SIRINGA (mSv/h/MBq)	3,50E-01	6,10E-01	1,10E+00
DOSE MANI (mSv/h/MBq) (a 5 cm da vial)	8,80E-03	1,36E-02	2,56E-02
DOSE profonda a 100 cm da VIAL (mSv/h/MBq)	2,20E-05	3,40E-05	6,40E-05
DOSE a 100 cm da PAZIENTE (mSv/h/MBq)	1,22E-05	3,40E-05	4,60E-05
DOSE-pelle (e,beta) 30 cm (mSv/h/MBq)	0,00E+00	0,00E+00	8,62E-02
DOSE profonda (X,gamma) 30 cm (mSv/h/MBq)	2,61E-04	5,16E-04	7,29E-04
FATTORE TRASM. SCHERMO	1,0%	1,0%	12,5%
DOSE PELLE (cont.unif.) (mSv/h/(MBq/cm²))	2,46E+02	3,78E+02	1,60E+03
DOSE PELLE (cont.punt.) (mSv/h/MBq)	8,77E+00	2,36E+01	5,70E+02
H_{j,ing}: DOSE EFFICACE IMPEGNATA PER INGESTIONE UNITARIA (Sv/Bq); lavoratori (ICRP119)	2,20E-11	2,10E-10	2,20E-08
H_{j,inh}: DOSE EFFICACE IMPEGNATA PER INALAZIONE UNITARIA (Sv/Bq); lavoratori (ICRP119)	2,00E-11	1,10E-10	1,10E-08

Riferimenti: ratei di dose da contatto e a distanza da sorgenti da Delacroix [1] dove disponibili, oppure da altre fonti (in Bibliografia); ove non reperiti, si utilizzano i dati di altri radionuclidi in modo cautelativo (in corsivo)

Tabella II- Dati fisici sorgenti - 2

SETTORE

Settore Terapia MN

RADIONUCLIDE	Y-90	I-131	Sm-153	Lu-177	Ra-223
ATTIVITA' ANNUA RICHIESTA (MBq)	130.000	350.000	6.000	2.200.000	800
MAX ATTIVITA' DETENUTA (MBq)	6.000	25.000	3.000	40.000	30
ATTIVITA' SOMMINISTRATA/ANNO (MBq)	112.000	281.500	6.000	2.000.000	800
ESAMI/PROCEDURE ALL'ANNO	36	220	2	260	120
Percentuale attività somministrata/impiegata	86%	80%	100%	91%	100%
RADIAZIONE EMESSA	β	β, γ	β, γ	β, γ	α, β, γ
T1/2 (g)	2,7	8,04	1,95	6,73	11,43
DOSE CONTATTO SIRINGA (mSv/h/MBq)	4,40E+01	1,10E+00	2,41E-01	2,41E-01	9,00E-02
DOSE MANI (mSv/h/MBq) (a 5 cm da vial)	2,84E-02	2,56E-02	5,92E-03	2,07E-03	1,60E-02
DOSE profonda a 100 cm da VIAL (mSv/h/MBq)	7,10E-05	6,40E-05	1,48E-05	5,17E-06	4,54E-05
DOSE a 100 cm da PAZIENTE (mSv/h/MBq)	1,14E-06	4,60E-05	8,11E-06	5,17E-06	4,54E-05
DOSE-pelle (e,beta) 30 cm (mSv/h/MBq)	1,08E-01	8,62E-02	1,03E-01	1,03E-01	1,03E-01
DOSE profonda (X,gamma) 30 cm (mSv/h/MBq)	0,00E+00	7,29E-04	1,86E-04	1,86E-04	1,86E-04
FATTORE TRASM. SCHERMO	12,5%	3,1%	12,5%	12,5%	12,5%
DOSE PELLE (cont.unif.) (mSv/h/(MBq/cm²))	2,00E+03	1,60E+03	1,60E+03	1,60E+03	1,4E+03
DOSE PELLE (cont.punt.) (mSv/h/MBq)	1,35E+03	5,70E+02	7,20E+02	5,70E+02	5,70E+02
H_{j,ing}: DOSE EFFICACE IMPEGNATA PER INGESTIONE UNITARIA (Sv/Bq); lavoratori (ICRP119)	2,70E-09	2,20E-08	7,40E-10	5,30E-10	1,00E-07
H_{j,inh}: DOSE EFFICACE IMPEGNATA PER INALAZIONE UNITARIA (Sv/Bq); lavoratori (ICRP119)	1,60E-09	1,10E-08	6,80E-10	1,10E-09	5,70E-06

Tabella III- Dati fisici sorgenti - 3

SETTORE	Laboratorio MN		Preclinica
	I-125	Tc-99m	F-18
RADIONUCLIDE			
ATTIVITA' ANNUA RICHIESTA (MBq)	150	62.000	6.000
MAX ATTIVITA' DETENUTA (MBq)	40	370	240
ATTIVITA' SOMMINISTRATA/ANNO (MBq)	150	62.000	6.000
ESAMI/PROCEDURE ALL'ANNO			
RADIAZIONE EMESSA	γ	γ	β, γ
T1/2 (g)	60,1	0,25	0,076
DOSE CONTATTO SIRINGA (mSv/h/MBq)	3,40E-01	3,50E-01	2,88E+00
DOSE MANI (mSv/h/MBq) (a 5 cm da vial)	5,60E-03	8,80E-03	5,63E-01
DOSE profonda a 100 cm da VIAL (mSv/h/MBq)	1,40E-05	2,20E-05	1,58E-04
DOSE a 100 cm da PAZIENTE (mSv/h/MBq)		1,22E-05	1,55E-04
DOSE-pelle (e,beta) 30 cm (mSv/h/MBq)	0,00E+00	0,00E+00	1,20E-01
DOSE profonda (X,gamma) 30 cm (mSv/h/MBq)	3,90E-04	2,61E-04	1,81E-03
FATTORE TRASM. SCHERMO	100%	1,0%	12%
DOSE PELLE (cont.unif.) (mSv/h/(MBq/cm ²))	21	2,50E+02	1,95E+03
DOSE PELLE (cont.punt.) (mSv/h/MBq)	6,3	8,8	7,88E+02
H _{j,ing} : DOSE EFFICACE IMPEGNATA PER INGESTIONE UNITARIA (Sv/Bq); lavoratori (ICRP119)	1,50E-08	2,20E-11	4,90E-11
H _{j,inh} : DOSE EFFICACE IMPEGNATA PER INALAZIONE UNITARIA (Sv/Bq); lavoratori (ICRP119)	7,30E-09	2,90E-11	9,30E-11

Tabella IV- Dosi annuali cumulate per normale attività – 1

DOSI CUMULATE NORMALE ATTIVITA'

DIAGNOSTICA CONVENZIONALE

PERSONALE	MEDICI	TSRM	IP	OTA	P.SANIT. EST. MED.CARD.
PROCEDURE ESPOSIZIONE ESTERNA					
PREPARAZIONE RADIOFARMACI (CAMERA CALDA)					
Dose efficace cumulata esterna (mSv/anno)		3,8E-01			
Dose equivalente cumulata mani (mSv/anno)		2,7E+02			
Dose equivalente cumulata cristallino (mSv/anno)		3,8E-01			
SOMMINISTRAZIONE RADIOFARMACI					
	50%		50%		
Dose efficace cumulata esterna (mSv/anno)	4,9E+00		4,9E+00		
Dose equivalente cumulata mani (mSv/anno)	3,3E+01		3,3E+01		
Dose equivalente cumulata cristallino (mSv/anno)	1,0E+01		1,0E+01		
CQ GIORNALIERI -TSRM					
Dose efficace cumulata esterna (mSv/anno)		1,3E+00			
Dose equivalente cumulata mani (mSv/anno)		9,1E+00			
Dose equivalente cumulata cristallino (mSv/anno)		1,3E+00			
ESECUZIONE DELL'ESAME -TSRM					
Dose efficace cumulata esterna (mSv/anno)		1,5E+01			
Dose equivalente cumulata mani (mSv/anno)		1,3E+02			
Dose equivalente cumulata cristallino (mSv/anno)		1,5E+01			
ASSISTENZA AI PAZIENTI					
Dose efficace cumulata esterna (mSv/anno)	3,4E+00		1,7E+01	8,4E+00	
Dose equivalente cumulata mani (mSv/anno)	3,4E+00		1,2E+02	5,9E+01	
Dose equivalente cumulata cristallino (mSv/anno)	3,4E+00		1,7E+01	8,4E+00	
TEST DA SFORZO (STRESS)					
	100%		100%		50%
Dose efficace cumulata esterna (mSv/anno)	1,0E+00		1,3E+00		5,0E-01
Dose equivalente cumulata mani (mSv/anno)	1,0E+00		4,7E+00		5,0E-01
Dose equivalente cumulata cristallino (mSv/anno)	1,0E+00		1,3E+00		5,0E-01
OPERAZIONI DI GESTIONE RIFIUTI RADIOATTIVI (OTA)					
Dose efficace cumulata esterna (mSv/anno)				3,4E+00	
Dose equivalente mani cumulata (mSv/anno)				2,1E+01	
Dose equivalente cumulata cristallino (mSv/anno)				3,4E+00	
OPERAZIONI DI DECONTAMINAZIONE (OTA)					
Dose efficace cumulata esterna (mSv/anno)				4,0E-02	
Dose efficace cumulata interna (mSv/anno)				7,7E-03	
Dose efficace cumulata totale (mSv/anno)				4,8E-02	
Dose equivalente mani cumulata (mSv/anno)				3,0E-01	
Dose equivalente cumulata cristallino (mSv/anno)				4,0E-02	
RASSETTO SERVIZI IGIENICI CALDI					
Dose efficace cumulata esterna (mSv/anno)				4,0E-02	
Dose efficace cumulata interna (mSv/anno)				1,1E-03	
Dose efficace cumulata totale (mSv/anno)				4,1E-02	
Dose equivalente mani cumulata (mSv/anno)				4,1E-01	
Dose equivalente cumulata cristallino (mSv/anno)				4,0E-02	
DOSE CUMULATA ESPOSIZIONE ESTERNA					
Dose efficace esterna cumulata (mSv/anno)	9,3E+00	1,7E+01	2,3E+01	1,2E+01	5,0E-01
Dose equivalente mani cumulata (mSv/anno)	3,8E+01	4,2E+02	1,6E+02	8,1E+01	5,0E-01
Dose equivalente cristallino cumulata (mSv/anno)	1,5E+01	1,7E+01	2,9E+01	1,2E+01	5,0E-01
DOSE INDIVIDUALE ESPOSIZIONE INTERNA - INALAZIONE (tutti i radionuclidi) - uguale per tutti					
fworkload	1	1	1	1	1/5
Attività Tc-99m inalata (MBq/anno)	1,8E+02	1,8E+02	1,8E+02	1,8E+02	3,6E+01
Dose efficace impegnata cumulata (mSv/anno)	1,1E-02	1,1E-02	1,1E-02	1,1E-02	2,2E-03

Tabella V- Dosi annuali cumulate per normale attività – 2

DOSI CUMULATE NORMALE ATTIVITA'

TERAPIA MEDICO NUCLEARE

PERSONALE	MEDICI	TSRM FARM	IP	OTA
PROCEDURE ESPOSIZIONE ESTERNA				
PREPARAZIONE RADIOFARMACI (CAMERA CALDA)				
	50%	50%		
Dose efficace cumulata esterna (mSv/anno)	5,3E-01	5,3E-01		
Dose equivalente cumulata mani (mSv/anno)	1,1E+02	1,1E+02		
Dose equivalente cumulata cristallino (mSv/anno)	5,3E-01	5,3E-01		
SOMMINISTRAZIONE RADIOFARMACI				
	5,0E-01		5,0E-01	
Dose efficace cumulata esterna (mSv/anno)	2,3E+00		2,3E+00	
Dose equivalente cumulata mani (mSv/anno)	4,7E+01		4,7E+01	
Dose equivalente cumulata cristallino (mSv/anno)	4,2E+00		4,2E+00	
ASSISTENZA AI PAZIENTI DH				
Dose efficace cumulata esterna (mSv/anno)	1,9E+00		2,8E+00	1,9E+00
Dose equivalente cumulata mani (mSv/anno)			4,4E+01	1,9E+00
Dose equivalente cumulata cristallino (mSv/anno)	1,9E+00		2,8E+00	1,9E+00
ASSISTENZA AI PAZIENTI RICOVERATI INTERNI				
Dose efficace cumulata esterna (mSv/anno)	6,1E+00		9,2E+00	6,1E+00
Dose equivalente cumulata mani (mSv/anno)			1,3E+02	8,6E+01
Dose equivalente cumulata cristallino (mSv/anno)	6,1E+00		9,2E+00	6,1E+00
OPERAZIONI DI GESTIONE RIFIUTI RADIOATTIVI (OTA)				
Dose efficace cumulata esterna (mSv/anno)				4,9E-01
Dose equivalente mani cumulata (mSv/anno)				3,0E+00
Dose equivalente cumulata cristallino (mSv/anno)				4,9E-01
OPERAZIONI DI DECONTAMINAZIONE (OTA)				
Dose efficace cumulata esterna (mSv/anno)				4,9E-02
Dose efficace interna cumulata (mSv/anno)				0,0E+00
Dose efficace cumulata (mSv/anno)				4,9E-02
Dose equivalente cumulata mani (mSv/anno)				6,1E+01
Dose equivalente cumulata cristallino (mSv/anno)				4,9E-02
RASSETTO SERVIZI IGIENICI CALDI				
Dose efficace esterna cumulata (mSv/anno)				2,4E-02
Dose efficace interna cumulata (mSv/anno)				8,6E-02
Dose efficace cumulata (mSv/anno)				1,1E-01
Dose equivalente mani cumulata (mSv/anno)				4,7E+01
Dose equivalente cumulata cristallino (mSv/anno)				2,4E-02
DOSE CUMULATA ESPOSIZIONE ESTERNA				
Dose efficace esterna cumulata (mSv/anno)	1,1E+01	5,3E-01	1,4E+01	8,5E+00
Dose equivalente mani cumulata (mSv/anno)	1,6E+02	1,1E+02	2,2E+02	2,0E+02
Dose equivalente cristallino cumulata (mSv/anno)	1,3E+01	5,3E-01	1,6E+01	8,5E+00
DOSE INDIVIDUALE ESPOSIZIONE INTERNA - INALAZIONE (tutti i radionuclidi) - uguale per tutti				
fworkload	1	1/5	1	1
Attività I-131 inalata (MBq/anno) + altri	3,5E+01	7,0E+00	3,5E+01	3,5E+01
Dose efficace impegnata cumulata (mSv/anno)	4,6E-01	9,1E-02	4,6E-01	4,6E-01

Tabella VI- Dosi annuali cumulate per normale attività – 3

DOSI CUMULATE NORMALE ATTIVITA'	Laboratorio MN		Preclinica
	ATT. RIA I-125	ATT. CQ Tc-99m	uPET F-18
PERSONALE			
PROCEDURE ESPOSIZIONE ESTERNA			
MANIPOLAZIONE SORGENTI			
Dose efficace cumulata esterna (mSv/anno)	2,0E-02	5,8E-01	4,0E-01
Dose equivalente cumulata mani (mSv/anno)	2,1E-01	2,9E+00	2,3E+01
Dose equivalente cristallino (mSv/anno)	2,0E-02	5,8E-01	4,0E-01
TRASPORTO MATERIALE RADIOATTIVO	NA	NA	
Dose efficace cumulata esterna (mSv/anno)	0,0E+00	1,3E-03	1,8E-02
Dose equivalente cumulata mani (mSv/anno)	0,0E+00	4,5E-02	5,6E+00
Dose equivalente cristallino (mSv/anno)	0,0E+00	1,3E-03	1,8E-02
SOMMINISTRAZIONE MATERIALE RADIOATTIVO	NA	NA	
Dose efficace cumulata esterna (mSv/anno)			1,5E-01
Dose equivalente cumulata mani (mSv/anno)			1,4E+01
Dose equivalente cristallino (mSv/anno)			2,9E-01
OPERAZIONI DI DECONTAMINAZIONE			
Dose efficace cumulata esterna (mSv/anno)	2,1E-06	1,4E-04	9,5E-05
Dose equivalente cumulata mani (mSv/anno)	1,8E-04	4,9E-03	2,2E-01
Dose equivalente cristallino (mSv/anno)	2,1E-06	1,4E-04	9,5E-05
DOSE CUMULATA ESPOSIZIONE ESTERNA			
Dose efficace esterna cumulata (mSv/anno)	2,0E-02	5,8E-01	4,2E-01
Dose equivalente mani cumulata (mSv/anno)	2,1E-01	2,9E+00	2,9E+01
Dose equivalente cristallino cumulata (mSv/anno)	2,0E-02	5,8E-01	4,2E-01
DOSE CUMULATA ESPOSIZIONE INTERNA - INALAZIONE - non frazionata			
Attività inalata (MBq/anno)	1,5E-03	6,2E-01	6,0E-02
Dose efficace impegnata cumulata (mSv/anno)	1,1E-02	1,8E-02	5,6E-03

Tabella VII- Criteri classificazione, vincoli e limiti per i lavoratori

mSv/anno	SOGLIE PER CLASSIFICAZIONI			VINCOLI DI DOSE-ANNO	
	NON ESP	ESP. B	ESP. A	VINCOLO B	VINCOLO A
DOSE EFFICACE (mSv/a)	<= 0,5	> 0,5	> 2,0	<= 2,0	<= 10
DOSE EQUIVALENTE MANI/ESTREMITA' (mSv/a)	<= 16,7	> 16,7	> 50	<= 50	<= 250
DOSE EQUIVALENTE PELLE (mSv/a)	<= 50	> 50	> 50	-	-
DOSE EQUIVALENTE CRISTALLINO (mSv/a)	<= 5,0	> 5,0	> 7,5	<= 6	<= 10

Tabella VIII- Riepilogo dosi annuali individuali per normale attività – 1

PERSONALE	DIAGNOSTICA CONVENZIONALE				
	MEDICI	TSRM	IP	OTA	P.SANIT. EST. MED.CARD.
NUMERO OPERATORI	2	2	3	2	2
DOSE EFFICACE (mSv/a)	4,7	8,4	7,7	6,0	0,25
Dose efficace esterna (mSv/anno)	4,6	8,4	7,7	6,0	0,25
Dose efficace impegnata (mSv/anno)	0,011	0,011	0,011	0,011	0,001
DOSE EQUIVALENTE MANI (mSv/a)	18,9	208,6	52,3	40,6	0,3
DOSE EQUIVALENTE CRISTALLINO (mSv/a)	7,4	8,4	9,6	6,0	0,3

dosint frazionata

Tabella IX- Riepilogo dosi annuali individuali per normale attività – 2

PERSONALE	TERAPIA MEDICO NUCLEARE			
	MEDICI	TSRM FARM	IP	OTA
NUMERO OPERATORI	2	1	2	1
DOSE EFFICACE (mSv/a)	5,9	0,6	7,6	9,0
Dose efficace esterna (mSv/anno)	5,4	0,5	7,1	8,5
Dose efficace impegnata (mSv/anno)	0,5	0,1	0,5	0,5
DOSE EQUIVALENTE MANI (mSv/a)	78	110	110	199
DOSE EQUIVALENTE CRISTALLINO (mSv/a)	6	0,5	8,1	9

dosint frazionata

Tabella X- Riepilogo dosi annuali individuali per normale attività – 3

PERSONALE	Laboratorio MN		Preclinica
	ATT. RIA I-125	ATT. CQ Tc-99m	uPET F-18
NUMERO OPERATORI	1	1	1
DOSE EFFICACE (mSv/a)	0,03	0,6	0,4
Dose efficace esterna (mSv/anno)	0,02	0,6	0,4
Dose efficace impegnata (mSv/anno)	0,011	0,018	0,006
DOSE EQUIVALENTE MANI (mSv/a)	0,21	2,9	28,7
DOSE EQUIVALENTE CRISTALLINO (mSv/a)	0,02	0,6	0,4

Tabella XI- Stima dosi per esposizioni potenziali – 1

<i>ESPOSIZIONI POTENZIALI</i>	<i>DIAGNOSTICA CONVENZIONALE</i>		
RADIONUCLIDE	Tc-99m	I-123	I-131
CONTAMINAZIONE AMBIENTALE-ROTTURA FLACONE			
Massima attività vial (MBq)	740	500	185
Durata decontaminazione (min)	15	15	15
Dose efficace (mSv) @50 cm	1,6E-02	1,7E-02	1,2E-02
Dose equivalente cristallino (mSv) @50 cm	1,6E-02	1,7E-02	1,2E-02
Dose equivalente mani (mSv) @50cm	1,7E-02	2,3E-02	1,4E+00
Dose equivalente mani (mSv) @20cm	1,1E-01	1,5E-01	9,0E+00
% attività dispersa che viene inalata	1,0E-06	1,0E-06	1,0E-06
intake (MBq)	7,4E-04	5,0E-04	1,9E-04
Dose efficace interna (mSv)	1,5E-05	5,5E-05	2,0E-03
CONTAMINAZIONE CUTE			
Massima attività vial (MBq)	740	500	capsula
Volume vial (ml)	2,0	2,0	
Massima concentrazione (MBq/ml)	370	250	
Volume goccia (ml)	0,01	0,01	
Superficie contaminata (cm ²)	100	100	
Contaminazione (MBq/cm ²)	0,037	0,025	
Contam. Skin dose (mSv/h per MBq/cm ²)	2,5E+02	3,8E+02	
Durata decontaminazione (min)	15	15	
Dose equivalente cute (mSv)	2,3E+00	2,4E+00	NA
ASSISTENZA PAZIENTE PER EMERGENZA CLINICA			
Massima attività somministrata (MBq)	740	185	185
Durata assistenza (min)	60	60	60
Dose efficace (mSv) @50 cm	3,6E-02	2,5E-02	3,4E-02
Dose equivalente cristallino (mSv) @50 cm	3,6E-02	2,5E-02	3,4E-02
Dose equivalente mani (mSv) @20cm	2,3E-01	1,6E-01	2,1E-01

Tabella XII- Stima dosi per esposizioni potenziali – 2

ESPOSIZIONI POTENZIALI

TERAPIA MEDICO NUCLEARE

RADIONUCLIDE	Y-90	I-131	Sm-153	Lu-177	Ra-223
CONTAMINAZIONE AMBIENTALE-ROTTURA FLACONE					
Massima attività vial (MBq)	3.600	7.400	3.000	7.400	6,6
Durata decontaminazione (min)	15	15	15	15	15
Dose efficace (mSv) @ 50 cm	2,6E-01	4,7E-01	4,4E-02	3,8E-02	3,0E-04
Dose equivalente cristallino (mSv) @50 cm	2,6E-01	4,7E-01	4,4E-02	3,8E-02	3,0E-04
Dose equivalente mani (mSv) @20cm	2,2E+02	3,6E+02	1,7E+02	4,3E+02	3,8E-01
Dose equivalente mani (mSv) @50cm	3,5E+01	5,7E+01	2,8E+01	6,9E+01	6,1E-02
% attività dispersa che viene inalata	1,0E-06	1,0E-06	1,0E-06	1,0E-06	1,0E-06
intake (MBq)	3,6E-03	7,4E-03	3,0E-03	7,4E-03	6,6E-06
Dose efficace interna (mSv)	5,8E-03	8,1E-02	2,0E-03	8,1E-03	3,8E-02
CONTAMINAZIONE CUTE					
Massima attività vial (MBq)	3.600	1.850	3.000	7.400	6,6
Volume vial (ml)	5,0	2,0	2,3	20	6,6
Massima concentrazione (MBq/ml)	720	925	1300	370	1,0
Volume goccia (ml)	0,01	0,01	0,01	0,01	0,01
Superficie contaminata (cm ²)	100	100	100	100	100
Contaminazione (MBq/cm ²)	0,072	0,09	0,13	0,037	0,0001
Contam. Skin dose (mSv/h per MBq/cm ²)	2,0E+03	1,6E+03	1,6E+03	1,6E+03	1,4E+03
Durata decontaminazione (min)	15	15	15	15	15
Dose equivalente cute (mSv)	3,6E+01	3,7E+01	5,2E+01	1,5E+01	7,2E-02
ASSISTENZA PAZIENTE PER EMERGENZA CLINICA					
Massima attività somministrata (MBq)	3.000	7.400	3.000	7.400	6,6
Durata assistenza (min)	60	60	60	60	60
Dose efficace (mSv) @ 50 cm	1,4E-02	1,4E+00	9,7E-02	1,5E-01	1,2E-03
Dose equivalente cristallino (mSv) @50 cm	1,4E-02	1,4E+00	9,7E-02	1,5E-01	1,2E-03
Dose equivalente mani (mSv) @20cm	8,5E-02	8,5E+00	6,1E-01	9,6E-01	7,5E-03

Tabella XIII- Stima dosi per esposizioni potenziali – 3

<i>ESPOSIZIONI POTENZIALI</i>	<i>Laboratorio MN</i>		<i>Preclinica</i>
PERSONALE	ATT. RIA I-125	ATT. CQ Tc-99m	uPET F-18
CONTAMINAZIONE AMBIENTALE-ROTTURA FLACONE			
Massima attività vial (MBq)	1,1	111	10
Frazione contaminante	100%	100%	100%
Durata decontaminazione (min)	30	30	30
Dose efficace (mSv) @ 50 cm	3,1E-05	4,9E-03	3,2E-03
Dose equivalente cristallino (mSv) @ 50 cm	3,1E-05	4,9E-03	3,2E-03
Dose equivalente mani (mSv) @ 20cm	4,8E-04	3,3E-02	1,4E+00
Dose equivalente mani (mSv) @ 50cm	7,7E-05	5,2E-03	2,2E-01
% attività dispersa che viene inalata	1,0E-06	1,0E-06	1,0E-06
intake (MBq)	1,1E-06	1,1E-04	1,0E-05
Dose efficace interna (mSv)	8,0E-06	3,2E-06	9,3E-07
CONTAMINAZIONE CUTE			
Massima attività vial (MBq)	1,1	111	10
Volume vial (ml)	1,0	0,5	0,1
Massima concentrazione (MBq/ml)	1,1	222	100
Volume goccia (ml)	0,01	0,01	0,01
Superficie contaminata (cm ²)	100	100	100
Contaminazione (MBq/cm ²)	0,00011	0,0222	0,01
Contam. Skin dose (mSv/h per MBq/cm ²)	2,1E+01	2,5E+02	2,0E+03
Durata decontaminazione (min)	30	30	30
Dose equivalente cute (mSv)	1,2E-03	2,8E+00	9,8E+00

APPENDICE PLAN
DISEGNI E PIANTINE
Figure descrittive dei vari ambienti
(con l'individuazione delle zone classificate)

*Documento allegato alla all'istanza documentata di nulla osta di categoria A
(relazione tecnica principale: 2021_Modifica_noA_HSM_IMP79-3_Relazione tecnica)*

1. PREMESSA

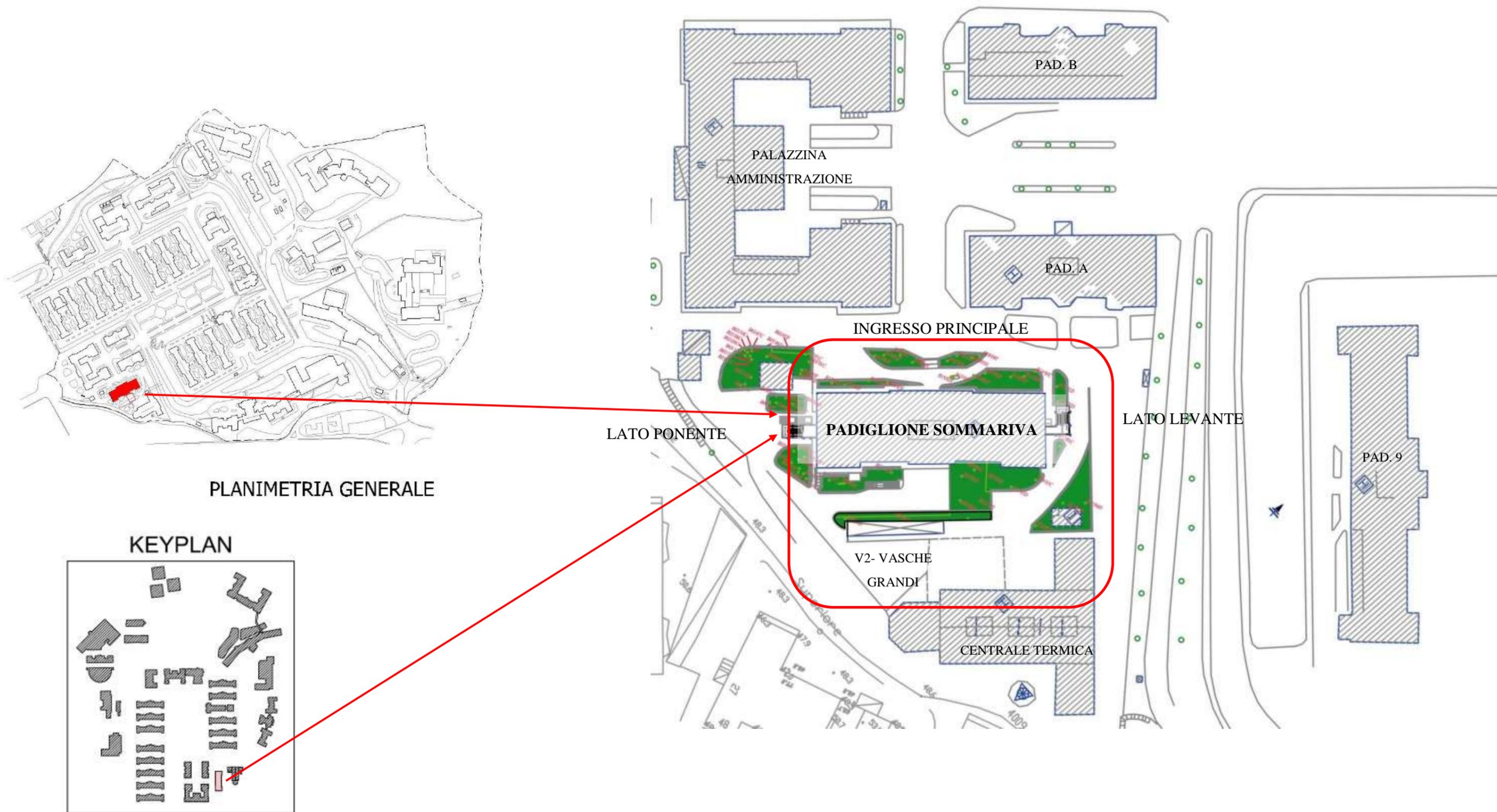
Le pratiche/attività oggetto del nulla osta si svolgono all'interno e nei pressi di uno dei padiglioni della struttura dell'Ospedale Policlinico San Martino, il Padiglione Sommariva, in particolare presso i vari settori descritti nella relazione principale *2021_Modifica_noA_HSM_IMP79-3_Relazione tecnica*. Il presente documento contiene una serie di figure descrittive (planimetrie) dei vari ambienti di lavoro in cui vengono svolte le pratiche oggetto del nulla osta.

Genova, 26/11/2021

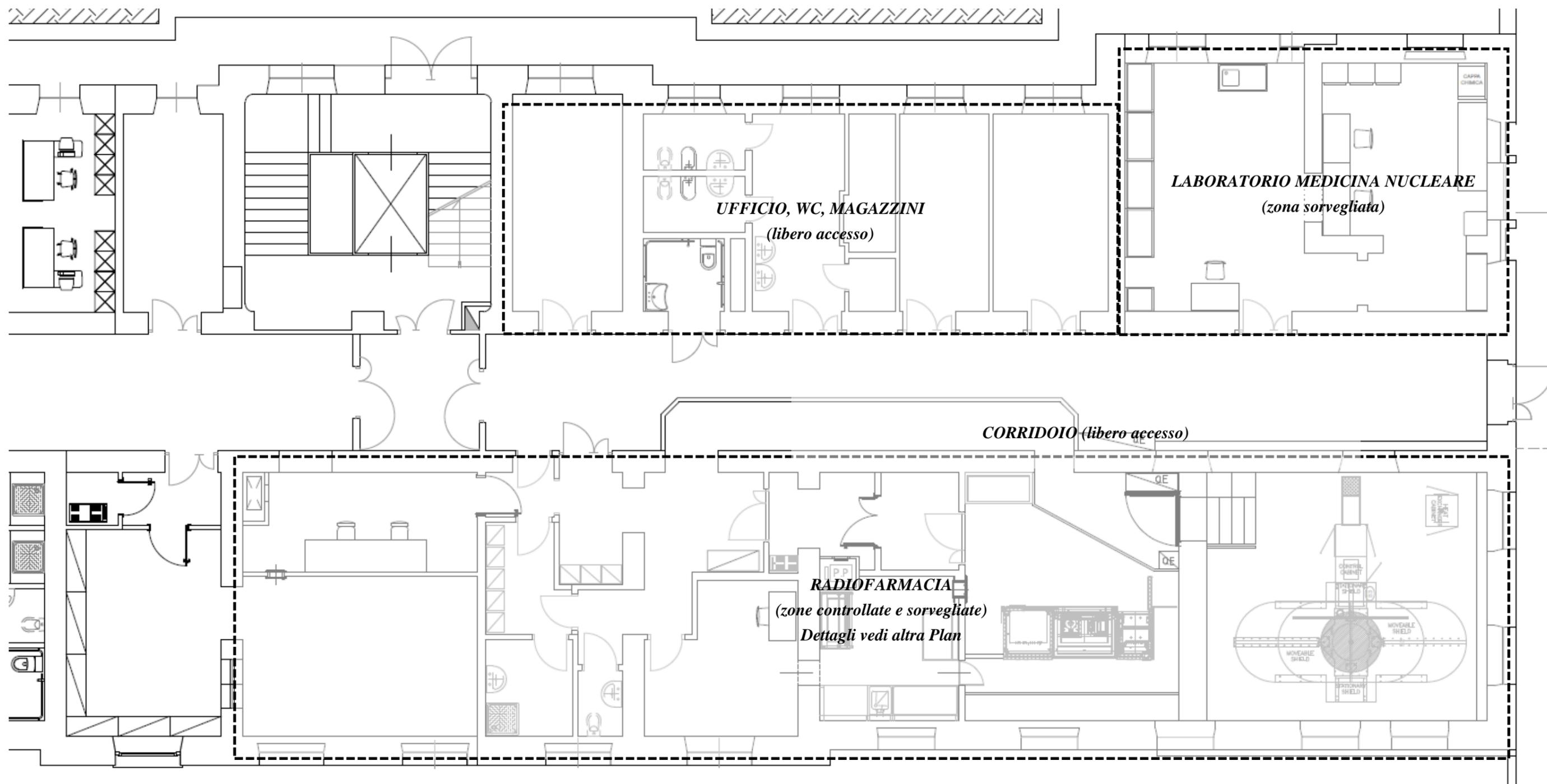
Dott.ssa M.Claudia BAGNARA
Esperto di Radioprotezione di III grado n.465
Specialista in Fisica Medica



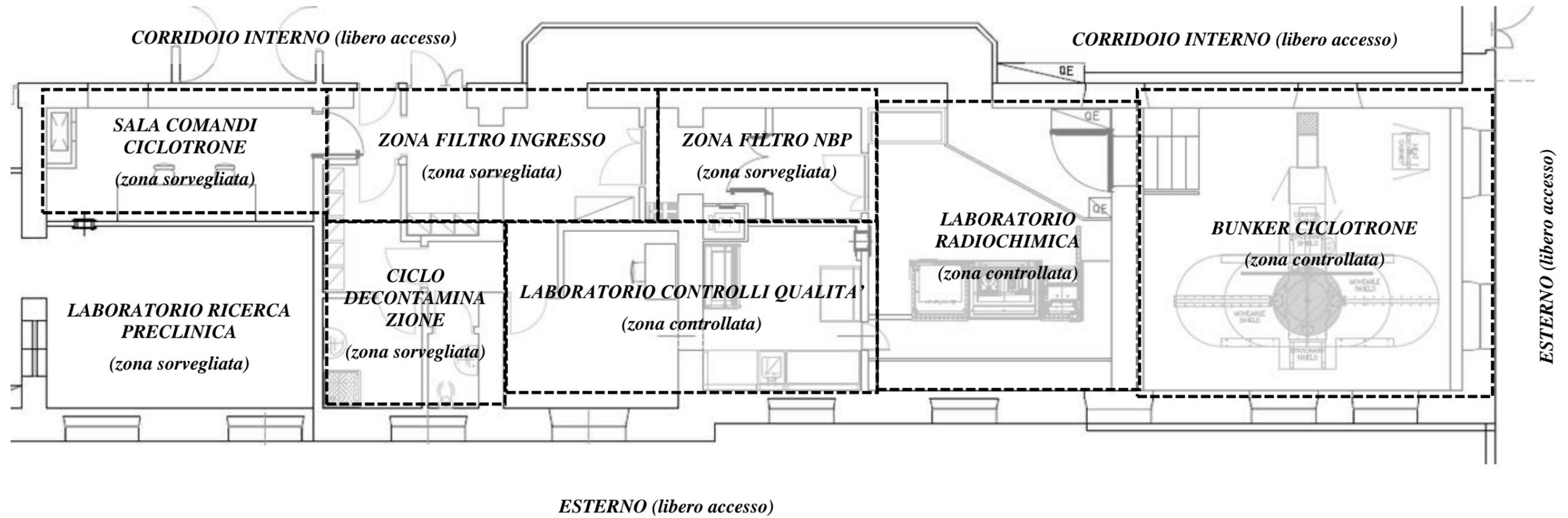
Plan 1- Inquadramento Generale Pad. Sommariva



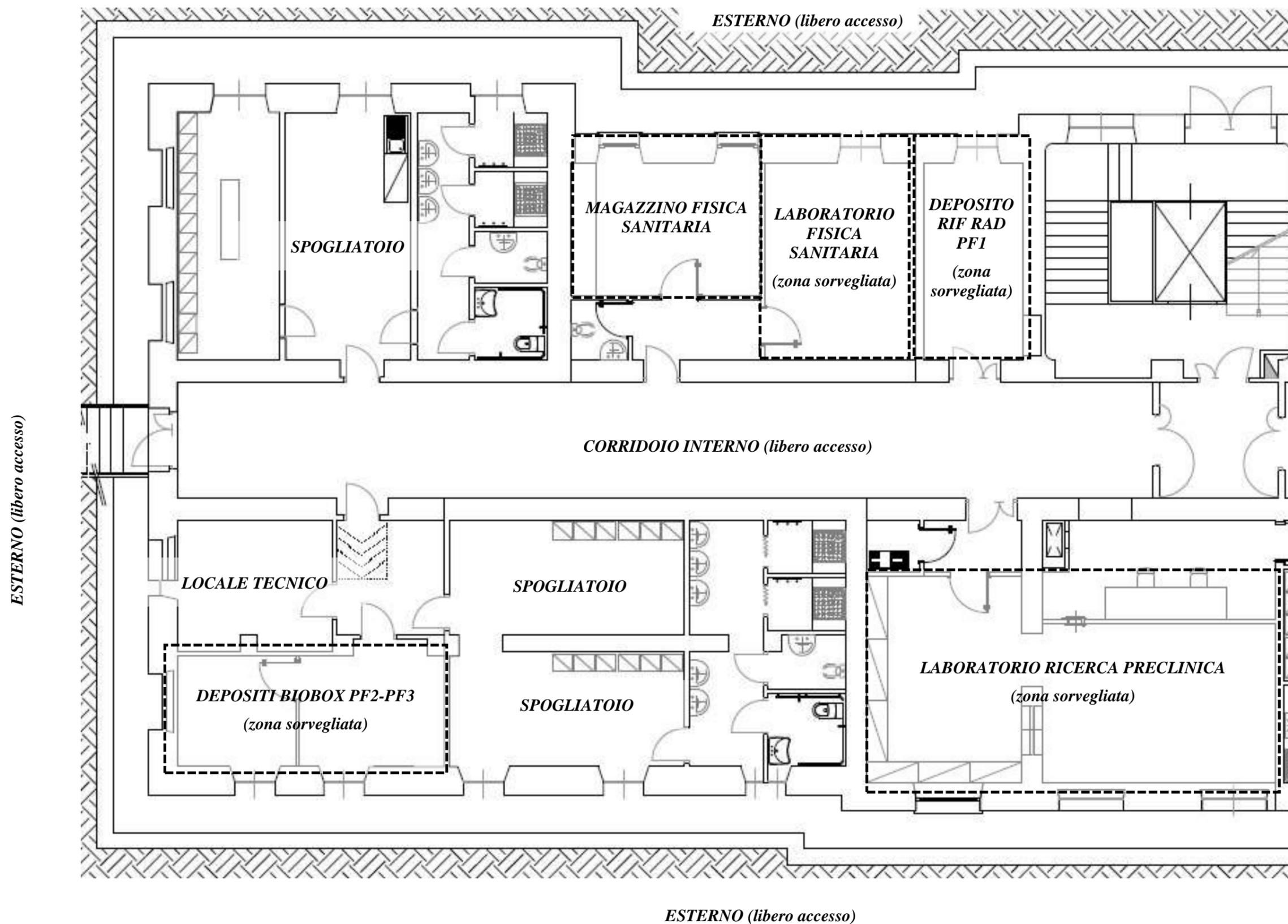
Plan 2- Padiglione Sommariva Piano Fondi Lato Ponente



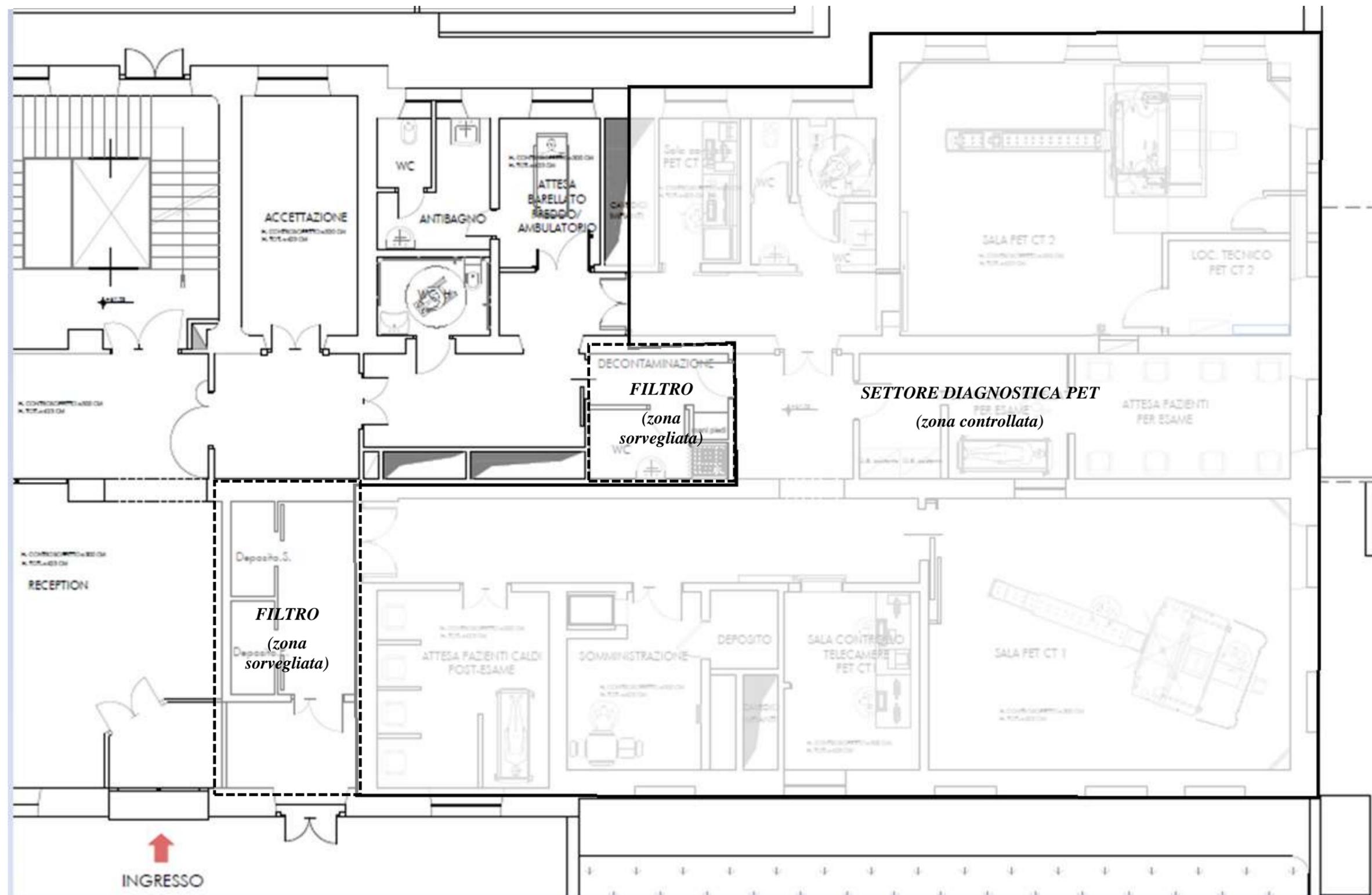
Plan 3- Dettaglio Settore Radiofarmacia



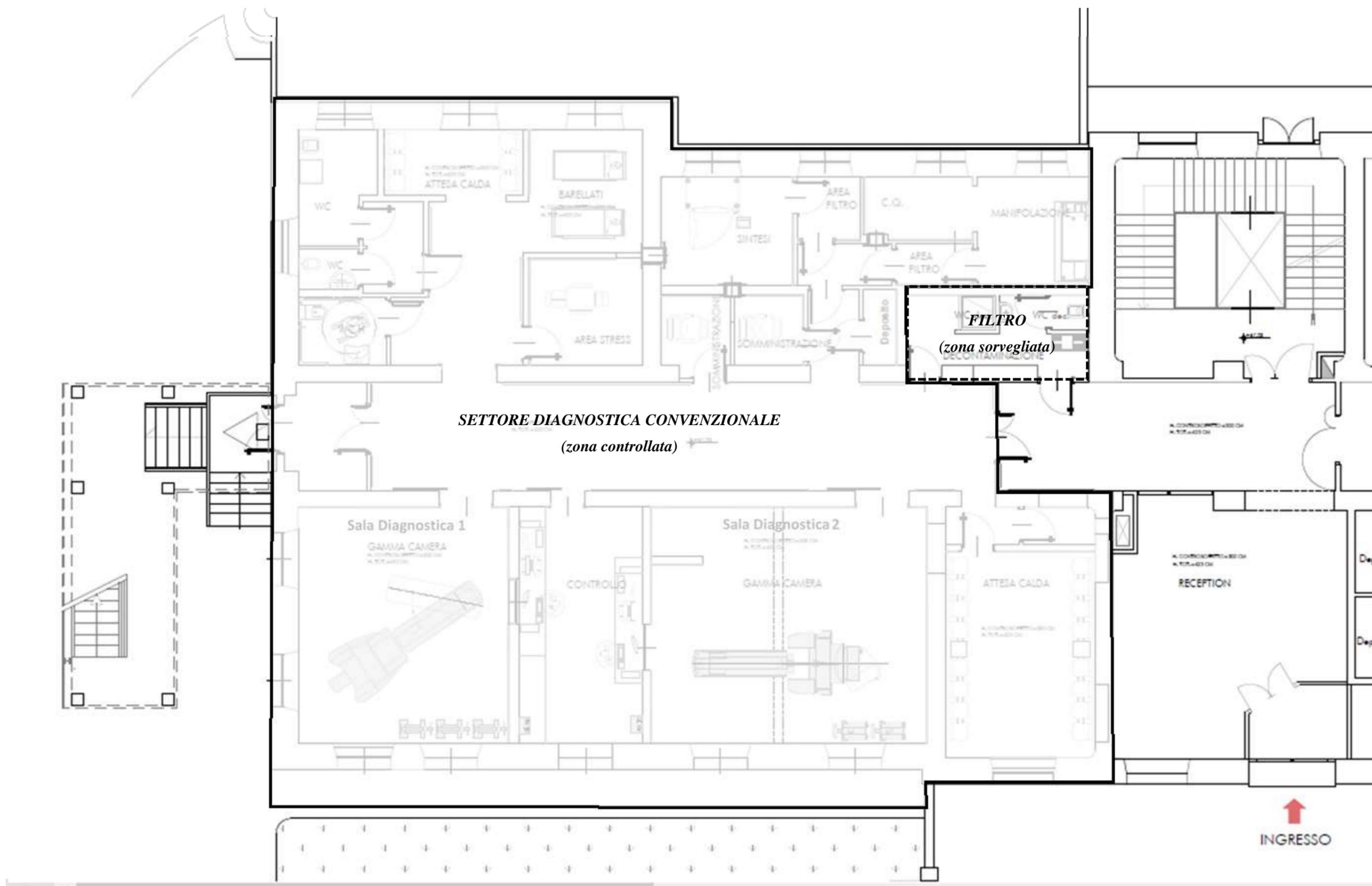
Plan 4- Padiglione Sommariva Piano Fondi Lato Levante



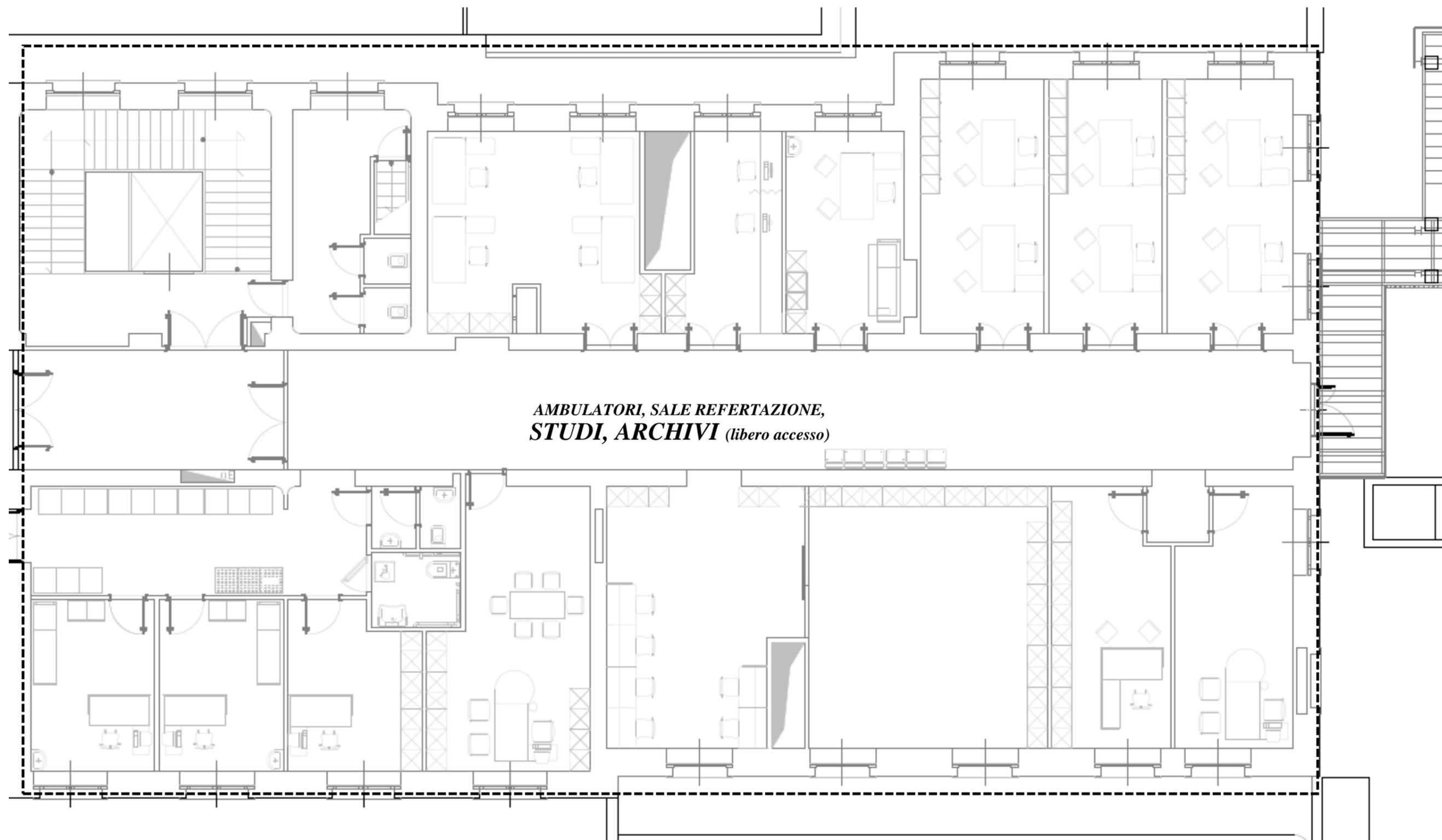
Plan 5- Padiglione Sommariva Piano Terra Lato Ponente



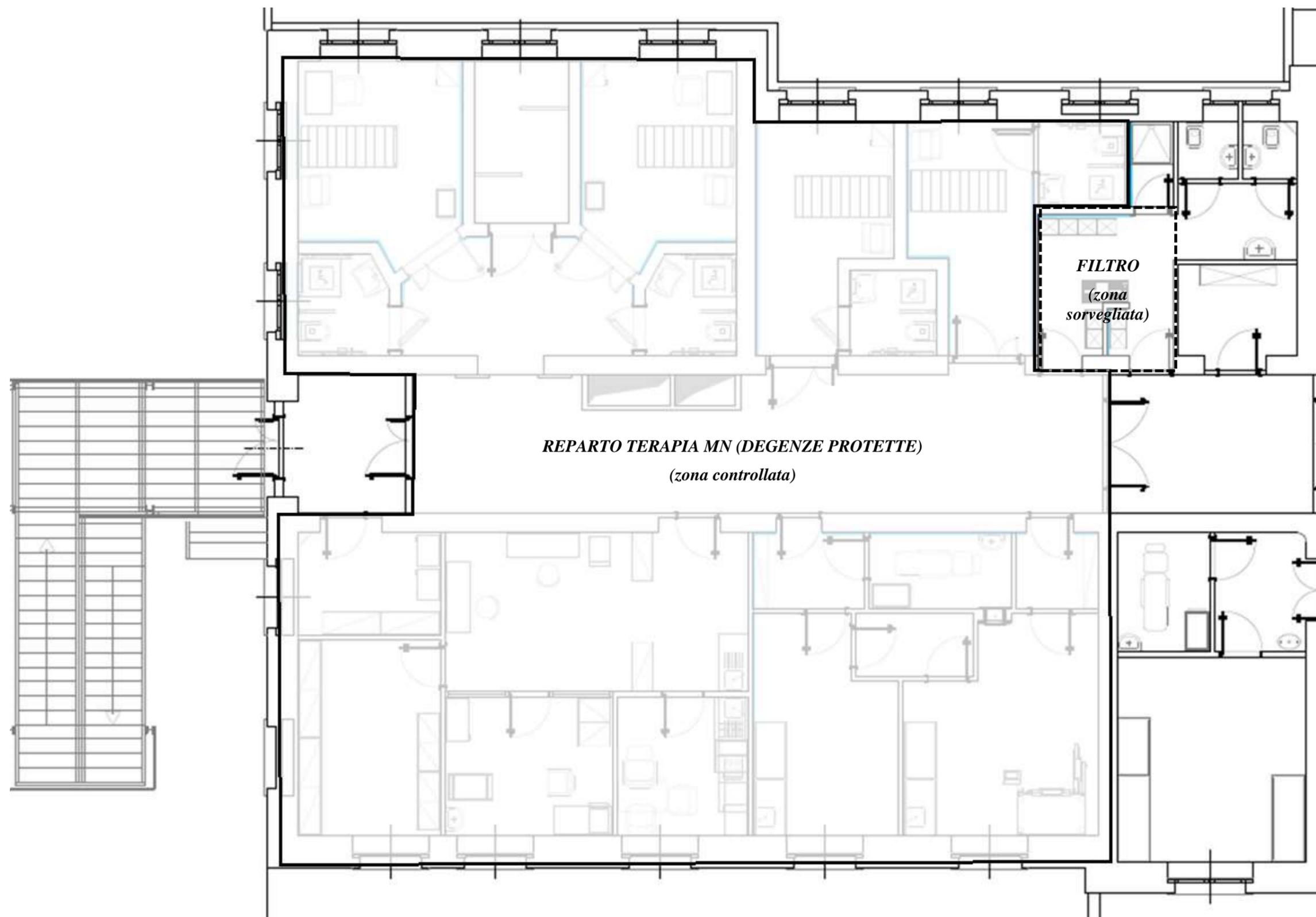
Plan 6- Padiglione Sommariva Piano Terra Lato Levante



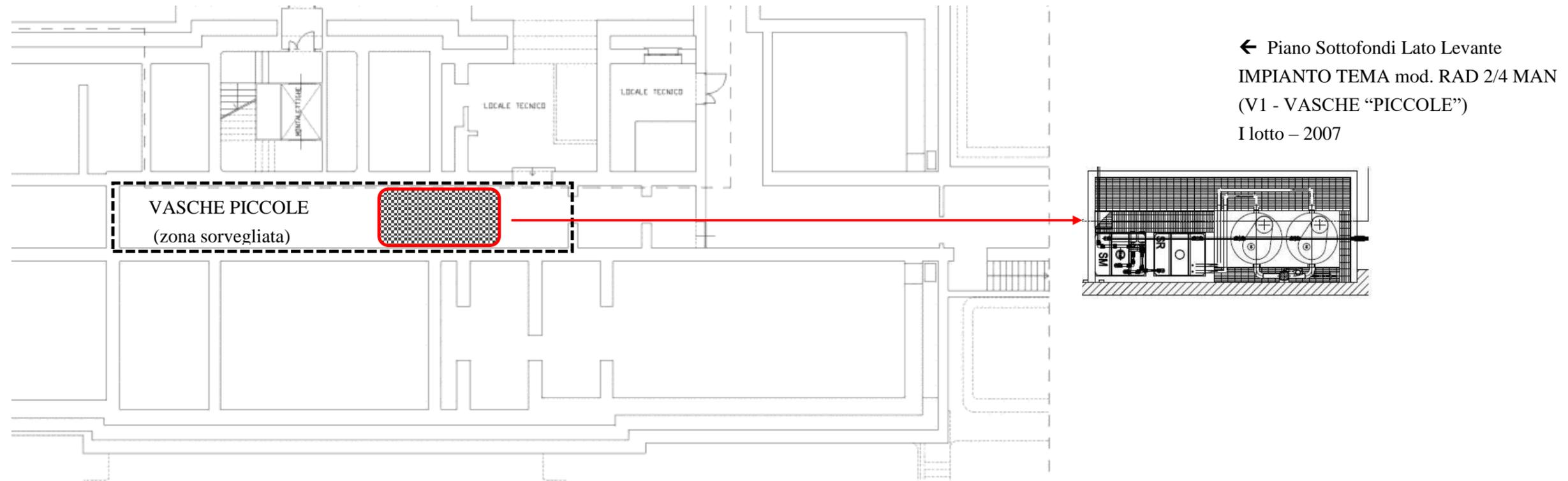
Plan 7- Padiglione Sommariva Primo Piano Lato Ponente



Plan 8- Padiglione Sommariva Primo Piano Lato Levante

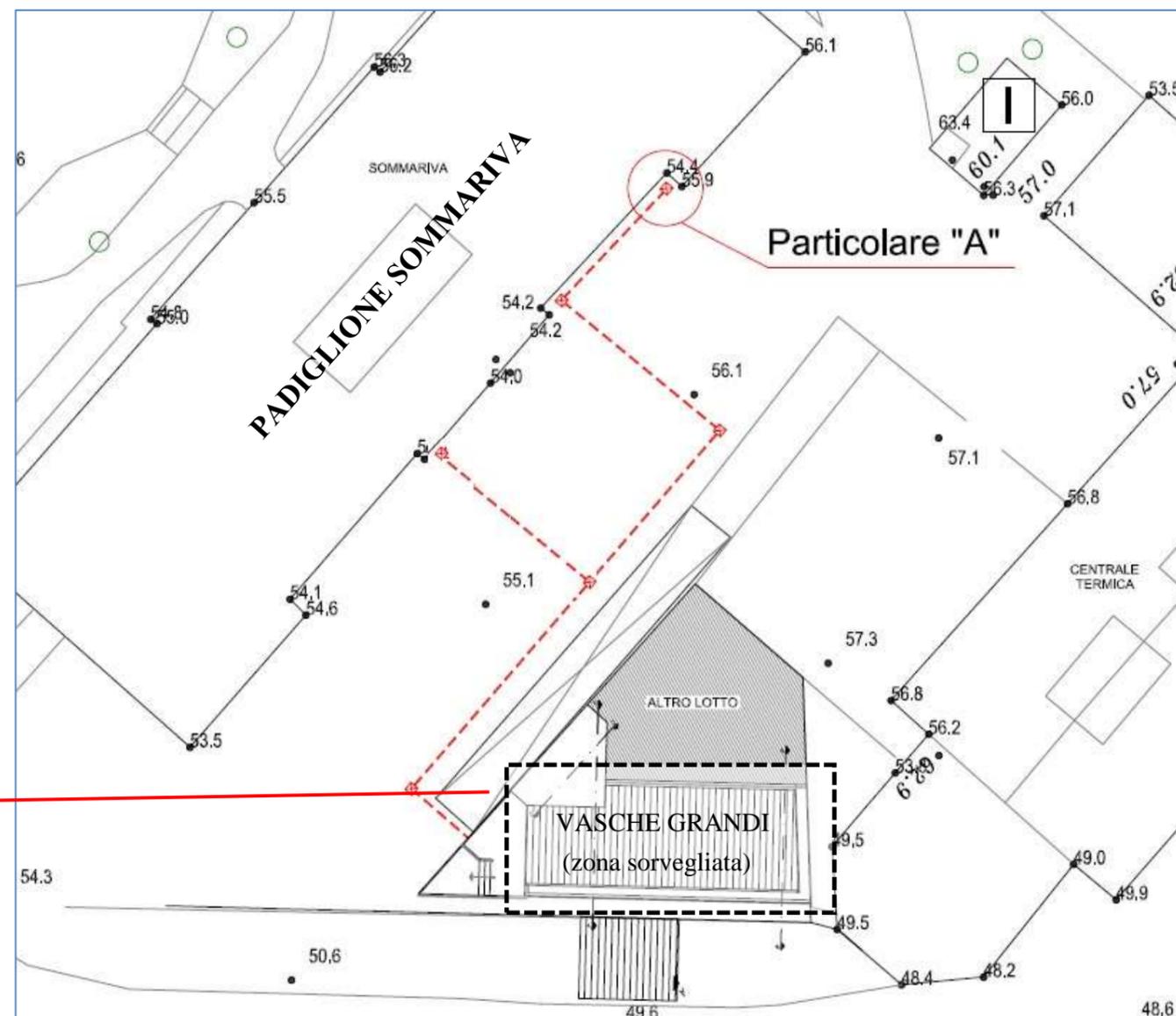
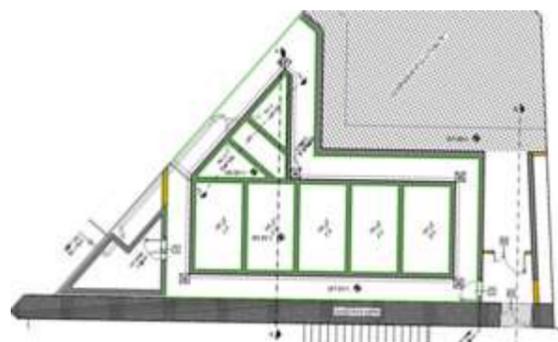


Plan 9- Padiglione Sommariva – Impianto Rifiuti Liquidi V1-TEMA RAD 2/4 MAN (Vasche Piccole)

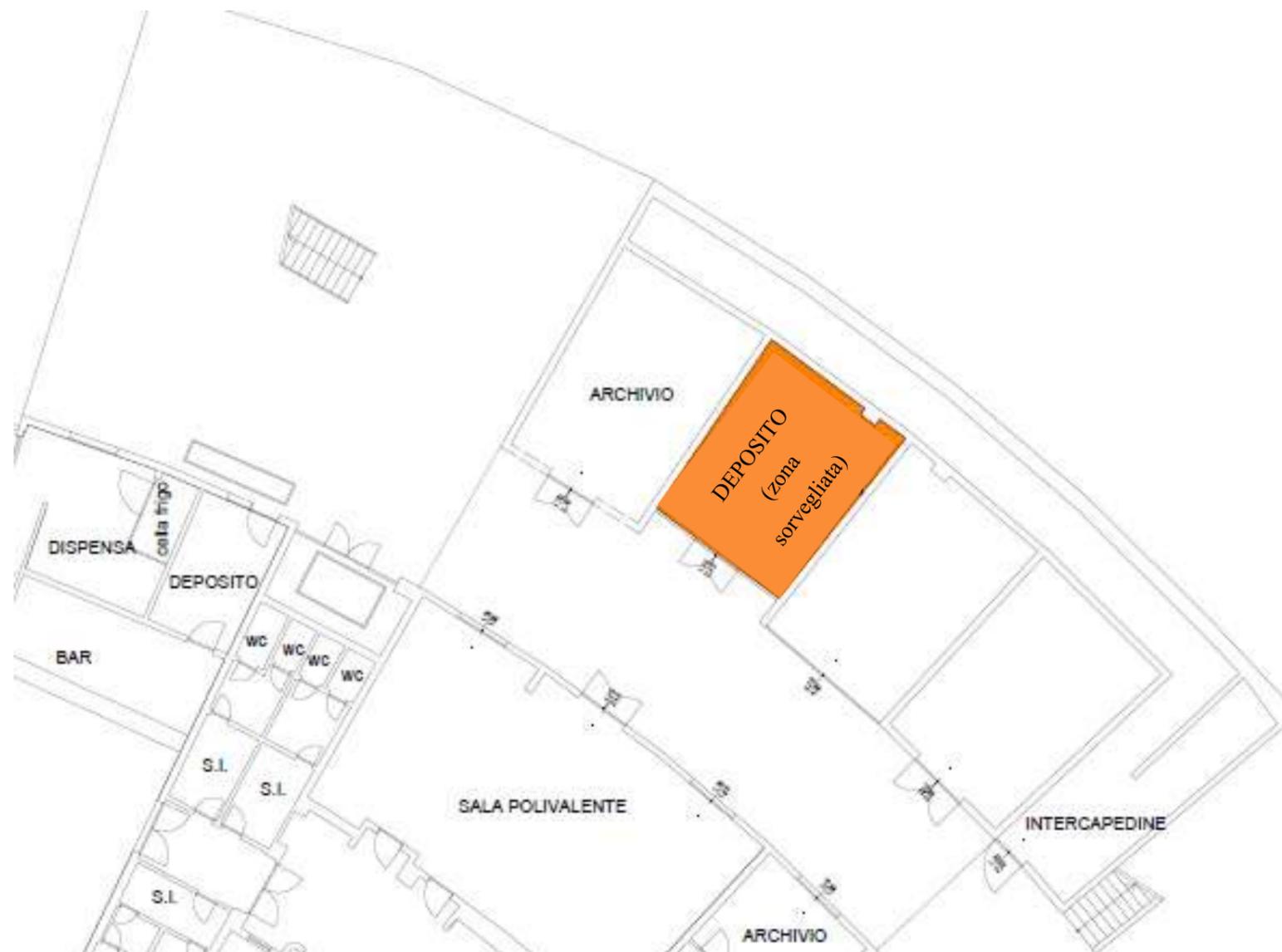


Plan 10- Padiglione Sommariva – Impianto Rifiuti Liquidi V2-TEMA LRD-LRT 5/24-2K MAN (Vasche Grandi)

Retro Padiglione Cortile Esterno →
IMPIANTO TEMA mod. LRD-LRT 5/24-2K MAN
(V2 - VASCHE “GRANDI”)
II lotto – 2012 modificato 2020



Plan 11- Padiglione IST NORD (CBA)– Deposito Temporaneo Rifiuti Sanitari Contenenti Materie Radioattive -Deposito Rifiuti Radioattivi CBA



APPENDICE RIFRAD

VALUTAZIONI IN MERITO AI RIFIUTI RADIOATTIVI

Stima della dose all'individuo rappresentativo derivante dallo smaltimento nell'ambiente dei rifiuti, solidi, liquidi o aeriformi

valutazioni di cui al comma 3, dell'articolo 151 del D.Lgs 101/20

*Documento allegato alla all'istanza documentata di nulla osta di categoria A
(relazione tecnica principale: 2021_Modifica_noA_HSM_IMP79-3_Relazione tecnica)*

1. PREMESSA

Come già indicato nella relazione tecnica principale, le varie attività svolte presso il Padiglione Sommariva dell'IRCCS Ospedale Policlinico San Martino (di seguito semplicemente "Ospedale" o "Policlinico" o "IRCCS") possono produrre rifiuti radioattivi, effluenti o comunque materiali contenenti sostanze radioattive (solidi, liquidi o aeriformi) che necessitano di essere gestiti, smaltiti nell'ambiente, riciclati o riutilizzati.

Per la descrizione dei rifiuti prodotti, si rimanda alla relazione tecnica principale, paragrafo 8.

E' comunque dato acclarato che tale immissione in ambiente di sostanze radioattive non costituisca una fonte di rischio indebito per la popolazione o potenziale causa di superamento dei pertinenti limiti di dose [1] laddove le pratiche siano condotte secondo le norme di buona prassi

In questo documento viene riportata la stima delle quantità annue di radionuclidi smaltite in ambiente sotto forma di rifiuti radioattivi solidi, liquidi e aeriformi in funzione delle attività massime annue detenute e delle attività massime somministrate, nonché la valutazione dell'impegno di dose efficace annua all'individuo rappresentativo della popolazione derivante dalle immissioni in ambiente di tali rifiuti.

Le valutazioni dosimetriche richiedono la conoscenza di numerosi parametri ambientali il cui dettaglio condiziona il livello di accuratezza dei risultati.

Obiettivo delle valutazioni è pertanto quello di dimostrare che il rilascio in ambiente di sostanze radioattive sottoforma di rifiuti solidi, liquidi, effluenti liquidi e gassosi da parte del Policlinico è tale da garantire i criteri di non rilevanza radiologica.

Le valutazioni sono state eseguite utilizzando le indicazioni riportate nella pubblicazione NCRP123 [8] nel documento IAEA SRS 19 [9] nel documento EPA 2019 [12] e nel documento AIFM 2021 [14], partendo da ipotesi ampiamente cautelative, e possono risultare sovrastimate anche di ordini di grandezza.

2. RIFIUTI RADIOATTIVI LIQUIDI (All.XIV 3.6 del D.Lgs 101/20)

Per la descrizione dei rifiuti prodotti, si rimanda alla relazione tecnica principale, paragrafo 8.

2.1 Quantità di radioattività contenuta negli escreti dei pazienti

2.1.1 Cinetica escrezione

Al fine di stimare la dose all'individuo rappresentativo derivante dallo smaltimento nell'ambiente dei rifiuti solidi e liquidi, è utile partire dalla quantità di radioattività che si stima sia contenuta negli escreti dei pazienti.

Si utilizzano a tale scopo la metodologia e i dati contenuti nella serie di Pubblicazioni dell'ICRP "Radiation Dose to Patients from Radiopharmaceuticals" (ove possibile nelle più recenti, partendo dalla Pubblicazione 128 e poi a ritroso 106, 80, 53), che contengono le informazioni utili alla definizione delle funzioni di escrezione da utilizzarsi allo scopo.

I dati di escrezione di radiofarmaci di nuova introduzione o comunque non contenuti nelle pubblicazioni citate, sono stati ricavati dai dati di letteratura disponibili o dalle informazioni fornite dal produttore del radiofarmaco stesso.

Nel caso generale la cinetica di escrezione di un radiofarmaco, assunta del primo ordine, è descritta per ciascun organo j da più esponenziali, in quanto ciascuno ha una funzione di ritenzione composta dalla somma di più esponenziali.

$$R(t) = \sum_i a_i \cdot e^{-\frac{\ln 2}{T_i} \cdot t} \quad (1)$$

a_i e T_i sono costanti caratteristiche per quell'organo (a è la frazione cumulata/escreta, associata ad un tempo di dimezzamento biologico di uptake/eliminazione T).

La funzione di escrezione è legata alla precedente:

$$\frac{dR(t)}{dt} = - \frac{dE(t)}{dt} \quad (2)$$

La frazione escreta da un certo organo/tessuto fra 0 e t viene quindi calcolata mediante la seguente relazione:

$$\int_0^t \frac{dE_i(t)}{dt} dt = \int_0^t a_i \cdot \lambda_i \cdot e^{-(\lambda_i + \lambda_F) \cdot t} = \dots = \frac{a_i T_F}{T_i + T_F} \left(1 - e^{-\ln 2 \left(\frac{1}{T_i} + \frac{1}{T_F} \right) t} \right) \quad (3)$$

La clearance viene quindi calcolata utilizzando un modello a compartimenti, dove ogni organo (tessuto) j è caratterizzato da una cinetica definita da una frazione di distribuzione all'organo F_s^j , e dai parametri che indicano le frazioni cumulate/escrete da quell'organo ($a_{i,j}$) con il tempo di clearance biologica $T_{b,i}^j$; T_f è il tempo di dimezzamento fisico.

In presenza di più compartimenti la frazione dell'isotopo radioattivo che viene escreta al tempo t sarà quindi data dalla seguente espressione:

$$A_{\text{tot}} = \sum_i \left[\frac{a_i \cdot T_F}{T_i + T_F} \cdot \left(1 - e^{-\ln 2 \left(\frac{1}{T_i} + \frac{1}{T_F} \right) t} \right) \right] \quad (4)$$

La frazione totale escreta può essere descritta sommando il contributo dei vari compartimenti:

$$E^f(T) = \sum_{j=1}^{norg} F_s^j \sum_{i=1}^n a_{i,j} \frac{T_f}{(T_{b_i}^j + T_f)^*} \left(1 - 2^{-T^* \frac{(T_{b_i}^j + T_f)}{T_{b_i}^j \cdot T_f}} \right) \quad (5)$$

Seguendo Bartlett [12], ai fini della scrittura di una funzione di escrezione è consigliato considerare al massimo tre esponenziali, raggruppando escrezioni con tempi di dimezzamento simili tra di loro e se necessario trascurando organi con uptake frazionale molto piccolo; di fatto, è stato adottato ai fini della escrezione un modello con al massimo tre compartimenti distinti.

2.1.2 Scenari

Sono state così calcolate le frazioni di escrezione dei vari radiofarmaci di uso più frequente, in via conservativa, considerando i vari scenari.

I dati e le ipotesi sono i seguenti

- per valutare cautelativamente l'escrezione nel sistema di scarico controllato della MN, si è considerata la massima permanenza prevista per le varie procedure di pazienti all'interno del reparto di Medicina Nucleare (es 4 ore per Tc-99m, 1,5 ore per farmaci PET), questo è particolarmente significativo per la terapia (degenze mediamente più lunghe della routine)
- per considerare cautelativamente quanto viene scaricato dal paziente dopo le dimissioni, ivi compreso il paziente ricoverato interno che rientra nel reparto di appartenenza (scarico nel sistema fognario ospedaliero), si è considerata la minima permanenza prevista per le varie procedure di pazienti all'interno del reparto di Medicina Nucleare; questo è particolarmente significativo per la terapia, dove si sono prese in considerazione anche degenze in ricovero diurno o breve
- per quanto riguarda la terapia medico nucleare, dal punto di vista degli scarichi, si sono quindi considerate cautelativamente le due possibilità alternative: degenze lunghe (ricovero ordinario) oppure brevi (day hospital)
- si è considerata la percentuale di pazienti ricoverati presso altri reparti ospedalieri, soggetti ad attività di MN (circa 40%, numero significativo, considerato che il Policlinico San Martino è HUB regionale per le patologie più importanti e complesse); di fatto si tratta esclusivamente di pazienti sottoposti ad attività di diagnostica MN; cautelativamente è stata ipotizzata anche una minima percentuale di pazienti soggetti a prestazioni di terapia MN che per problemi clinici non prevedibili potrebbero essere ricoverati in altri reparti ospedalieri dopo le dimissioni dalla degenza protetta della MN (eventi anomali; in questo caso si è ipotizzata la degenza ordinaria nel reparto protetto, poi successivo ricovero altrove); nel caso dei pazienti sottoposti a radioembolizzazione epatica con sfere marcate con Y-90, la degenza prosegue per circa 48 ore presso un reparto ospedaliero;

in questo caso l'escrezione è nulla (sfere in vetro) o in tracce minime (sfere in resina), comunque considerata nella valutazione relativa agli scarichi ospedalieri

- nel caso di più radiofarmaci marcati con lo stesso radionuclide, si è effettuata una valutazione cautelativa, considerando i radiofarmaci più impiegati presso il Policlinico (come nel caso del Tc-99m), oppure si è considerata la media pesata per le varie tipologie di impiego; idem per le prestazioni con tempistiche differenti.

2.1.3 *Stime di escrezione*

Sulla base di quanto sopra, si sono valutati i dati di escrezione all'interno del sistema a scarico controllato della Medicina Nucleare (Vasche V2), all'interno degli scarichi degli altri reparti all'interno della cinta ospedaliera, all'interno del sistema fognario cittadino, quando i pazienti rientrano al proprio domicilio; vedi in particolare Tabella III, Tabella IV, Tabella V, dove:

- PAZ/A: N. di pazienti (somministrazioni) all'anno
- % ricoverati: percentuale di pazienti interni IN-patient (ricoverati in altri reparti)
- Att somm MBq/anno: attività totale somministrata all'anno (MBq)
- $f_1(\infty)$: frazione escrezione TOTALE - frazione dell'attività somministrata ed eliminata dal paziente complessivamente
- T MAX in MN (h): ore di massima permanenza in MN
- T MIN uscita IN-patient (h): ore di minima permanenza in MN (paziente ricoverato)
- $f_1(NM)$ VASCHE: frazione escreta nelle vasche della MN
- $f_1(REP)$ IRCCS: frazione escreta negli altri reparti (pazienti ricoverati altrove)
- $f_1(OUT)$ Casa: frazione escreta fuori dalla struttura ospedaliera (a domicilio)

Tali parametri vengono utilizzati nel seguito per le valutazioni in merito ai rifiuti radioattivi.

Si consideri che i pazienti che devono eseguire delle indagini SPECT o PET, sia interni (ricoverati in altri reparti) che esterni (ambulatoriali), dopo la somministrazione del radiofarmaco sostano per alcune ore (1,5 – 5) in Medicina Nucleare, utilizzando i servizi igienici caldi dedicati, collegati all'impianto V2 Vasche Grandi. Il paziente è inviato ad utilizzare il bagno prima di effettuare l'esame (per svuotare la vescica), perciò la prima escrezione viene raccolta nel sistema a scarico controllato.

I pazienti interni, terminato l'esame, tornano al reparto di degenza e quindi eliminano per via metabolica la restante parte di attività nei servizi igienici del reparto. I pazienti esterni, una volta dimessi, eliminano l'attività residua alla propria dimora o comunque all'esterno del Policlinico.

I pazienti sottoposti a terapia radiometabolica con I-131 rimangono ricoverati per uno o più giorni (ricovero diurno o Day Hospital, tipicamente per le ablazioni da k-tiroideo a bassa attività, fino a 1850 MBq) all'interno del reparto protetto (Settore di Terapia MN), dove utilizzano i relativi servizi igienici caldi, con raccolta degli escreti nel sistema a scarico controllato (sempre impianto V2 Vasche Grandi); la durata del ricovero dipende dall'attività somministrata, dal tipo di trattamento e dalle condizioni cliniche del paziente. Per i pazienti somministrati con gli altri radionuclidi, i tempi di

degenza possono invece essere sensibilmente differenti (da qualche ora a qualche giorno) e anche in questo caso dipendono sia dal radiofarmaco impiegato che dalle condizioni cliniche del paziente.

2.1.4 Numero di pazienti sottoposti ad esami diagnostici o trattamenti di terapia medico nucleare

Nel documento principale (Paragrafo 6.2.5) viene riportato il numero indicativo di “PAZIENTI” all’anno che si intende possano accedere alle prestazioni di medicina nucleare (si intende il numero di somministrazioni e non di singole persone o di procedure/prestazioni), nonché una stima dell’attività somministrata annualmente ai pazienti per le varie procedure (diagnostica e terapia), sulla base della quale, nel seguito di questo documento, vengono effettuate le valutazioni delle attività presenti nei rifiuti e negli scarichi (reflui).

Tabella I- Escrezioni radiofarmaci – 1

RN	FARMACO	PROCEDURA	T1/2 (g)	RIF.BIBL.	C1	TB1 (h)	C2	TB2 (h)	C3	TB3 (h)	T1 (h)	T2 (h)	ESCR (α)	ESCR (T1-T2)	ESCR (OUT)
F-18	COLINA	PET F-Colina	0,08	ICRP128 (simple 3 comp)	0,070	7,0	0,003	0,1	0,710	52,0	0	1,5	4,2%	2,1%	2,1%
F-18	FLUORO-FDG	PET standard	0,08	ICRP128	0,060	0,2	0,180	1,5	0,000	#####	0	1,5	15,3%	12,5%	2,8%
N-13	AMMONIA	PET ammonia	0,007	ICRP53	0,060	0,1	0,940	#####	0,000	#####	0	1,5	3,3%	3,3%	0,0%
C-11	ACETATO	PET C-11	0,014	ICRP128 (simple 3 comp)	0,458	0,2	0,478	8,0	0,168	2,0	0	1,5	35,8%	35,6%	0,2%
C-11	COLINA (amminoacido generico)	PET C-11	0,014	ICRP128 (simple 3 comp)	0,050	0,2	0,165	12,0	0,194	12,0	0	1,5	4,1%	4,1%	0,0%
Ga-68	DOTATOC/Edotrotide (come Octreotide)	PET Dotatoc	0,05	ICRP128	0,024	2,0	0,746	3,0	0,212	60,0	0	1,5	21,7%	15,6%	6,1%
Tc-99m	COLLOIDE grande/piccolo	Scintigrafia epatica linfatica e linfoghiandolare	0,25	ICRP128	1,000	#####	0,000	#####	0,000	#####	0	2	0,0%	0,0%	0,0%
Tc-99m	DMSA	Scintigrafia studio di neoplasie	0,25	ICRP53	0,250	2,0	0,250	43,0	0,500	#####	0	4	21,8%	17,1%	4,8%
Tc-99m	DTPA	Scintigrafia (renale, cerebrale)	0,25	ICRP53	0,990	1,7	0,010	168,0	0,000	#####	0	4	77,5%	68,2%	9,3%
Tc-99m	DTPA	Angiocardioscintigrafia di primo passaggio	0,25	ICRP53	0,990	1,7	0,010	168,0	0,000	#####	0	2	77,5%	50,7%	26,9%
Tc-99m	HMPAO	Scintigrafia cerebrale SPECT	0,25	ICRP128	0,290	1,0	0,170	24,0	0,540	48,0	0	2	34,3%	22,2%	12,1%
Tc-99m	MAA	Scintigrafia polmonare perfusionale	0,25	ICRP128	0,850	6,0	0,150	45,0	0,000	#####	0	2	44,3%	16,1%	28,2%
Tc-99m	MAG3 (funzione renale anormale)	Scintigrafia renale sequenziale	0,25	ICRP128	0,400	0,3	0,400	0,53	0,200	7,2	0	2	84,1%	75,7%	8,3%
Tc-99m	MAG3 (funzione renale standard)	Scintigrafia renale sequenziale	0,25	ICRP128	0,400	0,0	0,400	0,05	0,200	0,7	0	2	97,3%	95,3%	2,1%
Tc-99m	MDP/HDP (FOSFONATO)	Scintigrafia ossea o articolare	0,25	ICRP128	0,300	0,5	0,300	2,0	0,400	72,0	0	4	53,3%	47,8%	5,5%
Tc-99m	MIBI - stress	Scintigrafia miocardica di perfusione (stress)	0,25	ICRP128	0,800	24,0	0,100	7,0	0,100	1,3	0	2	28,9%	11,6%	17,3%
Tc-99m	MIBI - rest	Scintigrafia miocardica di perfusione (rest)	0,25	ICRP128	0,697	24,0	0,140	7,0	0,153	1,3	0	2	33,0%	14,9%	18,1%
Tc-99m	PERTECNETATO (blocking)	Scintigrafia tiroidea	0,25	ICRP53	0,600	4,5	0,400	45,0	0,000	#####	0	2	39,1%	15,4%	23,7%
Tc-99m	PERTECNETATO (no blocking)	Scintigrafia tiroidea	0,25	ICRP53	0,380	3,0	0,160	10,0	0,420	45,0	0	2	36,3%	15,7%	20,7%
Tc-99m	RBC (eritrociti)	Scintigrafia eritrociti	0,25	ICRP53/ICRP128	1,000	60,0	0,000	#####	0,000	#####	0	4	9,1%	3,6%	5,5%
Tc-99m	TETROFOSMINA - stress	Scintigrafia miocardica di perfusione (stress)	0,25	ICRP128	0,770	24,0	0,050	1,0	0,330	0,2	0	2	51,8%	39,4%	12,4%
Tc-99m	TETROFOSMINA - rest	Scintigrafia miocardica di perfusione (rest)	0,25	ICRP128	0,860	24,0	0,080	1,0	0,330	0,2	0	2	56,0%	41,7%	14,3%
I-123	DATSCAN (lofupane; FP-CIT)	Scintigrafia cerebrale	0,55	ICRP128	0,198	1,6	0,794	58,0	0,000	#####	0	5	32,4%	20,2%	12,2%
I-123	MIBG (metaiodobenzilguanidina)	Scintigrafia tiroidea	0,55	ICRP53	0,360	3,0	0,630	33,6	0,010	#####	0	5	47,1%	27,7%	19,4%

Tabella II- Escrezioni radiofarmaci - 2

RN	FARMACO	PROCEDURA	T1/2 (g)	RIF.BIBL.	C1	TB1 (h)	C2	TB2 (h)	C3	TB3 (h)	T1 (h)	T2 (h)	ESCR (∞)	ESCR (T1-T2)	ESCR (OUT)
Y-90	TUMOUR-ASSOCIATED MoAb	Terapia MN sistemica	2,67	ICRP128	0,500	48,0	0,500	192,0	0,000	#####	0	72	41,1%	32,0%	9,1%
Y-90	TUMOUR-ASSOCIATED MoAb	Terapia MN sistemica	2,67	ICRP128	0,500	48,0	0,500	192,0	0,000	#####	0	8	41,1%	6,6%	34,5%
Y-90	SFERE (Sirtex)	Terapia MN microsfere resina	2,67	Drescher 2020	-	-	-	-	-	-	0	48	0,1%	0,045%	0,1%
Y-90	SFERE (Therasphere)	Terapia MN microsfere vetro	2,67	Drescher 2020	-	-	-	-	-	-	0	48	0,01%	0,004%	0,0%
I-131	SODIO IODURO	Scintigrafia tireotossicosi	8,04	RP97	0,410	6,1	0,600	1039,0	0,000	#####	24	25	49,1%	0,3%	48,8%
I-131	SODIO IODURO	Ioduro paziente eutiroido tir bloccata	8,04	MIRD REP 5/ICRP53	0,940	7,9	0,060	1251,2	0,000	#####	24	25	91,1%	0,9%	90,2%
I-131	SODIO IODURO	Ioduro paziente eutiroido up 15%	8,04	MIRD REP 5/ICRP53	0,840	7,3	0,160	1391,9	0,000	#####	24	25	82,9%	0,7%	82,2%
I-131	SODIO IODURO	Ioduro paziente eutiroido up 25%	8,04	MIRD REP 5/ICRP53	0,730	60,8	0,270	1561,1	0,000	#####	24	25	58,5%	0,6%	57,9%
I-131	MIBG (metaiodobenzilguanidina)	Terapia MN	8,04	ICRP53	0,360	3,0	0,630	33,6	0,000	#####	0	72	89,1%	79,7%	9,4%
I-131	SODIO IODURO	Terapia tireotossicosi	8,04	RP97	0,410	6,1	0,600	1039,0	0,000	#####	0	24	38,3%	38,3%	49,1%
I-131	SODIO IODURO	Terapia CA tiroideo	8,04	RP97	0,758	13,5	0,242	263,0	0,000	#####	0	96	81,1%	75,1%	6,0%
Sm-153	EDTMP (lexidronam pentasodico-Quadramet)	Terapia MN sistemica	1,93	cautelativo (da scheda prodotto)	-	-	-	-	-	-	0	4	50%	30%	20%
Lu-177	DOTATATE/Lutathera con infusione amminoacidi	Terapia MN tumori NET	6,70	EMA assessment report 2017	0,450	1,5	0,530	51,0	0,000	#####	0	6	84,8%	46,0%	38,9%
Lu-177	DOTATATE/Lutathera no infusione amminoacidi	Terapia MN tumori NET	6,70	EMA assessment report 2017	0,300	0,9	0,620	7,5	0,092	150,0	0	6	93,8%	55,9%	38,0%
Lu-177	PSMA-617	Terapia MN K-Prostata	6,70	Kurth 2018	0,691	1,7	0,274	52,3	0,000	#####	0	6	89,1%	64,9%	24,1%

T1 – T2 (h): intervallo di tempo di permanenza nel reparto di Medicina Nucleare (ore)

ESCR (∞): escrezione % del radiofarmaco fino a completa eliminazione

ESCR (T1-T2): escrezione % del radiofarmaco nell'intervallo di tempo T1-T2

ESCR (OUT): escrezione % del radiofarmaco dal tempo T2 fino a completa eliminazione

RP97: Barrington e Hilditch citati in Euratom RP97

Barrington 1996: Barrington et al., Eur. J. Nucl. Med. 23, 123, 1996

Hilditch 1991: Hilditch et al., Nucl. Med. Comm. 12, 485, 1991

Kurth 2018: Kurth, J., et al. External radiation exposure, excretion, and effective half-life in 177Lu-PSMA-targeted therapies. EJNMMI Res 8, 32 (2018)

MIRD REP 5: Mird Pamphlet (No. 5), 1978



U.O. DIREZIONE GENERALE

Tabella III- Escrezioni a seguito di somministrazione di radiofarmaci a pazienti (PET)

SETTORE DIAGNOSTICA PET

RN	T _{1/2} (g)	PAZ/A	% ricoverati	Att somm MBq/anno	f1(∞)	T MAX in MN (h)	T MIN uscita IN-patient (h)	f1(NM) VASCH E	f1(REP) IRCCS	f1(OUT) Casa
C-11	0,014	50	40%	10.000	35,8%	1,5	1,5	35,6%	0,2%	0,2%
N-13	0,007	200	40%	74.000	3,3%	1,5	1,5	3,3%	0,0%	0,0%
F-18	0,083	10400	40%	3.850.000	15,3%	1,5	1,5	12,5%	2,8%	2,8%
Ga-68	0,047	600	40%	110.000	21,7%	1,5	1,5	15,6%	6,1%	6,1%

Tabella IV- Escrezioni a seguito di somministrazione di radiofarmaci a pazienti (Diagnostica convenzionale)

SETTORE DIAGNOSTICA CONVENZIONALE

RN	T _{1/2} (g)	PAZ/A	% ricoverati	Att somm MBq/anno	f1(∞)	T MAX in MN (h)	T MIN uscita IN-patient (h)	f1(NM) VASCH E	f1(REP) IRCCS	f1(OUT) Casa
Tc-99m	0,25	7800	40%	4.500.000	78,0%	4	2	51,0%	27,0%	27,0%
I-123	0,55	260	40%	60.000	39,8%	5	5	24,0%	15,8%	15,8%
I-131 diagnostica	8,04	96	1%	5.400	49,1%	-	-	0,3%	48,8%	48,8%

Totale

8156

Tabella V- Escrezioni a seguito di somministrazione di radiofarmaci a pazienti (Terapia)

SETTORE TERAPIA RADIOMETABOLICA

RN	T _{1/2} (g)	PAZIA	% ricoverati	Att somm MBq/anno	f1(∞)	T MAX in MN (h)	T MIN uscita IN-patient (h)	f1(NM) VASCH E	f1(REP) IRCCS	f1(OUT) Casa
Y-90 sistemico	2,81	18	1%	80.000	41,1%	72	6	32,0%	9,1%	34,5%
Y-90 topico/loco-regionale	2,81	8	1%	1.500	10,0%	4	4	1,0%	9,0%	9,0%
Y-90 TARE	2,81	10	100%	30.000	0,1%	0	0	0,0%	0,1%	0,1%
I-131 kTir ablazione + metastasi	8,04	40	1%	222.000	81,1%	96	96	75,1%	7,9%	7,9%
I-131 kTir ablazione (basse dosi DH)	8,04	20	1%	37.000	81,1%	8	8	25,8%	55,3%	55,3%
I-131 IPER ambulatoriale	8,04	40	1%	22.500	49,0%	0	0	0,0%	49,0%	49,0%
I-131 captazioni sonda	8,04	120	-	40	49,0%	-	0	0,0%	49,0%	49,0%
Sm-153	1,93	2	1%	6.000	50,0%	8	4	35,0%	15,0%	20,0%
Lu-177	6,47	260	1%	2.000.000	87,8%	72	6	80,3%	7,5%	25,9%
Ra-223	11,43	120	1%	800	63,0%	2	2	0,5%	62,5%	62,5%

Totale

638

2.2 Radioattività immessa nel sistema a scarico controllato dei settori diagnostica e terapia vasche V2

Si sono considerati i volumi scaricati nell'impianto V2 (vasche grandi TEMA LRD-LRT 5 24-2K già descritto nella istanza documentata iniziale e brevemente nella relazione principale: 5 vasche da 24.000 L), a partire dal numero di prestazioni effettuate all'anno ("pazienti") e alle percentuali f1(NM) sopra indicate; si sono valutati i tempi di riempimento delle vasche, considerando la presenza di una vasca di smistamento iniziale da 1000 litri che ritarda il riempimento (si trascura il ritardo dovuto al passaggio nella vasca imhoff).

Tabella VI- Dati per scarico nell'impianto V2

**VALUTAZIONI PER PAZIENTI AMBULATORIALI/RICOVERATI PRESSO REPARTO DI MEDICINA NUCLEARE
IMPIANTO DI RACCOLTA E SMALTIMENTO RIFIUTI LIQUIDI RADIOATTIVI TEMA MOD. LRD-LRT 5 24-2K**

NUMERO PAZIENTI DIAGNOSTICA CONVENZIONALE ALLA SETTIMANA	158
VOLUME SCARICO PER PAZIENTE DIAGNOSTICA CONVENZIONALE (litri)	8
NUMERO PAZIENTI PET ALLA SETTIMANA	216
VOLUME SCARICO PER PAZIENTE PET (litri)	8
VOLUME SCARICO TOTALE DIAGNOSTICA MEDICINA NUCLEARE (litri/sett)	2.992
NUMERO PAZIENTI TERAPIA DEGENZA ORDINARIA ALLA SETTIMANA	4,5
VOLUME SCARICO AL GIORNO PER PAZIENTE DEGENTE (litri)	200
DURATA DEGENZA PER PAZIENTE (GIORNI)	3
VOLUME SCARICO PER PAZIENTI DEGENTI (litri/sett)	2.688
NUMERO PAZIENTI TERAPIA DH ALLA SETTIMANA	4,6
LITRI AL GIORNO PER PAZIENTE IN DH PER TERAPIA	24
VOLUME SCARICO PER PAZIENTI DH (litri/sett)	110
VOLUME SCARICO TOTALE TERAPIA RM (litri/sett)	2.799
NUMERO VASCHE IN USO	5
VOLUME DI OGNI VASCA (litri)	24.000
volume utile (litri) 90%	21.600
VOLUME INGOMBRO NETTO IMPIANTO (litri)	124.000
VOLUME UTILE TOTALE IMPIANTO (litri)	108.000
LITRI PRODOTTI ALLA SETTIMANA	5.791
TEMPO MEDIO DI RIEMPIMENTO SINGOLA VASCA (sett.)	3,7
TEMPO MEDIO DECADIMENTO (sett.): quando l'ultima vasca è al:	0%
NUMERO SCARICHI ANNUI	13,94
DELAY SISTEMA IMHOF+VASCA SMISTAMENTO (giorni)	0,86

Si è ipotizzato che ogni anno venga scaricato nell'impianto V2 un quantitativo di ogni radiofarmaco pari alla massima attività somministrabile, moltiplicata per la frazione escreta del radiofarmaco nel periodo di permanenza del paziente in medicina nucleare, $f_i(MN)$: ottenendo A_{SCi} ingresso sistema vasche (A_{SCi}). In generale, per le verifiche periodiche, tale termine è ottenibile dal numero di "pazienti" (procedure) effettuati nell'anno.

Si è considerato che in ogni vasca finisce ogni giorno una frazione pari a $1/365$ di A_{SCi} (come se fosse un impiego costante ogni giorno, 7 giorni/7), correggendo per il decadimento durante il riempimento. Al momento del riempimento di una vasca, dopo t giorni, $A_i(t)$ è l'attività del radionuclide i -esimo, T_i il suo tempo di dimezzamento:

$$A_i(t) = \frac{A_{SCi}}{365} \cdot \frac{T_i}{\ln(2)} \cdot \left(1 - 2^{-\frac{t}{T_i}}\right) \quad (5)$$

Tabella VII- Attività immesse nell'impianto V2

VALUTAZIONI ESCREZIONI PER PERMANENZA NEL REPARTO MN				f1 (NM) VASCHE	
NUCLIDE	T ^{1/2} (g)	Asomm (MBq/anno)	T MAX in MN (h)	% Att escreta nel sistema vasche	Att ingresso sistema vasche (MBq/anno)
C-11	0,014	10.000	1,5	35,6%	3,56E+3
N-13	0,007	74.000	1,5	3,3%	2,46E+3
F-18	0,08	3.850.000	1,5	12,5%	4,81E+5
Ga-68	0,05	110.000	1,5	15,6%	1,72E+4
Tc-99m	0,25	4.500.000	4	51,0%	2,30E+6
I-123	0,55	60.000	5	24,0%	1,44E+4
I-131 diagnostica	8,04	5.400	-	0,3%	1,62E+1
Y-90 sistemico	2,81	80.000	72	32,0%	2,56E+4
Y-90 topico/loco-regionale	2,81	1.500	4	1,0%	1,50E+1
Y-90 TARE	2,81	30.000	0	0,0%	0,00E+0
I-131 kTir ablazione + metastasi	8,04	222.000	96	75,1%	1,67E+5
I-131 kTir ablazione (basse dosi DH)	8,04	37.000	8	25,8%	9,55E+3
I-131 IPER ambulatoriale	8,04	22.500	0	0,0%	0,00E+0
I-131 captazioni sonda	8,04	40	-	0,0%	0,00E+0
Sm-153	1,93	6.000	8	35,0%	2,10E+3
Lu-177	6,47	2.000.000	72	80,3%	1,61E+6
Ra-223	11,43	800	2	0,5%	4,00E+0

escrezioni urinarie secondo ICRP53/80/106/128 e dati di letteratura

(*) diagnostica per tiroide ablata: dopo 48 ore

Di seguito le valutazioni relative allo scarico di una vasca quando inizia il riempimento dell'ultima libera (livello ultima vasca allo 0%).

Nella prima colonna l'attività della vasca al riempimento (massima attività), nella seconda l'attività della singola vasca al momento dello scarico, nella terza l'attività totale scaricata nell'anno dall'impianto Vasche V2 nel sistema fognario urbano), per i vari radionuclidi (termine sorgente per questa modalità di scarico, nel riquadro rosso).

Questo termine sorgente andrà a cumularsi con gli altri dovuti allo smaltimento in ambiente di rifiuti liquidi, come di seguito descritto, per la valutazione di impatto complessiva. Per le valutazioni di dose all'individuo rappresentativo della popolazione si rimanda dunque al paragrafo 2.5.

Le valutazioni non tengono conto delle impurezze radionuclidiche presenti in tracce nei vari radiofarmaci, dal momento che esse rientrano nell'esclusione prevista al punto 9.1c dell'Allegato I del D.Lgs. 101/20 e che la loro presenza all'interno dei radiofarmaci è comunque già regolamentata dalla farmacopea e dall'autorizzazione all'immissione in commercio del radiofarmaco.

Tabella VIII- Attività scaricate dall'impianto V2 (inizio riempimento ultima)

VALUTAZIONI RACCOLTA - DECADIMENTO - SCARICO SISTEMA VASCHE			
NUCLIDE	Att singola vasca al riempimento (MBq)	Att singolo scarico (MBq)	Att tot da vasche MN decad (MBq/anno)
C-11	3,79E-20	0,00E+0	0,00E+0
N-13	2,53E-39	0,00E+0	0,00E+0
F-18	1,21E-1	1,36E-284	1,90E-283
Ga-68	9,47E-6	0,00E+0	0,00E+0
Tc-99m	2,07E+2	1,00E-92	1,40E-91
I-123	1,05E+1	1,42E-42	1,98E-41
I-131 diagnostica	4,28E-1	4,99E-4	6,96E-3
Y-90 sistemico	2,29E+2	9,32E-7	1,30E-5
Y-90 topico/loco-regionale	1,34E-1	5,46E-10	7,62E-9
Y-90 TARE	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0
I-131 kTir ablazione + metastasi	4,40E+3	5,14E+0	7,16E+1
I-131 kTir ablazione (basse dosi DH)	2,52E+2	2,94E-1	4,10E+0
I-131 IPER ambulatoriale	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0
I-131 captazioni sonda	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0
Sm-153	1,17E+1	7,04E-12	9,81E-11
Lu-177	3,51E+4	7,97E+0	1,11E+2
Ra-223	1,36E-1	1,18E-3	1,64E-2

Si sono valutate anche situazioni differenti di momento di scarico: quando inizia il riempimento della penultima (equivalente ad utilizzare solo 4 vasche, o -100%, – caso peggiore), quando l'ultima è al 50% - caso intermedio, o quando l'ultima è al massimo riempimento (situazione estrema di massimo decadimento, ma con rischio di traccimazione), vedi Tabella IX.

TEMPO MEDIO DECADIMENTO (sett.): quando l'ultima vasca è al	-100%	7,5
TEMPO MEDIO DECADIMENTO (sett.): quando l'ultima vasca è al	50%	13,1
TEMPO MEDIO DECADIMENTO (sett.): quando l'ultima vasca è al	100%	14,9

Tabella IX- Riepilogo per altre tempistiche di scarico dell'impianto V2

Ultima vasca -100% Ultima vasca 50% Ultima vasca 100%

NUCLIDE	Ultima vasca -100%		Ultima vasca 50%		Ultima vasca 100%	
	Att tot da vasche MN decad (MBq/anno)	Conc vasca allo scarico (kBq/kg)	Att tot da vasche MN decad (MBq/anno)	Conc vasca allo scarico (kBq/kg)	Att tot da vasche MN decad (MBq/anno)	Conc vasca allo scarico (kBq/kg)
C-11	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0
N-13	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0
F-18	3,93E-189	1,30E-191	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0
Ga-68	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0
Tc-99m	3,83E-60	1,27E-62	2,66E-107	8,84E-110	5,08E-123	1,69E-125
I-123	3,85E-27	1,28E-29	1,41E-48	4,70E-51	1,01E-55	3,36E-58
I-131 diagnostica	6,61E-2	2,19E-4	2,26E-3	7,50E-6	7,33E-4	2,43E-6
Y-90 sistemico	8,15E-3	2,70E-5	5,19E-7	1,72E-9	2,07E-8	6,89E-11
Y-90 topico/loco- regionale	4,77E-6	1,58E-8	3,04E-10	1,01E-12	1,22E-11	4,04E-14
Y-90 TARE	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0
I-131 kTir ablazione + metastasi	6,80E+2	2,26E+0	2,32E+1	7,72E-2	7,54E+0	2,50E-2
I-131 kTir ablazione (basse dosi DH)	3,89E+1	1,29E-1	1,33E+0	4,42E-3	4,32E-1	1,43E-3
I-131 IPER ambulatoriale	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0
I-131 captazioni sonda	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0
Sm-153	1,16E-6	3,86E-9	9,01E-13	2,99E-15	8,27E-15	2,75E-17
Lu-177	1,82E+3	6,05E+0	2,74E+1	9,11E-2	6,78E+0	2,25E-2
Ra-223	8,01E-2	2,66E-4	7,45E-3	2,47E-5	3,37E-3	1,12E-5

2.3 Radioattività immessa nel sistema a scarico controllato del settore radiofarmacia vasche V1

Si sono considerati i possibili scarichi nell'impianto V1 (vasche piccole TEMA RAD 2/4 MAN) già descritto nella istanza documentata iniziale e brevemente nella relazione principale: 2 vasche da 1.000 L), inizialmente progettato per il settore radiofarmacia e il settore PET, da fine 2019 raccoglie oramai solamente scarichi FREDDI provenienti dalla radiofarmacia (ciclo di decontaminazione, wc operatori, lavandini).

Si rammenta che l'impianto è costituito da due vasche in serie, la prima sempre in riempimento e la seconda sempre in decadimento; quando la prima raggiunge il livello 70%, in automatico parte lo scarico della seconda, previo esito positivo di un controllo radiometrico con sonda NaI 2"x2" del contenuto della stessa; quando la prima raggiunge il massimo riempimento (circa 900 litri), il contenuto viene travasato nella seconda, oramai vuota.

Da un'analisi degli scarichi effettuati nel 2020 e 2021, si è stimato un tempo medio di riempimento di 29 giorni (cautelativamente si considerano 20 giorni). Tale intervallo di tempo è più che sufficiente per il decadimento completo dei radionuclidi PET, mentre è pressoché ininfluenza per le impurezze (tempi molto lunghi).

Tabella X- Dati per scarico nell'impianto V1

VALUTAZIONI PER SCARICHI SETTORE RADIOFARMACIA

IMPIANTO DI RACCOLTA E SMALTIMENTO RIFIUTI LIQUIDI RADIOATTIVI TEMA MOD. RAD 2/4 MAN

NUMERO VASCHE IN USO			2
VOLUME DI OGNI VASCA (litri)	1.000	volume utile (litri) 90%	900
VOLUME INGOMBRO NETTO IMPIANTO (litri)			6.000
VOLUME UTILE TOTALE IMPIANTO (litri)			1.800
LITRI PRODOTTI ALLA SETTIMANA			315
NUMERO VASCHE IN USO			2
TEMPO MEDIO DI RIEMPIMENTO SINGOLA VASCA (sett.)			2,9
TEMPO MEDIO DECADIMENTO (sett.): quando l'ultima vasca è al:	70%		2,0
NUMERO SCARICHI ANNUI			18,20
DILUIZIONE CON ALTRI SCARICHI OSPEDALIERI - INGRESSO RETE NERA CITTADINA			2%

Ovviamente il sistema sarebbe in grado di accogliere rifiuti liquidi contenenti radiofarmaci PET, essendo stato progettato per questo nel 2007 (già valutato nella istanza documentata iniziale), quindi in questo contesto viene dato per assodato (peraltro adesso i tempi di decadimento sono più lunghi di almeno un fattore 10, che consentirebbe un completo decadimento). Al momento l'impianto non riceve più scarichi di liquidi radioattivi, di regola.

Ciononostante è stata presa in considerazione, come evento raro e accidentale, la possibilità che finiscano entro l'impianto liquidi provenienti dalle attività di preparazione dei radiofarmaci che potenzialmente possono contenere alcune impurezze. Per tale tipologia di rifiuti è espressamente VIETATA l'eliminazione in qualunque scarico (controllato o no).

Si sono considerate le impurezze (non esenti) che possono essere presenti nei liquidi “a monte” della sintesi dei radiofarmaci, ovvero provenienti dai target del ciclotrone (tipicamente Co-56, Co-57 e Mn-52 per F-18) oppure dall’eluizione del generatore di Ge/Ga-68 (Ge-68). Immaginiamo lo scarico accidentale di liquidi di lavaggio o simili.

Si è ipotizzato, in modo arbitrario, lo scarico accidentale di una piccola percentuale (0,05%) dei radionuclidi all’origine (precursori radiofarmaci) impiegati in un anno, e che questi possano contenere un 1% delle impurezze contemplate (10 volte tanto il massimo consentito nei radiofarmaci).

Tabella XI- Attività immesse nell’impianto V1

VALUTAZIONI SCARICHI RADIOFARMACIA IMPIANTO VASCHE	f1 (RF) VASCHE				
NUCLIDE	T _{1/2} (g)	Aimpiego (MBq/anno)	f1 (RF) VASCHE	Att tot da RF diretto (MBq/aa)	% impurezza
C-11	0,014	15.000	0,05%	7,50E+0	
N-13	0,007	160.000	0,05%	8,00E+1	
F-18	0,08	4.300.000	0,05%	2,15E+3	
Ga-68	0,05	123.000	0,05%	6,15E+1	
Ge-68 (#)	270,8	1.230	0,05%	6,15E-1	1%
Co-56 (#)	77,236	43.000	0,05%	2,15E+1	1%
Co-57 (#)	271,74	43.000	0,05%	2,15E+1	1%
Mn-54 (#)	312,2	43.000	0,05%	2,15E+1	1%

(#): contributo possibili impurezze radionuclidiche da attività di radiofarmacia (non esente)

Di seguito le valutazioni relative allo scarico della vasca in decadimento quando quella in riempimento arriva al 70%.

Nella prima colonna l’attività della vasca in riempimento quando si completa il riempimento (massima attività), nella seconda l’attività della vasca in decadimento al momento dello scarico, nella terza l’attività totale scaricata nell’anno dall’impianto Vasche V1 nel sistema fognario urbano), per i vari radionuclidi (termine sorgente per questa modalità di scarico, nel riquadro rosso).

Questo termine sorgente andrà a cumularsi con gli altri dovuti allo smaltimento in ambiente di rifiuti liquidi, come di seguito descritto, per la valutazione di impatto complessiva. Per le valutazioni di dose all’individuo rappresentativo della popolazione si rimanda dunque al paragrafo 2.5.

Tabella XII- Attività scaricate dall'impianto VI

VALUTAZIONI RACCOLTA - DECADIMENTO - SCARICO SISTEMA VASCHE

NUCLIDE	Att vasca al riempimento (MBq)	Att singolo scarico (MBq)	Att tot da vasche MN decad (MBq/anno)
C-11	4,12E-4	1,50E-307	2,73E-306
N-13	2,20E-3	0,00E+0	0,00E+0
F-18	7,08E-1	1,89E-51	3,44E-50
Ga-68	1,14E-2	2,69E-92	4,89E-91
Ge-68	3,29E-2	3,17E-2	5,77E-1
Co-56	1,08E+0	9,51E-1	1,73E+1
Co-57	1,15E+0	1,11E+0	2,02E+1
Mn-54	1,15E+0	1,12E+0	2,03E+1

2.4 Radioattività immessa direttamente nel sistema fognario dalla struttura sanitaria

Si è ipotizzato che ogni anno venga scaricato nel sistema fognario ospedaliero, a seguito della degenza di pazienti sottoposti a procedure di medicina nucleare (IN-patient), un quantitativo di ogni radiofarmaco pari alla massima attività somministrabile, moltiplicata per la percentuale dei pazienti MN ricoverati e per la frazione escreta del radiofarmaco nel periodo di permanenza del paziente nel reparto di provenienza, $f_1(\text{REP})$, ottenendo *Att TOT ingresso sistema ospedaliero da Reparti*, per i vari radionuclidi, vedi ultima colonna della Tabella XIII (termine sorgente per questa modalità di scarico, nel riquadro rosso).

Questo termine sorgente andrà a cumularsi con gli altri dovuti allo smaltimento in ambiente di rifiuti liquidi, come di seguito descritto, per la valutazione di impatto complessiva. Vedi paragrafo 2.5.

Tabella XIII- Attività scaricate nel sistema ospedaliero dai Reparti

PAZIENTI RICOVERATI NEI REPARTI IN DEGENZA ORDINARIA (TEMPI DI PERMANENZA IN MN MINIMI)

NUCLIDE	T _{1/2} (g)	Asomm (MBq/anno)	% ricoverati in altri reparti HSM	T MIN uscita IN-patient (h)	f1(REP) IRCCS	Att ingresso sistema ospedaliero da Reparti (MBq/anno)
C-11	0,014	10.000	40%	1,5	0,2%	6,30E+0
N-13	0,007	74.000	40%	1,5	0,0%	7,16E-6
F-18	0,08	3.850.000	40%	1,5	2,8%	4,31E+4
Ga-68	0,05	110.000	40%	1,5	6,1%	2,68E+3
Tc-99m	0,25	4.500.000	40%	2,0	27,0%	4,86E+5
I-123	0,55	60.000	40%	5	15,8%	3,79E+3
I-131 diagnostica	8,04	5.400	1%	-	48,8%	2,64E+1
Y-90 sistemico	2,81	80.000	1%	6	9,1%	7,26E+1
Y-90 topico/loco-regionale	2,81	1.500	1%	4	9,0%	1,35E+0
Y-90 TARE	2,81	30.000	100%	0	0,1%	3,00E+1
I-131 kTir ablazione + metastasi	8,04	222.000	1%	96	7,9%	1,75E+2
I-131 kTir ablazione (basse dosi DH)	8,04	37.000	1%	8	55,3%	2,05E+2
I-131 IPER ambulatoriale	8,04	22.500	0%	0	49,0%	0,00E+0
I-131 captazioni sonda	8,04	40	0%	0	49,0%	0,00E+0
Sm-153	1,93	6.000	1%	4	15,0%	9,00E+0
Lu-177	6,47	2.000.000	1%	6	7,5%	1,50E+3
Ra-223	11,43	800	1%	2	62,5%	5,00E+0

escrezioni urinarie secondo ICRP53/80/106/128 e dati di letteratura
diagnostica per tiroide ablata: dopo >48 ore; permanenza 1 h

I dati e gli scenari sono quelli descritti al Paragrafo 2, considerando cautelativamente la massima escrezione nel reparto, corrispondente alla minima permanenza del paziente in MN (Tabella III, Tabella IV, Tabella V).

Le valutazioni non tengono conto delle impurezze radionuclidiche presenti in tracce nei vari radiofarmaci, dal momento che esse rientrano nell'esclusione prevista al punto 9.1c dell'Allegato I del D.Lgs. 101/20 e che la loro presenza all'interno dei radiofarmaci è comunque già regolamentata dalla farmacopea e dall'autorizzazione all'immissione in commercio del radiofarmaco.

In Tabella XIV si riporta il calcolo dell'attività totale immessa nel sistema fognario urbano all'anno, come somma dei tre termini sorgente (riquadri rossi paragrafi precedenti) derivanti da:

- radioattività proveniente dal sistema a scarico controllato dei settori diagnostica e terapia vasche V2 (decaduta)
- radioattività proveniente dal sistema a scarico controllato del settore radiofarmacia vasche V1 (decaduta)
- radioattività immessa direttamente nel sistema fognario dalla struttura sanitaria

2.5 Valutazione di dose assorbita dalla popolazione da rifiuti liquidi

La valutazione della dose efficace alla popolazione a seguito dell'immissione nel sistema fognario di tutti i liquidi radiocontaminati da parte della struttura sanitaria, è stata effettuata a partire dall'ipotesi che gli scarichi vengano convogliati direttamente verso l'unico impianto di depurazione cui il sistema fognario afferisce (depuratore di Punta Vagno, del quale è nota la portata media giornaliera in ingresso) e da lì in mare.

La valutazione è stata effettuata al I livello di approssimazione, quindi in maniera estremamente conservativa, considerando due scenari opposti (e alternativi):

- immissione diretta nelle acque superficiali (mare), trascurando la presenza del depuratore e trascurando la dispersione in mare, cioè nell'ipotesi che la concentrazione nel punto di scarico sia quella del sistema fognario (senza rimescolamento)
- immissione nel depuratore, che trattiene tutta l'attività (molto conservativo)

A seguito dello smaltimento in ambiente di rifiuti radioattivi liquidi, vengono identificati come individui rappresentativi della popolazione i lavoratori dell'impianto di depurazione e tutti coloro che nuotano o navigano in mare, che effettuino attività di pesca o in riva al mare, che ne consumino il pesce, etc.

Tabella XIV- Attività totali scaricate come rifiuti liquidi nel sistema fognario

NUCLIDE	SCARICO HSM	f1 (REP) IRCCS	f1 (NM) VASCHE LRD- f1 (NM) VASCHE RAD LRT 5 24-2K 2-4 MAN	TOTALE
	Att da altri Reparti HSM (MBq/anno)	Att tot da vasche V2 MN decad (MBq/anno)	Att tot da vasche V1 RF decad (MBq/anno)	Att totale in rete nera ospedale (MBq/anno)
C-11	6,30E+0	0,00E+0	2,73E-306	6,30E+0
N-13	7,16E-6	0,00E+0	0,00E+0	7,16E-6
F-18	4,31E+4	1,90E-283	3,44E-50	4,31E+4
Ga-68	2,68E+3	0,00E+0	4,89E-91	2,68E+3
Tc-99m	4,86E+5	1,40E-91		4,86E+5
I-123	3,79E+3	1,98E-41		3,79E+3
I-131 diagnostica	2,64E+1	6,96E-3		2,64E+1
Y-90 sistemico	7,26E+1	1,30E-5		7,26E+1
Y-90 topico/loco-regionale	1,35E+0	7,62E-9		1,35E+0
Y-90 TARE	3,00E+1	0,00E+0		3,00E+1
I-131 kTir ablazione + metastasi	1,75E+2	7,16E+1		2,47E+2
I-131 kTir ablazione (basse dosi DH)	2,05E+2	4,10E+0		2,09E+2
I-131 IPER ambulatoriale	0,00E+0	0,00E+0		0,00E+0
I-131 captazioni sonda	0,00E+0	0,00E+0		0,00E+0
Sm-153	9,00E+0	9,81E-11		9,00E+0
Lu-177	1,50E+3	1,11E+2		1,61E+3
Ra-223	5,00E+0	1,64E-2		5,02E+0
Ge-68			5,77E-1	5,77E-1
Co-56			1,73E+1	1,73E+1
Co-57			2,02E+1	2,02E+1
Mn-54			2,03E+1	2,03E+1

2.5.1 Dose alla popolazione derivante dall'immissione di effluenti radioattivi in mare

Si è utilizzata la metodologia proposta nel documento NCRP123 [8], con i relativi fattori di screening (SF), e descritta anche da AIFM2021 [14]. Si rimanda ai documenti tecnici per la descrizione del calcolo.

Si è considerata la seguente dinamica di immissione: dal sistema fognario della struttura sanitaria al sistema fognario cittadino (si calcola la diluizione con questo, essendo noto il flusso immesso dal Policlinico nella rete nera comunale e la portata media giornaliera di questa, pari al flusso in ingresso al depuratore), poi direttamente in acque superficiali (mare), senza rimescolamento. Si trascura il decadimento dal momento dell'escrezione all'arrivo in mare (sebbene sarebbe significativo per i radiofarmaci da diagnostica).

Tabella XV- Flussi di scarico in rete nera

Flusso immesso da IRCCS nella rete nera comunale	9.000	litri/h
Volume immesso da IRCCS nella rete nera comunale	216	mc/giorno
La rete nera comunale da HSM convoglia verso il depuratore di Punta Vagno		
Bacino di utenza depuratore (numero Abitanti Equivalenti)	250.000	AE
Portata media giornaliera	38.430	mc/giorno
Portata media oraria	1.601	mc/h

La verifica della conformità al sistema regolatorio è soddisfatta dal rispetto della relazione:

$$\text{Dose efficace all'individuo rappresentativo: } \sum_i Q_{iw} \cdot SF_{iw} \cdot 10^6 < 10\mu Sv \quad (6)$$

Dove

Q_{iw} (Bq/m³): concentrazione media del radionuclide i-esimo, calcolata a partire dal termine sorgente e utilizzando la metodologia proposta nei documenti citati

SF_{iw} (Sv/(Bq/m³)): fattore di screening relativo al radionuclide i-esimo e appropriato per lo scarico in acque superficiali marine

I risultati ottenuti, comprensivi delle concentrazioni di attività di ciascun radionuclide nel punto di immissione in mare e della dose efficace annua all'individuo rappresentativo della popolazione sono riportati in Tabella XVI.

Tabella XVI- Dose alla popolazione per scarico in mare

DINAMICA DELL'IMMISSIONE: DAL SISTEMA FOGNARIO DELLA STRUTTURA SANITARIA AL SISTEMA CITTADINO
E DA QUESTO DIRETTAMENTE IN ACQUE SUPERFICIALI (MARE) - SEMPLIFICAZIONE TRASCURANDO DEPURATORE

NUCLIDE	immissione in rete nera ospedale (Bq/s)	Conc media punto immissione in mare Bq/m3	SF marine surface water NCRP123 (Sv per Bq/m3)*	uSv/anno	scarico (Bq) per 10 uSv
C-11	2,00E-1	4,49E-1	5,50E-11	2,47E-5	2,55E+12
N-13	2,27E-7	5,10E-7	1,70E-11	8,68E-12	8,25E+12
F-18	1,37E+3	3,07E+3	1,10E-10	3,38E-1	1,28E+12
Ga-68	8,51E+1	1,91E+2	2,40E-10	4,59E-2	5,84E+11
Tc-99m	1,54E+4	3,46E+4	2,00E-11	6,93E-1	7,01E+12
I-123	1,20E+2	2,70E+2	3,00E-11	8,11E-3	4,68E+12
I-131 diagnostica	8,36E-1	1,88E+0	6,20E-9	1,17E-2	2,26E+10
Y-90 sistemico	2,30E+0	5,17E+0	3,20E-9	1,66E-2	4,38E+10
Y-90 topico/loco-regionale	4,28E-2	9,62E-2	3,20E-9	3,08E-4	4,38E+10
Y-90 TARE	9,51E-1	2,14E+0	3,20E-9	6,84E-3	4,38E+10
I-131 kTir ablazione + metastasi	7,83E+0	1,76E+1	6,20E-9	1,09E-1	2,26E+10
I-131 kTir ablazione (basse dosi DH)	6,62E+0	1,49E+1	6,20E-9	9,23E-2	2,26E+10
I-131 IPER ambulatoriale	0,00E+0	0,00E+0	6,20E-9	0,00E+0	-
I-131 captazioni sonda	0,00E+0	0,00E+0	6,20E-9	0,00E+0	-
Sm-153	2,85E-1	6,42E-1	1,20E-9	7,70E-4	1,17E+11
Lu-177	5,11E+1	1,15E+2	2,40E-9	2,76E-1	5,84E+10
Ra-223	1,59E-1	3,58E-1	1,10E-7	3,93E-2	1,28E+9
Ge-68	1,83E-2	4,11E-2	9,30E-7	3,82E-2	1,51E+8
Co-56	5,49E-1	1,23E+0	8,50E-7	1,05E+0	1,65E+8
Co-57	6,40E-1	1,44E+0	1,30E-7	1,87E-1	1,08E+9
Mn-54	6,45E-1	1,45E+0	6,30E-8	9,13E-2	2,23E+9

(*) Coefficienti dosimetrici NCRP-123 Tab. C.2 (Marine surface water Screening Factors SF)

Nella terza colonna troviamo i vari termini Q_{iw} , nella colonna del riquadro rosso il contributo alla dose del radionuclide i-esimo, nell'ultima colonna (riquadro verde), l'attività annua scaricata, per ogni radionuclide, che sarebbe responsabile di una dose pari a 10 uSv.

Tabella XVII- Dose alla popolazione per scarico in mare- riepilogo

VALUTAZIONE DOSE ALL'INDIVIDUO RAPPRESENTATIVO (SCARICO IN MARE)

Dose all'individuo rappresentativo (uSv/anno) - Reparti	1,6
Dose all'individuo rappresentativo (uSv/anno) - MN (Vasche V2)	0,05
Dose all'individuo rappresentativo (uSv/anno) - RF (Vasche V1)	1,4
Dose all'individuo rappresentativo (uSv/anno)	3,0

Come si rileva dai dati della Tabella XVII, la dose all'individuo rappresentativo, nell'ipotesi estrema di scarico diretto in mare e valutata utilizzando ipotesi ampiamente cautelative, risulta priva di rilevanza radiologica, essendo pari a 3,0 uSv/anno, suddivisa tra quanto deriva dalle attività di diagnostica e terapia (il contributo delle vasche V2 decadute è pari a 0,05 uSv/anno), tenuto conto anche dei pazienti ricoverati presso i reparti, e quanto potrebbe derivare da un ipotetico scarico di radiocontaminanti da attività di radiofarmacia (vasche V1, contributo pari a 1,4 uSv/anno).

2.5.2 Dose ai lavoratori di un impianto di depurazione acque superficiali

Si sono valutate la dose efficace e la dose efficace impegnata per gli operatori dell'impianto di depurazione di Punta Vagno, a partire dalla valutazione della concentrazione dell'i-esimo radionuclide nei fanghi del depuratore, secondo quanto indicato nel documento citato.

La produzione di fanghi è legata al bacino di utenza del depuratore, 250.000 AE (abitanti equivalenti), vedi Tabella XV; si è ipotizzata una produzione media di 20 kg/anno per persona di rifiuto secco.

Tabella XVIII- Dati produzione e lavorazione fanghi

Tempo di transito al depuratore/mare (trascuro)	0,5	h
Produzione rifiuti/anno pro capite (a secco)	20	kg/anno
Produzione di fanghi per anno (a secco)	5.000.000	kg/anno
Rapporto concentrazione residuo umido/residuo secco	5%	
Produzione fanghi per anno (a umido - S_{sludge})	100.000.000	kg/anno
Tempo di lavorazione fanghi depuratore	20	g
Fattore di occupazione (O_f) basato su 2000 ore esp/anno	0,228	
Densità del fango umido	1.000	kg/mc
Densità del residuo secco	1.600	kg/mc
Profondità media fanghi	1	m

Dose da irradiazione esterna

La valutazione della dose assorbita dagli operatori del depuratore per irraggiamento dai fanghi è stata effettuata utilizzando la metodologia proposta dal documento IAEA SRS 19 [9], nonché sulla base di quanto riportato sul documento EPA 2019 [9] e sul documento AIFM 2021 [14]. Si rimanda ai documenti tecnici per i dettagli. Si precisa che le ipotesi di riferimento indicate nei documenti risultano estremamente conservative sia rispetto ai fattori di occupazione delle aree sia rispetto ai campi radiazioni di riferimento. Si è considerato che il materiale radioattivo durante il tempo di lavorazione dei fanghi, che risulta mediamente pari a 20 giorni, progressivamente decade.

I risultati ottenuti, comprensivi delle concentrazioni di attività di ciascun radionuclide nei fanghi del depuratore e della relativa dose efficace annua ad un ipotetico lavoratore del depuratore sono riportati in Tabella XIX.

Nella terza colonna troviamo l'attività pervenuta all'anno al depuratore per i vari radionuclidi, nella successiva la concentrazione media nel fango umido, nella colonna con riquadro rosso il contributo alla dose del radionuclide i-esimo, nell'ultima colonna (riquadro verde), l'attività annua scaricata, per ogni radionuclide, che sarebbe responsabile di una dose pari a 10 uSv per irraggiamento.

Tabella XIX- Dose ai lavoratori depuratore per irraggiamento da fanghi

IRRADIAZIONE ESTERNA

NUCLIDE	T _{1/2} (g)	Att pervenuta al depuratore (MBq/aa)	Concentrazione media fango umido C _{sludge} (Bq/mc)	DFgr (Sv per Bq-1 s 1 m3) *	uSv/a	scarico (Bq) per 10 uSv
C-11	0,014	6,30E+0	6,31E-2	3,03E-17	1,38E-5	4,6E+12
N-13	0,007	7,16E-6	3,59E-8	3,05E-17	7,88E-12	9,1E+12
F-18	0,08	4,31E+4	2,59E+3	2,91E-17	5,43E-1	7,9E+11
Ga-68	0,05	2,68E+3	9,10E+1	2,93E-17	1,92E-2	1,4E+12
Tc-99m	0,25	4,86E+5	8,76E+4	2,75E-18	1,74E+0	2,8E+12
I-123	0,55	3,79E+3	1,50E+3	3,54E-18	3,83E-2	9,9E+11
I-131 diagnostica	8,04	2,64E+1	1,26E+2	1,09E-17	9,86E-3	2,7E+10
Y-90 sistemico	2,81	7,26E+1	1,46E+2	2,26E-18	2,38E-3	3,1E+11
Y-90 topico/loco-regionale	2,81	1,35E+0	2,72E+0	2,26E-18	4,42E-5	3,1E+11
Y-90 TARE	2,81	3,00E+1	6,04E+1	2,26E-18	9,82E-4	3,1E+11
I-131 kTir ablazione + metastasi	8,04	2,47E+2	1,18E+3	1,09E-17	9,24E-2	2,7E+10
I-131 kTir ablazione (basse dosi DH)	8,04	2,09E+2	9,95E+2	1,09E-17	7,81E-2	2,7E+10
I-131 IPER ambulatoriale	8,04	0,00E+0	0,00E+0	1,09E-17	0,00E+0	-
I-131 captazioni sonda	8,04	0,00E+0	0,00E+0	1,09E-17	0,00E+0	-
Sm-153	1,93	9,00E+0	1,25E+1	1,12E-18	1,01E-4	8,9E+11
Lu-177	6,47	1,61E+3	6,64E+3	9,37E-19	4,48E-2	3,6E+11
Ra-223	11,43	5,02E+0	2,91E+1	3,12E-18	6,53E-4	7,7E+10
Ge-68	270,8	5,77E-1	5,62E+0	6,13E-24	2,48E-10	2,3E+16
Co-56	77,236	1,73E+1	1,58E+2	1,22E-16	1,39E-1	1,2E+9
Co-57	271,74	2,02E+1	1,97E+2	2,49E-18	3,53E-3	5,7E+10
Mn-54	312,2	2,03E+1	1,99E+2	2,59E-17	3,71E-2	5,5E+9

(*) Coefficienti dosimetrici EPA-2019: FGR15-2019 (Tab 4-5)

Dose efficace impegnata per inalazione di polveri risospese

La valutazione della dose impegnata dagli operatori del depuratore per inalazione è stata effettuata utilizzando la metodologia proposta dal documento IAEA SRS 19 [9], con i coefficienti di dose della Pubblicazione ICRP 119 [6], e sul documento AIFM 2021 [14]. Si rimanda ai documenti tecnici per i dettagli.

Tabella XX- Dati per inalazione

Rate di respirazione R _{inh} (inalazione annuale)	8.400	mc/anno
Fattore di risospensione DL	1,00E-07	kg/mc
Fattore di occupazione (O _f) basato su 2000 ore esp/anno	0,228	

I risultati ottenuti, comprensivi delle concentrazioni di attività di ciascun radionuclide nei fanghi del depuratore e della relativa dose efficace annua ad un ipotetico lavoratore del depuratore sono riportati in Tabella XX.

Nella colonna con riquadro rosso si osserva il contributo alla dose del radionuclide i-esimo, da cui si evince che la dose da inalazione è del tutto trascurabile rispetto alle altre modalità.

Tabella XXI- Dose ai lavoratori depuratore per inalazione da polveri risospese

INALAZIONE

NUCLIDE	T _{1/2} (g)	Att pervenuta al depuratore (MBq/aa)	Concentrazione media fango umido C _{sludge} (Bq/mc)	DF _{inh} (Sv/Bq) **	dose eff imp per inalazione polveri risospese (uSv/a)
C-11	0,01	6,30E+0	1,01E-1	3,20E-12	6,20E-14
N-13	0,01	7,16E-6	5,74E-8	8,10E-11	8,91E-19
F-18	0,08	4,31E+4	4,15E+3	9,30E-11	7,40E-8
Ga-68	0,05	2,68E+3	1,46E+2	8,10E-11	2,26E-9
Tc-99m	0,25	4,86E+5	1,40E+5	2,90E-11	7,80E-7
I-123	0,55	3,79E+3	2,41E+3	1,10E-10	5,08E-8
I-131 diagnostica	8,04	2,64E+1	2,01E+2	1,10E-8	4,24E-7
Y-90 sistemico	2,81	7,26E+1	2,34E+2	1,70E-9	7,62E-8
Y-90 topico/loco-regionale	2,81	1,35E+0	4,35E+0	1,70E-9	1,42E-9
Y-90 TARE	2,81	3,00E+1	9,66E+1	1,70E-9	3,15E-8
I-131 kTir ablazione + metastasi	8,04	2,47E+2	1,88E+3	1,70E-9	6,14E-7
I-131 kTir ablazione (basse dosi DH)	8,04	2,09E+2	1,59E+3	1,10E-8	3,36E-6
I-131 IPER ambulatoriale	8,04	0,00E+0	0,00E+0	1,10E-8	0,00E+0
I-131 captazioni sonda	8,04	0,00E+0	0,00E+0	1,10E-8	0,00E+0
Sm-153	1,93	9,00E+0	2,00E+1	6,80E-10	2,61E-9
Lu-177	6,47	1,61E+3	1,06E+4	1,10E-9	2,24E-6
Ra-223	11,43	5,02E+0	4,65E+1	5,70E-6	5,08E-5
Ge-68	270,8	5,77E-1	9,00E+0	7,90E-9	1,36E-8
Co-56	77,236	1,73E+1	2,54E+2	4,90E-9	2,38E-7
Co-57	271,74	2,02E+1	3,15E+2	6,00E-10	3,62E-8
Mn-54	312,2	2,03E+1	3,18E+2	1,20E-9	7,32E-8

(**) Coefficienti dosimetrici ICRP 119 - Tabella A.1

Tabella XXII- Dose ai lavoratori depuratore - riepilogo

VALUTAZIONE DOSE ALL'INDIVIDUO RAPPRESENTATIVO (DEPURATORE)

Dose da irradiazione esterna (uSv/anno) - Reparti	2,7
Dose da irradiazione esterna (uSv/anno) - MN (Vasche V2)	0,03
Dose da irradiazione esterna (uSv/anno) - RF (Vasche V1)	0,04
Dose da irradiazione esterna (uSv/anno)	2,8
Dose da inalazione (uSv/anno)	0,0001

Come si rileva dai dati della Tabella XXII, la dose al lavoratore del depuratore, nell'ipotesi estrema di raccolta completa nel depuratore e valutata utilizzando ipotesi ampiamente cautelative, risulta priva di rilevanza radiologica, essendo pari a 2,8 uSv/anno, suddivisa tra quanto deriva dalle attività di diagnostica e terapia (il contributo delle vasche V2 decadute è irrisorio, 0,03 uSv) e quanto potrebbe

derivare da un ipotetico scarico di radiocontaminanti da attività di radiofarmacia (vasche V1, nuovamente irrisolto 0,04 uSv). Il contributo da inalazione è ininfluenza.

2.6 Impatto sistema di vasche V2

Si è valutato l'impatto dovuto alla presenza delle vasche dell'impianto V2 (Vasche grandi): se queste non ci fossero, l'attività totale scaricata direttamente nel sistema fognario ospedaliero sarebbe molto maggiore e non si raggiungerebbe la condizione di non rilevanza radiologica.

Tabella XXIII- Attività scaricate in assenza - vs con - l'impianto V2

IMPATTO V2	SENZA VASCHE	CON VASCHE	
NUCLIDE	Att tot da MN diretto (MBq/aa)	Att tot da vasche MN decad (MBq/aa)	abbattimento Vasche/NO Vasche
C-11	3,56E+3	0,00E+0	0,00E+00
N-13	2,46E+3	0,00E+0	0,00E+00
F-18	4,81E+5	1,90E-283	3,95E-289
Ga-68	1,72E+4	0,00E+0	0,00E+00
Tc-99m	2,30E+6	1,40E-91	6,08E-98
I-123	1,44E+4	1,98E-41	1,37E-45
I-131 diagnostica	1,62E+1	6,96E-3	4,30E-04
Y-90 sistemico	2,56E+4	1,30E-5	5,08E-10
Y-90 topico/loco-regionale	1,50E+1	7,62E-9	5,08E-10
I-131 kTir ablazione + metastasi	1,67E+5	7,16E+1	4,30E-04
I-131 kTir ablazione (basse dosi DH)	9,55E+3	4,10E+0	4,30E-04
Sm-153	2,10E+3	9,81E-11	4,67E-14
Lu-177	1,61E+6	1,11E+2	6,92E-05
Ra-223	4,00E+0	1,64E-2	4,11E-03

Come già noto dai dati di letteratura, l'impatto ambientale dell'uso delle vasche dei reparti di medicina nucleare è poco significativo per le pratiche di diagnostica, mentre è notevole per quanto riguarda le pratiche di terapia, in particolare, in termini di dose, per i radiofarmaci marcati con I-131 e Lu-177: a titolo indicativo il contributo di dose all'individuo rappresentativo per lo scarico diretto in mare delle sole vasche passerebbe da una dose pari a 0,05 uSv/anno a 366 uSv/anno (valutato con lo stesso metodo di cui al Paragrafo 2.5.1).

2.7 Scarico accidentale di una vasca

È stato valutato l'impatto dovuto allo scarico accidentale di una vasca al momento di massima attività, ovvero al momento del riempimento, in termini di attività con scarico diretto in mare, per entrambi gli impianti.

Per l'impianto V2 (LRD-LRT 5 24-2K Vasche grandi) la valutazione di dose all'individuo rappresentativo della popolazione per singolo evento è pari a circa 8 uSv: l'impatto dell'evento accidentale è apprezzabile, pur essendo al di sotto della soglia della non rilevanza radiologica.

Si rammenta che la valutazione è effettuata in maniera molto conservativa, al I livello di approssimazione.

Tabella XXIV- Scarico accidentale vasca non decaduta impianto V2

VALUTAZIONI SCARICO IN ACQUE SUPERFICIALI - MARE

Portata media oraria rete cittadina (ingresso depuratore)	1.601	mc/h
---	-------	------

NUCLIDE	Att vasca al riempimento (MBq)	Bq/s al depuratore	Conc media completo mescolamento Bq/m3	SF marine surface water NCRP123 (Sv per Bq/m3) *	uSv/evento
C-11	3,79E-20	1,20E-21	2,70E-21	5,50E-11	1,48E-25
N-13	2,53E-39	8,02E-41	1,80E-40	1,70E-11	3,07E-45
F-18	1,21E-1	3,82E-3	8,59E-3	1,10E-10	9,45E-7
Ga-68	9,47E-6	3,00E-7	6,75E-7	2,40E-10	1,62E-10
Tc-99m	2,07E+2	6,56E+0	1,48E+1	2,00E-11	2,95E-4
I-123	1,05E+1	3,34E-1	7,50E-1	3,00E-11	2,25E-5
I-131 diagnostica	4,28E-1	1,36E-2	3,05E-2	6,20E-9	1,89E-4
Y-90 sistemico	2,29E+2	7,28E+0	1,64E+1	3,20E-9	5,23E-2
Y-90 topico/loco-regionale	1,34E-1	4,26E-3	9,58E-3	3,20E-9	3,07E-5
Y-90 TARE	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0	3,20E-9	0,00E+0
I-131 kTir ablazione + metastasi	4,40E+3	1,40E+2	3,14E+2	6,20E-9	1,94E+0
I-131 kTir ablazione (basse dosi DH)	2,52E+2	7,99E+0	1,80E+1	6,20E-9	1,11E-1
I-131 IPER ambulatoriale	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0	6,20E-9	0,00E+0
I-131 captazioni sonda	0,00E+0	0,00E+0	0,00E+0	6,20E-9	0,00E+0
Sm-153	1,17E+1	3,72E-1	8,37E-1	1,20E-9	1,00E-3
Lu-177	3,51E+4	1,11E+3	2,51E+3	2,40E-9	6,01E+0
Ra-223	1,36E-1	4,32E-3	9,72E-3	1,10E-7	1,07E-3
Ge-68	1,18E+0	3,76E-2	8,45E-2	9,30E-7	7,85E-2
Mo-99	2,00E+1	6,35E-1	1,43E+0	2,30E-10	3,29E-4
Lu-177m	1,08E+2	3,43E+0	7,71E+0	5,70E-7	4,40E+0

(*) Coefficienti dosimetrici NCRP-123 Tab. C.2 (Marine surface water Screening Factors SF)

VALUTAZIONE DOSE ALLA POPOLAZIONE

Dose all'individuo rappresentativo (uSv/evento)	8,12
---	-------------

Invece per quanto riguarda l'impianto V1 (RAD 2-4 MAN Vasche piccole) la valutazione di dose all'individuo rappresentativo della popolazione per singolo evento è pari a circa 0,08 uSv: l'impatto dell'evento accidentale è trascurabile, ovviamente nei limiti delle attività scaricate prese in considerazione (minime percentuali dell'attività all'origine), anche considerato che per il lungo tempo di dimezzamento di alcuni dei radionuclidi potenzialmente presenti (impurezze in tracce, nel caso di situazioni anomale), il contributo del decadimento nell'impianto per alcune settimane è risibile.

Tabella XXV- Scarico accidentale vasca non decaduta impianto V1

VALUTAZIONI SCARICO IN ACQUE SUPERFICIALI - MARE

Portata media oraria rete cittadina (ingresso depuratore)	1.601	mc/h
---	-------	------

NUCLIDE	Att vasca al riempimento (MBq)	Bq/s al depuratore	Conc media completo mescolamento Bq/m3	SF marine surface water NCRP123 (Sv per Bq/m3) *	uSv/a
C-11	4,12E-4	1,31E-5	2,94E-5	5,50E-11	1,61E-9
N-13	2,20E-3	6,96E-5	1,57E-4	1,70E-11	2,66E-9
F-18	7,08E-1	2,25E-2	5,05E-2	1,10E-10	5,55E-6
Ga-68	1,14E-2	3,62E-4	8,15E-4	2,40E-10	1,96E-7
Ge-68 (#)	3,29E-2	1,04E-3	2,34E-3	9,30E-7	2,18E-3
Co-56 (#)	1,08E+0	3,42E-2	7,69E-2	8,50E-7	6,53E-2
Co-57 (#)	1,15E+0	3,64E-2	8,19E-2	1,30E-7	1,06E-2
Mn-54 (#)	1,15E+0	3,65E-2	8,21E-2	6,30E-8	5,18E-3

(*) Coefficienti dosimetrici NCRP-123 Tab. C.2 (Marine surface water Screening Factors SF)

VALUTAZIONE CONCENTRAZIONE TOTALE ALLO SCARICO

Dose all'individuo rappresentativo (uSv/anno)	0,08
---	-------------

2.8 Ipotesi di scarico radioattività per attività RIA direttamente nel sistema fognario

Come già illustrato nella relazione principale, di norma non è previsto lo scarico dei reflui liquidi derivanti dalle attività del Laboratorio di Medicina Nucleare per analisi in vitro di radioimmunologia (RIA), ritenendo più praticabile la raccolta di tali scarti tramite servizio integrato.

Ciononostante, a titolo meramente speculativo, si è voluto valutare l'eventuale impatto ambientale derivante dallo scarico diretto nel sistema fognario di tali reflui.

Considerando che si è valutato che la percentuale di radioattività ripartita tra rifiuti liquidi e solidi è pari a 90% (liquidi) contro 10% (solidi), si ipotizza di scaricare direttamente nel sistema fognario ospedaliero il 90% dell'attività che è possibile impiegare annualmente.

Tabella XXVI-Stima immissione rifiuti liquidi RIA nel sistema fognario cittadino

VALUTAZIONI PER SCARICHI LABORATORIO RIA - IPOTESI SCARICO DIRETTO NEL SISTEMA OSPEDALIERO

NUCLIDE	T _{1/2} (g)	Aimpiego (MBq/anno)	f1 (RIA)	Att tot da RIA diretto (MBq/aa)
I-125	59	150	90%	1,35E+2

VALUTAZIONI SCARICO IN ACQUE SUPERFICIALI - MARE

Portata media oraria rete cittadina (ingresso depuratore)	1.601	mc/h
---	-------	------

NUCLIDE	Att tot scaricata (MBq/anno)	Bq/s al depuratore	Conc media completo mescolamento Bq/m3	SF marine surface water NCRP123 (Sv per Bq/m3) *	uSv/a
I-125	1,35E+2	4,28E+0	9,62E+0	1,40E-8	1,35E-1

(*) Coefficienti dosimetrici NCRP-123 Tab. C.2 (Marine surface water Screening Factors SF)

VALUTAZIONE DOSE ALLA POPOLAZIONE

Dose all'individuo rappresentativo (uSv/anno)	0,1
---	-----

Come si rileva dai dati della Tabella XXVI, la dose all'individuo rappresentativo nel caso di ipotetico scarico dei reflui dovuti all'attività di diagnostica in vitro RIA nel sistema fognario ospedaliero, valutata utilizzando ipotesi ampiamente cautelative, sarebbe priva di rilevanza radiologica, essendo pari a 0,1 uSv/anno.

2.9 Formule di scarico per rifiuti liquidi

Le valutazioni precedenti consentono quindi di affermare che l'immissione di escreti dei pazienti nel sistema fognario direttamente dall'installazione rispetti i criteri di non rilevanza radiologica per entrambi gli scenari presi in considerazione (immissione di effluenti radioattivi nelle acque superficiali marine e impianto di depurazione), con dosi confrontabili.

Per definire la formula di scarico di cui al paragrafo 3.6 lettera c dell'Allegato XIV del D.Lgs. 101/2020 si sono quindi utilizzati i valori più conservativi, scegliendo il minore tra quelli di entrambi gli scenari (colonna nel riquadro verde in Tabella XVI e Tabella XIX); per lo I-125 si è utilizzato il dato in Tabella XXVI.

In particolare la formula di scarico proposta per lo smaltimento in ambiente di effluenti liquidi, compatibile con il criterio di non rilevanza radiologica, è la seguente:

$$\sum_i^n \frac{A_i}{A_{i,10\mu Sv}} < 1$$

Dove:

- A_i (Bq) è la quantità totale di attività che può essere immessa in ambiente direttamente dal Policlinico per l'i-esimo radioisotopo
- $A_{i,10\mu Sv}$ è la quantità di attività dell'i-esimo radionuclide che può comportare una dose efficace all'individuo rappresentativo della popolazione di 10 uSv.

Sulla base delle ipotesi connesse agli scenari studiati, i LIVELLI DI ALLONTANAMENTO PER RIFIUTI LIQUIDI, $A_{i,10\mu Sv}$ sono riportati di seguito:

Tabella XXVII-Livelli di allontanamento proposti per rifiuti liquidi

NUCLIDE	T1/2 (g)	scarico MBq per 10 uSv
C-11	0,01	2,6E+06
Co-56	77	1,7E+02
Co-57	272	1,1E+03
F-18	0,08	7,9E+05
Ga-68	0,05	5,8E+05
Ge-68	271	1,5E+02
I-123	0,55	9,9E+05
I-125	59	1,0E+04
I-131	8,04	2,3E+04
Lu-177	6,47	5,8E+04
Mn-54	312	2,2E+03
N-13	0,01	8,3E+06
Ra-223	11,4	1,3E+03
Sm-153	1,93	1,2E+05
Tc-99m	0,25	2,8E+06
Y-90	2,81	4,4E+04

Da quanto sopra esposto e considerato quanto previsto dal D.Lgs 101/20 (rispetto della non rilevanza radiologica per gli scarichi), la concentrazione dei reflui radioattivi di una singola vasca in scarico (per entrambi gli impianti V1-vasche piccole e V2-Vasche grandi), di per sé non sarà più considerata limitante al fine del rilascio nel sistema fognario, poiché la verifica del rispetto della formula di scarico dovrà essere effettuata in un'ottica annuale, considerando i dati relativi alle attività somministrate ai pazienti interni ed esterni nell'anno di interesse e le attività totali valutate negli scarichi, cumulate per entrambi gli impianti di vasche.

2.10 Radioattività immessa nel sistema fognario dai pazienti presso il loro domicilio

Per quanto riguarda infine l'attività totale annua smaltita all'esterno della struttura sanitaria, di cui al punto 3.8, lettera c), dell'Allegato XIV del D.Lgs. 101/20, per gli esami diagnostici la valutazione può essere eseguita considerando la percentuale di esami effettuati in un anno in regime ambulatoriale (pazienti esterni) rispetto al totale e valutando la frazione di attività eliminata da questi pazienti una volta usciti dal Policlinico. Per le terapie la stima viene eseguita considerando la frazione di attività che viene eliminata dal paziente una volta dimesso dalla Medicina Nucleare.

I risultati della stima delle attività totali smaltite nell'ambiente esterno di ciascun radionuclide impiegato in Medicina Nucleare sono riportati nella Tabella XXVIII, effettuata in maniera analoga a quanto effettuato per il calcolo dell'attività immessa direttamente nel sistema fognario dalla struttura sanitaria.

Tabella XXVIII-Stima immissione escreti nel sistema fognario cittadino

VALUTAZIONE ESCREZIONI PAZIENTI AL PROPRIO DOMICILIO

NUCLIDE	T _{1/2} (g)	A _{somm} (MBq/anno)	% rientro a casa dopo dimissioni	f1(OUT) Casa	Att a domicilio (MBq/aa)
C-11	0,01	10.000	60%	0,2%	9,45E+0
N-13	0,01	74.000	60%	0,0%	1,07E-5
F-18	0,08	3.850.000	60%	2,8%	6,47E+4
Ga-68	0,05	110.000	60%	3,0%	1,98E+3
Tc-99m	0,25	4.500.000	70%	27,0%	8,51E+5
I-123	0,55	60.000	70%	15,8%	6,64E+3
I-131 diagnostica	8,04	5.400	100%	48,8%	2,64E+3
Y-90 sistemico	2,81	80.000	100%	34,5%	2,76E+4
Y-90 topico/loco-regionale	2,81	1.500	100%	9,0%	1,35E+2
Y-90 TARE	2,81	30.000	100%	0,1%	3,00E+1
I-131 kTir ablazione + metastasi	8,04	222.000	100%	7,9%	1,75E+4
I-131 kTir ablazione (basse dosi DH)	8,04	37.000	100%	55,3%	2,05E+4
I-131 IPER ambulatoriale	8,04	22.500	100%	49,0%	1,10E+4
Sm-153	1,93	6.000	100%	20,0%	1,20E+3
Lu-177	6,47	2.000.000	100%	25,9%	5,18E+5
Ra-223	11,43	800	100%	62,5%	5,00E+2

escrezioni urinarie secondo ICRP53/80/106/128 e dati di letteratura
diagnostica per tiroide ablata: dopo 48 ore; permanenza 1 h

3. RIFIUTI RADIOATTIVI SOLIDI (All.XIV 3.5 del D.Lgs 101/20)

Per la descrizione dei rifiuti prodotti, si rimanda alla relazione tecnica principale, paragrafo 8.

I rifiuti solidi provenienti dalla Radiofarmacia, dai settori di Diagnostica e di Terapia Medico Nucleare costituiscono la stragrande maggioranza dei rifiuti solidi potenzialmente contaminati. Questi vengono gestiti secondo una procedura ottimizzata, descritta nella relazione principale, che garantisce lo smaltimento in ambiente in condizioni di non rilevanza radiologica.

Oltre ai rifiuti prodotti direttamente presso il Pad. Sommariva, la presenza di pazienti portatori di radioattività presso i vari reparti ospedalieri è fonte di produzione di rifiuti sanitari contenenti materie radioattive o potenzialmente radiocontaminati. Anche in questo caso, da diversi anni è stata implementata una procedura aziendale che consente di gestire tali rifiuti assicurando il decadimento della eventuale radioattività in essi contenuta al di sotto di livelli che garantiscano lo smaltimento in ambiente in condizioni di non rilevanza radiologica.

Nonostante la procedura ottimizzata di gestione dei rifiuti solidi, che comprende anche una puntuale attività di monitoraggio, nelle attività sanitarie non si può escludere che possano sfuggire delle piccole quantità di attività o che comunque possano essere smaltiti in ambiente rifiuti radioattivi con concentrazioni di attività superiori a quelle indicate nella Tabella I-B dell'Allegato I del D.Lgs. 101/20.

Pertanto, di seguito vengono effettuate le valutazioni circa l'impatto ambientale di tale smaltimento nell'ambiente.

3.1 Radioattività contenuta nei rifiuti solidi

Di seguito si riporta una valutazione approssimata e decisamente molto cautelativa delle attività dei vari radionuclidi che potrebbero eventualmente essere presenti nei rifiuti avviati allo smaltimento, ipotizzando che possa sfuggire una frazione pari a 10^{-3} delle attività totali impiegate in un anno (un fattore 10 superiore a quanto solitamente riportato in letteratura, dove viene valutata una frazione pari a 10^{-4} dell'attività totale impiegata per esami di diagnostica e una frazione pari a 10^{-6} delle attività impiegate per terapia [14] per pratiche ottimizzate); l'ipotesi è sicuramente sovradimensionata considerando le procedure di gestione e monitoraggio descritte nella relazione principale.

Si precisa che la valutazione non tiene conto delle impurezze radionuclidiche presenti in tracce praticamente in tutti i radiofarmaci, dal momento che esse rientrano nell'esclusione prevista al punto 9.1, lettera c), dell'Allegato I del D.Lgs. 101/20 e che la loro presenza all'interno dei radiofarmaci è comunque già regolamentata dalla farmacopea e dall'autorizzazione all'immissione in commercio del radiofarmaco. Viceversa, a titolo cautelativo, per le attività di produzione diretta di radiofarmaci (Settore Radiofarmacia), si sono prese in considerazione anche alcune possibili impurezze, in una percentuale pari a 10 volte il limite consentito dalla Farmacopea per i radiofarmaci (quindi pari all'1% del radionuclide di riferimento), poiché per l'attività di produzione di radiofarmaci esse non rientrano nell'esclusione prevista al punto 9.1c dell'Allegato I. Si precisa che di norma i rifiuti provenienti da questa attività e contenenti impurezze vengono intercettati a monte e smaltiti tramite sistema

integrato. La valutazione consente di considerare anche lo smaltimento accidentale di piccole tracce di tali sostanze.

Tabella XXIX-Stima conservativa della radioattività contenuta nei rifiuti solidi da avviare a termodistruzione

STIMA BASATA SU FRAZIONE ATTIVITA' TOTALE PERVENUTA (IMPIEGO ANNUALE)

NUCLIDE	T ^{1/2} (g)	TIPO IMPIEGO	Atot IMPIEGO (MBq/anno)	% NEI RIFIUTI SOLIDI	Atot allo smaltimento COMPLESSIVA (MBq/anno)
C-11	0,014	RADIOFARMACIA	2.000.000	1,00E-03	2,00E+03
N-13	0,007	RADIOFARMACIA	2.000.000	1,00E-03	2,00E+03
F-18	0,08	RADIOFARMACIA	50.000.000	1,00E-03	5,00E+04
Ga-68	0,05	RADIOFARMACIA	600.000	1,00E-03	6,00E+02
Ge-68 (#)	271	RADIOFARMACIA	6.000	1,00E-03	6,00E+00
Co-56 (#)	77	RADIOFARMACIA	500.000	1,00E-03	5,00E+02
Co-57 (#)	272	RADIOFARMACIA	500.000	1,00E-03	5,00E+02
Mn-54 (#)	312	RADIOFARMACIA	500.000	1,00E-03	5,00E+02
C-11	0,014	DIAGN PET	15.000	1,00E-03	1,50E+01
N-13	0,007	DIAGN PET	160.000	1,00E-03	1,60E+02
F-18	0,08	DIAGN PET	4.300.000	1,00E-03	4,30E+03
Ga-68	0,05	DIAGN PET	123.000	1,00E-03	1,23E+02
Tc-99m	0,25	DIAGN CONV	18.000.000	1,00E-03	1,80E+04
I-123	0,55	DIAGN CONV	66.000	1,00E-03	6,60E+01
I-131	8,04	DIAGN CONV	6.000	1,00E-03	6,00E+00
Y-90	2,81	TERAPIA	130.000	1,00E-03	1,30E+02
I-131	8,04	TERAPIA	350.000	1,00E-03	3,50E+02
Sm-153	1,93	TERAPIA	6.000	1,00E-03	6,00E+00
Lu-177	6,47	TERAPIA	2.200.000	1,00E-03	2,20E+03
Ra-223	11,43	TERAPIA	800	1,00E-03	8,00E-01
I-125	59	LABORATORIO	150	1,00E-03	1,50E-01
Tc-99m	0,25	LABORATORIO	62.000	1,00E-03	6,20E+01
F-18	0,08	LABORATORIO	6.000	1,00E-03	6,00E+00

impurezze derivanti da attività di produzione radiofarmaci

3.2 Valutazione di dose assorbita dalla popolazione da rifiuti solidi

La valutazione della dose all'individuo rappresentativo della popolazione dovuta all'immissione in ambiente dei rifiuti solidi è stata effettuata considerando che questi vengono avviati alla termodistruzione e che quindi i contaminanti radioattivi, a seguito dell'incenerimento, possono essere immessi in ambiente sotto forma di rifiuti aeriformi. La valutazione della dose efficace è stata effettuata ipotizzando che tutti gli eventuali rifiuti radioattivi arrivino ad un unico impianto di incenerimento e stimando la concentrazione media annua in aria dei radionuclidi in prossimità dell'inceneritore.

A seguito dello smaltimento in ambiente di rifiuti radioattivi solidi, gli abitanti dei palazzi ubicati in prossimità dell'impianto di termovalorizzazione vengono identificati come individui rappresentativi della popolazione.

Si è utilizzata la metodologia proposta nel documento NCRP123 [8] per il calcolo della concentrazione in aria a seguito dell'emissione da parte di un camino posizionato su un edificio isolato, utilizzando i relativi fattori di screening (SF), e descritta anche da AIFM2021 [14], con le seguenti ipotesi: si ipotizza che durante l'emissione dei contaminanti non vi sia interferenza da parte dell'edificio che ospita il camino, che la velocità media annua del vento nella zona di interesse sia di 2 m/s, che la frazione di tempo in cui il vento soffia verso il punto considerato sia di 0,25, che il camino dell'inceneritore abbia un'altezza di 70 m e che il coefficiente di diffusione gaussiano sia pari a 10^{-5} m^{-2} (coefficiente riportato sull'NCRP 123 per un camino di 70 m e per distanze tra 100 m e 1 km dal camino). Si rimanda ai documenti tecnici per la descrizione del calcolo.

VALUTAZIONE DOSE DERIVANTE DA TERMODISTRUZIONE DI RIFUTI SOLIDI

Altezza del punto di immissione	70	m
Altezza dell'edificio che ospita il camino	25	m
Frazione di tempo con vento che soffia verso il recettore	0,25	
Velocità del vento	2	m/s
Distanza del recettore dal punto di rilascio	100	m
P coefficiente di diffusione gaussiano recettore a 100 m	1,00E-05	m ⁻²

I risultati delle valutazioni delle concentrazioni medie di attività entro 1 km dall'inceneritore e delle relative dosi efficaci annue all'individuo rappresentativo della popolazione sono riportati nella Tabella XXX (le diverse tipologie di impiego, riga per riga, corrispondono a quelle della tabella precedente), dalla quale si può concludere che **la dose efficace annua all'individuo rappresentativo della popolazione, derivante dall'incenerimento di rifiuti sanitari solidi, risulta priva di rilevanza radiologica**, anche supponendo che tutti gli eventuali rifiuti radioattivi vengano inceneriti in un unico impianto. Si rammenta che l'ipotesi di partenza era stata volutamente sovradimensionata.

Tabella XXX-Stima dose efficace impegnata individuo rappresentativo per termodistruzione rifiuti solidi

NUCLIDE	Atot allo smaltimento COMPLESSIVA (MBq/anno)	Attività immessa in ambiente (Bq/s)	Concentrazione media (Bq/m ³)	Coefficiente S.F. totale (Sv/Bq/m ³) *	Att finale (uSv/aa)
C-11	2,00E+03	6,34E+01	7,93E-05	1,50E-06	1,19E-04
N-13	2,00E+03	6,34E+01	7,93E-05	9,70E-07	7,69E-05
F-18	5,00E+04	1,59E+03	1,98E-03	4,10E-06	8,13E-03
Ga-68	6,00E+02	1,90E+01	2,38E-05	3,00E-06	7,13E-05
Ge-68 (#)	6,00E+00	1,90E-01	2,38E-07	1,30E-02	3,09E-03
Co-56 (#)	5,00E+02	1,59E+01	1,98E-05	1,60E-02	3,17E-01
Co-57 (#)	5,00E+02	1,59E+01	1,98E-05	2,10E-03	4,16E-02
Mn-54 (#)	5,00E+02	1,59E+01	1,98E-05	9,70E-03	1,92E-01
C-11	1,50E+01	4,76E-01	5,95E-07	1,50E-06	8,92E-07
N-13	1,60E+02	5,07E+00	6,34E-06	9,70E-07	6,15E-06
F-18	4,30E+03	1,36E+02	1,70E-04	4,10E-06	6,99E-04
Ga-68	1,23E+02	3,90E+00	4,88E-06	3,00E-06	1,46E-05
Tc-99m	1,80E+04	5,71E+02	7,13E-04	1,60E-06	1,14E-03
I-123	6,60E+01	2,09E+00	2,62E-06	7,30E-06	1,91E-05
I-131	6,00E+00	1,90E-01	2,38E-07	2,80E-02	6,66E-03
Y-90	1,30E+02	4,12E+00	5,15E-06	2,80E-04	1,44E-03
I-131	3,50E+02	1,11E+01	1,39E-05	2,80E-02	3,88E-01
Sm-153	6,00E+00	1,90E-01	2,38E-07	5,60E-05	1,33E-05
Lu-177	2,20E+03	6,98E+01	8,72E-05	1,50E-04	1,31E-02
Ra-223	8,00E-01	2,54E-02	3,17E-08	5,60E-02	1,78E-03
I-125	1,50E-01	4,76E-03	5,95E-09	5,20E-02	3,09E-04
Tc-99m	6,20E+01	1,97E+00	2,46E-06	1,60E-06	3,93E-06
F-18	6,00E+00	1,90E-01	2,38E-07	4,10E-06	9,75E-07

(*) Coefficienti dosimetrici NCRP-123 - Table B.1 (Air screening factors SF)

(#) impurezze derivanti da attività di produzione radiofarmaci

VALUTAZIONE DOSE EFFICACE

Dose all'individuo rappresentativo (uSv/anno)	1,0
---	-----

3.3 Livelli di allontanamento per rifiuti solidi

Ai fini dell'ottimizzazione, per quanto riguarda la concentrazione di attività nei rifiuti solidi, tenuto conto anche di quanto indicato al punto 8.4 dell'Allegato 1_rev del D.Lgs. 101/2020, si propongono i livelli di allontanamento indicati in Tabella XXXI in termini di concentrazione di attività.

Per i livelli di allontanamento proposti si fa presente che molti di essi corrispondono a quelli contenuti nella Tabella A parte I della Direttiva 59/2013, che sono ricavati dai modelli presenti nella pubblicazione IAEA 2005 [10] anche ripresi dalla pubblicazione IAEA 2014 [11] e che identificano

al di là di ogni ragionevole dubbio i “valori di concentrazione di attività ai fini dell'esenzione o dell'allontanamento di materiali che possono essere applicati automaticamente a qualsiasi volume e tipo di materiale solido”: tali valori garantiscono pertanto, sotto ogni possibile condizione, il rispetto della non rilevanza radiologica anche per elevate volumetrie di materiale prodotto.

Di seguito si valuta l'ipotesi di allontanare in un anno un certo numero ipotetico e volutamente sovradimensionato di contenitori con le concentrazioni di attività riportate in Tabella XXXI. Si è ipotizzato che per ciascun radionuclide impiegato in diagnostica o in terapia vengano smaltiti tre contenitori per ogni paziente cui potrebbero essere somministrate nell'arco di un anno le attività autorizzate (4 per il Tc-99m, per tener conto anche dei rifiuti raccolti in camera calda e nel reparto di MN). Per le attività di radiofarmacia, invece, si sono ipotizzati due contenitori al giorno di F-18 e uno alla settimana per i restanti radionuclidi autorizzati (C-11, N-13, Ga-68). Per le attività di laboratorio, un contenitore alla settimana per ciascun radionuclide. Si ipotizza un peso medio di 5 kg per biobox.

Ipotizzando sempre che per questi rifiuti il destino finale sia la termodistruzione, in Tabella XXXII e Tabella XXXIII vengono riportate, oltre che le stime delle possibili attività totali annue smaltite in ambiente, anche la stima della dose efficace all'individuo rappresentativo della popolazione, ottenuta utilizzando lo stesso metodo di calcolo già descritto.

Tabella XXXI-Livelli di allontanamento proposti per rifiuti solidi

NUCLIDE	T _{1/2} (g)	Conc Rif solidi kBq/kg
C-11	0,014	10
Co-56	77,2	0,1
Co-57	272	1
F-18	0,083	10
Ga-68	0,047	10
Ge-68	270,8	10
I-123	0,6	100
I-125	59	100
I-131	8,0	10
Lu-177	6,5	100
Mn-54	312	0,1
N-13	0,007	10
Ra-223	11,4	1
Sm-153	1,9	100
Tc-99m	0,3	100
Y-90	2,8	1.000

Tabella XXXII-Valutazioni per tutti i contenitori per rifiuti solidi con concentrazione pari al livello di allontanamento – attività totale smaltita

NUCLIDE	T _{1/2} (g)	TIPO IMPIEGO	n. biobox/anno	Conc att kBq/kg	Atot allo smaltimento (MBq/anno)
C-11	0,014	RADIOFARMACIA	52	10	2,60E+00
N-13	0,007	RADIOFARMACIA	52	10	2,60E+00
F-18	0,08	RADIOFARMACIA	260	10	1,30E+01
Ga-68	0,05	RADIOFARMACIA	52	10	2,60E+00
Ge-68 (#)	271	RADIOFARMACIA	52	10	2,60E+00
Co-56 (#)	77	RADIOFARMACIA	260	0,1	1,30E-01
Co-57 (#)	272	RADIOFARMACIA	260	1	1,30E+00
Mn-54 (#)	312	RADIOFARMACIA	260	0,1	1,30E-01
C-11	0,014	DIAGN PET	150	10	7,50E+00
N-13	0,007	DIAGN PET	600	10	3,00E+01
F-18	0,08	DIAGN PET	31.200	10	1,56E+03
Ga-68	0,05	DIAGN PET	1.800	10	9,00E+01
Tc-99m	0,25	DIAGN CONV	31.200	100	1,56E+04
I-123	0,55	DIAGN CONV	780	100	3,90E+02
I-131	8,04	DIAGN CONV	72	10	3,60E+00
Y-90	2,81	TERAPIA	96	1000	4,80E+02
I-131	8,04	TERAPIA	660	10	3,30E+01
Sm-153	1,93	TERAPIA	6	100	3,00E+00
Lu-177	6,47	TERAPIA	780	100	3,90E+02
Ra-223	11,43	TERAPIA	360	1	1,80E+00
I-125	59	LABORATORIO	52	100	2,60E+01
Tc-99m	0,25	LABORATORIO	52	100	2,60E+01
F-18	0,08	LABORATORIO	52	10	2,60E+00

(#) impurezze derivanti da attività di produzione radiofarmaci

Tabella XXXIII-Valutazioni per tutti i contenitori per rifiuti solidi con concentrazione pari al livello di allontanamento – dose individuo rappresentativo per termodistruzione

NUCLIDE	Atot allo smaltimento COMPLESSIVA (MBq/anno)	Attività immessa in ambiente (Bq/s)	Concentrazion e media (Bq/m3)	Coefficiente S.F. totale (Sv/Bq/m3) *	Att finale (uSv/aa)
C-11	2,60E+00	8,24E-02	1,03E-07	1,50E-06	1,55E-07
N-13	2,60E+00	8,24E-02	1,03E-07	9,70E-07	1,00E-07
F-18	1,30E+01	4,12E-01	5,15E-07	4,10E-06	2,11E-06
Ga-68	2,60E+00	8,24E-02	1,03E-07	3,00E-06	3,09E-07
Ge-68 (#)	2,60E+00	8,24E-02	1,03E-07	1,30E-02	1,34E-03
Co-56 (#)	1,30E-01	4,12E-03	5,15E-09	1,60E-02	8,24E-05
Co-57 (#)	1,30E+00	4,12E-02	5,15E-08	2,10E-03	1,08E-04
Mn-54 (#)	1,30E-01	4,12E-03	5,15E-09	9,70E-03	5,00E-05
C-11	7,50E+00	2,38E-01	2,97E-07	1,50E-06	4,46E-07
N-13	3,00E+01	9,51E-01	1,19E-06	9,70E-07	1,15E-06
F-18	1,56E+03	4,95E+01	6,18E-05	4,10E-06	2,54E-04
Ga-68	9,00E+01	2,85E+00	3,57E-06	3,00E-06	1,07E-05
Tc-99m	1,56E+04	4,95E+02	6,18E-04	1,60E-06	9,89E-04
I-123	3,90E+02	1,24E+01	1,55E-05	7,30E-06	1,13E-04
I-131	3,60E+00	1,14E-01	1,43E-07	2,80E-02	4,00E-03
Y-90	4,80E+02	1,52E+01	1,90E-05	2,80E-04	5,33E-03
I-131	3,30E+01	1,05E+00	1,31E-06	2,80E-02	3,66E-02
Sm-153	3,00E+00	9,51E-02	1,19E-07	5,60E-05	6,66E-06
Lu-177	3,90E+02	1,24E+01	1,55E-05	1,50E-04	2,32E-03
Ra-223	1,80E+00	5,71E-02	7,13E-08	5,60E-02	4,00E-03
I-125	2,60E+01	8,24E-01	1,03E-06	5,20E-02	5,36E-02
Tc-99m	2,60E+01	8,24E-01	1,03E-06	1,60E-06	1,65E-06
F-18	2,60E+00	8,24E-02	1,03E-07	4,10E-06	4,23E-07

(*) Coefficienti dosimetrici NCRP-123 - Table B.1 (Air screening factors SF)

(#) impurezze derivanti da attività di produzione radiofarmaci

VALUTAZIONE DOSE

Dose all'individuo rappresentativo (uSv/anno)	0,1
---	-----

Anche in questa ipotesi, si può concludere che **la dose efficace annua all'individuo rappresentativo della popolazione, derivante dall'incenerimento di rifiuti sanitari solidi, risulta priva di rilevanza radiologica**, anche supponendo che tutti gli eventuali rifiuti radioattivi vengano inceneriti in un unico impianto.

Le valutazioni precedenti consentono quindi di affermare che **i livelli di allontanamento proposti per lo smaltimento in ambiente di rifiuti solidi per termodistruzione soddisfano ampiamente il criterio di non rilevanza radiologica.**

4. RIFIUTI RADIOATTIVI AERIFORMI (All.XIV 3.6 del D.Lgs 101/20)

Per la descrizione dei rifiuti aeriformi prodotti si rimanda alla relazione tecnica principale, paragrafo 8.

Nonostante i sistemi di contenimento e di filtrazione previsti, non si può escludere che possano sfuggire effluenti aeriformi, pertanto, di seguito vengono effettuate le valutazioni circa l'impatto ambientale di tale smaltimento nell'ambiente.

4.1 Radioattività contenuta nei rifiuti aeriformi

Si ipotizza, in modo cautelativo, che una certa frazione delle attività massime impiegate venga rilasciata in ambiente come contaminazione aeriforme e si considera la presenza di sistemi di contenimento nei moduli e nelle celle della radiofarmacia e dei sistemi di filtrazione delle celle di manipolazione e dell'impianto di condizionamento del Padiglione Sommariva, come di seguito descritto.

Per le attività di diagnostica e di terapia (ad esclusione dello I-131) si ipotizza che una frazione pari a 10^{-5} delle attività massime manipolate nell'anno possa essere emessa come rifiuti gassosi.

Per la terapia con I-131, più volatile, si è considerata una frazione pari a 10^{-4} dell'attività massima manipolata nell'anno (in letteratura viene riportato che una frazione variabile dell'attività somministrata viene emessa in forma organica con l'aria espirata dal paziente [15]). Si consideri che solitamente il radioiodio viene somministrato per via orale sotto forma di capsule.

Per le attività di radiofarmacia, per le quali le sintesi avvengono mediante moduli chimici automatizzati posizionati all'interno di celle schermate e sigillate, è possibile che le attività espulse come rifiuti radioattivi gassosi nell'aria delle celle possano essere maggiori, nonostante i sistemi di intrappolamento comunque presenti sui moduli, per via delle elaborazioni chimiche effettuate. Si è ipotizzato cautelativamente che una frazione pari all'1% delle attività massime annue impiegate nel settore sfugga ai sistemi di intrappolamento presenti nelle celle di sintesi e venga rilasciata come contaminazione aeriforme all'interno della cella.

Si è considerato che nelle celle di manipolazione e nei canali di estrazione aria sono presenti sistemi di filtrazione (HEPA+carboni attivi), per ciascuno dei quali si considera che solo il 5% della radioattività venga emessa in atmosfera e il resto rimanga nei filtri (per le celle della radiofarmacia il potere di filtrazione diventa quindi $5\% * 5\% = 0,25\%$).

Infine si è considerata la possibile emissione di Ar-41 dovuto a fenomeni di attivazione dell'aria, prevista per un quantitativo pari a 0,37 MBq per RUN di F-18 [17], quindi, considerando il massimo carico di lavoro complessivo del ciclotrone pari a 60.000 ore/anno, è stato ipotizzato un doppio run dual beam al giorno ogni giorno per 50 settimane (estremamente sovradimensionato). Trattandosi di gas nobile, si è ipotizzato che non venga trattenuto dai sistemi di filtrazione.

Sulla base delle considerazioni di cui sopra, in Tabella XXXIV si riassumono le stime dell'attività rilasciata sotto forma di effluenti radioattivi aeriformi all'anno, insieme ai dati impiegati.

Tabella XXXIV- Dati per emissioni effluenti aeriformi

	<i>Settore Diagnostica Convezio</i>								<i>Settore Ciclotrone/Radiofarmacia</i>	
RADIONUCLIDE	Tc-99m	I-123	I-131	C-11	N-13	F-18	Ga68	Ar-41		
ATTIVITA' ANNUA RICHIESTA (MBq)	18.000.000	66.000	6.000	2.000.000	2.000.000	50.000.000	600.000	NA		
MAX ATTIVITA' DETENUTA (MBq)	100.000	2.000	800	100.000	11.000	350.000	2.220	NA		
RADIAZIONE	γ	γ	β, γ	β, γ	β, γ	β, γ	β, γ	β, γ		
T1/2 (g)	0,25	0,55	8,04	0,01	0,007	0,076	0,047	0,076		
PERCENTUALE RILASCIO IN AMBIENTE	1,0E-05	1,0E-05	1,0E-05	1,0E-02	1,0E-02	1,0E-02	1,0E-02	100%		
PERCENTUALE RILASCIO DOPO FILTRI	5%	5%	5%	0,25%	0,25%	0,25%	0,25%	100%		
EFFLUENTI AERIFORMI ANNO (MBq)	9,0E+00	3,3E-02	3,0E-03	5,0E+01	5,0E+01	1,3E+03	1,5E+01	3,7E+02		

	<i>Settore PET/TC</i>				<i>Settore Terapia</i>					
RADIONUCLIDE	C-11	N-13	F-18	Ga68	Y-90	I-131	Sm-153	Lu-177	Ra-223	
ATTIVITA' ANNUA RICHIESTA (MBq)	15.000	160.000	4.300.000	123.000	130.000	350.000	6.000	2.200.000	800	
MAX ATTIVITA' DETENUTA (MBq)	600	800	450	350	6.000	25.000	3.000	40.000	30	
RADIAZIONE	β, γ	β, γ	β, γ	β, γ	β	β, γ	β, γ	β, γ	α, γ	
T1/2 (g)	0,01	0,01	0,08	288,00	2,7	8,04	1,95	6,73	11,40	
PERCENTUALE RILASCIO IN AMBIENTE	1,0E-05	1,0E-05	1,0E-05	1,0E-05	1,0E-05	1,0E-04	1,0E-05	1,0E-05	1,0E-05	
PERCENTUALE RILASCIO DOPO FILTRI	5%	5%	5%	5%	5%	5%	5%	5%	5%	
EFFLUENTI AERIFORMI ANNO (MBq)	7,5E-03	8,0E-02	2,2E+00	6,2E-02	6,5E-02	1,8E+00	3,0E-03	1,1E+00	4,0E-04	

	<i>Laboratorio MN uPET</i>		
RADIONUCLIDE	I-125	Tc-99m	F-18
ATTIVITA' ANNUA RICHIESTA (MBq)	150	62.000	6.000
MAX ATTIVITA' DETENUTA (MBq)	40	370	240
RADIAZIONE	γ	γ	β, γ
T1/2 (g)	60,10	0,25	0,076
PERCENTUALE RILASCIO IN AMBIENTE	1,0E-05	1,0E-05	1,0E-05
PERCENTUALE RILASCIO DOPO FILTRI	100%	100%	100%
EFFLUENTI AERIFORMI ANNO (MBq)	1,5E-03	6,2E-01	6,0E-02

4.2 Valutazione di dose assorbita dalla popolazione da rifiuti aeriformi

A seguito dello smaltimento in ambiente di rifiuti radioattivi aeriformi, gli abitanti dei palazzi ubicati in prossimità dell'Ospedale vengono identificati come individui rappresentativi della popolazione.

Le valutazioni sono state eseguite utilizzando le indicazioni riportate nella pubblicazione NCRP123 [8], partendo da ipotesi cautelative.

Si è calcolata la concentrazione in aria nei punti di ricezione (entro 100 m dal punto di emissione) a seguito dell'emissione da parte dei camini posizionati sul terrazzo del Pad. Sommariva, utilizzando i relativi fattori di screening (SF), con l'ipotesi che vi sia interferenza da parte di edifici che perturbano il flusso (condizione reale, nelle condizioni in cui la distanza del punto di interesse x sia $x \leq 2.5 \cdot (A_G)^{1/2}$ (dove A_G è il prodotto altezza per larghezza dell'edificio), la distanza $x \leq 100$ m e che il punto di emissione e il punto di ricezione non siano sullo stesso edificio; si sono utilizzati i fattori di screening (air screening factors) di NCRP123. Si rimanda al documento tecnico citato per la descrizione del calcolo.

La concentrazione C entro 100 m dal punto di emissione è stata valutata mediante la seguente relazione:

$$C = \frac{f \cdot Q}{\pi \cdot u \cdot h \cdot K}$$

ove:

- f è la frazione di tempo in cui il vento soffia nella direzione del ricettore, che si assume pari a 0.25
- u è la velocità media del vento, che si assume pari a 2 m/s
- h risulta essere la più piccola tra le dimensioni dell'edificio h_b e h_w , ovvero 12 m
- K è una costante pari a 1 m

Una volta valutate le concentrazioni medie di attività nel punto di ricezione, la verifica della conformità al sistema regolatorio risulta garantita dal rispetto della seguente relazione:

$$\sum_i^n C_i \times SF_i \times 10^6 < 10 \mu Sv$$

dove:

- C_i (Bq/m^3) è la concentrazione media del radionuclide i -esimo nel punto considerato
- SF_i è il fattore di screening ($Sv/Bq/m^3$) riportato sull'NCRP 123 per l' i -esimo radionuclide per il recettore considerato (Tabella 3.1)

I fattori di screening SF_i per il calcolo della dose alla popolazione, in funzione della concentrazione media dei fumi radioattivi, possono essere scomposti nei contributi dovuti a esposizione esterna, inalazione, ingestione di prodotti vegetali, ingestione di prodotti animali (questi ultimi due contributi sono dovuti alla deposizione al suolo dei contaminanti). In via cautelativa si considera la somma di tutti i contributi.

I risultati ottenuti, comprensivi delle concentrazioni di attività di ciascun radionuclide nel punto di ricezione e della dose efficace annua all'individuo rappresentativo della popolazione, sono riportati in Tabella XXXV.

Tabella XXXV- Stima dose efficace impegnata individuo rappresentativo per emissione effluenti aeriformi

RADIONUCLIDE	Settore Diagnostica Convezio, Settore Ciclotrone/Radiofarmacia							
	Tc-99m	I-123	I-131	C-11	N-13	F-18	Ga68	Ar-41
METODO CALCOLO NCRP123 GAUSSIAN PLUME MODEL - WAKE ZONE								
Q (Bq/s) rateo di immissione medio in aria	2,9E-01	1,0E-03	9,5E-05	1,6E+00	1,6E+00	4,0E+01	4,8E-01	1,2E+01
AIR SCREENING FACTORS								
SFi (Sv/Bq/m3) - Tabella B.1	1,6E-06	7,6E-06	2,8E-02	1,5E-06	9,7E-07	4,1E-06	3,0E-06	1,5E-06
Concentrazione C (Bq/m3) a distanza < 100 m:	9,5E-04	3,5E-06	3,2E-07	5,3E-03	5,3E-03	1,3E-01	1,6E-03	3,9E-02
Dose efficace individuo rappresentativo (uSv/anno):	1,5E-03	2,6E-05	8,8E-03	7,9E-03	5,1E-03	5,4E-01	4,7E-03	5,8E-02
Contributo Settore (uSv/anno):	1,0E-02			6,1E-01				

RADIONUCLIDE	Settore PET/TC				Settore Terapia				
	C-11	N-13	F-18	Ga68	Y-90	I-131	Sm-153	Lu-177	Ra-223
METODO CALCOLO NCRP123 GAUSSIAN PLUME MODEL - WAKE ZONE									
Q (Bq/s) rateo di immissione medio in aria	2,4E-04	2,5E-03	6,8E-02	2,0E-03	2,1E-03	5,5E-02	9,5E-05	3,5E-02	1,3E-05
AIR SCREENING FACTORS									
SFi (Sv/Bq/m3) - Tabella B.1	1,5E-06	9,7E-07	4,1E-06	3,0E-06	2,8E-04	2,8E-02	5,6E-05	1,5E-04	5,6E-02
Concentrazione C (Bq/m3) a distanza < 100 m:	7,9E-07	8,4E-06	2,3E-04	6,5E-06	6,8E-06	1,8E-04	3,2E-07	1,2E-04	4,2E-08
Dose efficace individuo rappresentativo (uSv/anno):	1,2E-06	8,2E-06	9,3E-04	1,9E-05	1,9E-03	5,2E+00	1,8E-05	1,7E-02	2,4E-03
Contributo Settore (uSv/anno):	9,6E-04				5,2E+00				

RADIONUCLIDE	Laboratorio MN		uPET
	I-125	Tc-99m	F-18
METODO CALCOLO NCRP123 GAUSSIAN PLUME MODEL - WAKE ZONE			
Q (Bq/s) rateo di immissione medio in aria	4,8E-05	2,0E-02	1,9E-03
AIR SCREENING FACTORS			
SFi (Sv/Bq/m3) - Tabella B.1	5,2E-02	1,6E-06	4,1E-06
Concentrazione C (Bq/m3) a distanza < 100 m:	1,6E-07	6,5E-05	6,3E-06
Dose efficace individuo rappresentativo (uSv/anno):	8,2E-03	1,0E-04	2,6E-05
Contributo Settore (uSv/anno):	8,3E-03		2,6E-05

VALUTAZIONE DOSE EFFICACE

Dose all'individuo rappresentativo (uSv/anno)	5,8
---	-----

4.3 Formule di scarico per rifiuti aeriformi

Le valutazioni precedenti consentono quindi di affermare che **l'immissione di effluenti aeriformi da parte dall'installazione rispetta i criteri di non rilevanza radiologica.**

Per definire la formula di scarico di cui al paragrafo 3.6 lettera c dell'Allegato XIV del D.Lgs. 101/2020 si sono quindi utilizzati i valori riportanti nella Tabella XXXVI.

In particolare la formula di scarico proposta per lo smaltimento in ambiente di effluenti aeriformi, compatibile con il criterio di non rilevanza radiologica, è la seguente:

$$\sum_i^n \frac{A_i}{A_{i,10\mu Sv}} < 1$$

Dove:

- A_i (Bq) è la quantità totale di attività che può essere immessa in ambiente direttamente dal Policlinico per l'i-esimo radioisotopo
- $A_{i,10\mu Sv}$ è la quantità di attività dell'i-esimo radionuclide che può comportare una dose efficace all'individuo rappresentativo della popolazione di 10 uSv.

Sulla base delle ipotesi connesse allo scenario studiato, i LIVELLI DI ALLONTANAMENTO PER RIFIUTI AERIFORMI, $A_{i,10\mu Sv}$ sono riportati di seguito:

Tabella XXXVI-Livelli di allontanamento proposti per rifiuti aeriformi

NUCLIDE	$T^{1/2}$ (g)	scarico (MBq) per 10 uSv
Ar-41	0,076	6,34E+04
C-11	0,014	6,34E+04
F-18	0,08	2,32E+04
Ga-68	0,05	3,17E+04
I-123	0,55	1,25E+04
I-125	59	1,83E+00
I-131	8,04	3,40E+00
Lu-177	6,47	6,34E+02
N-13	0,007	9,81E+04
Ra-223	11,43	1,70E+00
Sm-153	1,93	1,70E+03
Tc-99m	0,25	5,94E+04
Y-90	2,81	3,40E+02

Genova, 26/11/2021

Dott.ssa M.Claudia BAGNARA
 Esperto di Radioprotezione di III grado n.465
 Specialista in Fisica Medica



5. BIBLIOGRAFIA

- [1] ICRP, 2004. ICRP Publication n 94. Release of patients after therapy with unsealed radionuclides. Ann. ICRP 34 (2)
- [2] IAEA, 2009. Release of patients after radionuclide Therapy, Safety Reports Series N°63
- [3] ICRP Publication n.53, Radiation Dose to Patients from Radiopharmaceuticals, 1987
- [4] ICRP Publication n.80, Radiation Dose to Patients from Radiopharmaceuticals, Addendum 2 to ICRP Publication 53, 1999
- [5] ICRP Publication n.106, Radiation Dose to Patients from Radiopharmaceuticals, Addendum3 to ICRP 53, 2007
- [6] ICRP Publication n.119, Compendium of Dose Coefficients based on ICRP Publication 60. Ann. ICRP 41(Suppl.), 2012
- [7] ICRP Publication n.128, Radiation Dose to Patients from Radiopharmaceuticals, A Compendium of Current Information Related to Frequently Used Substances, 2015
- [8] NCRP Report N. 123, Screening models for releases of radionuclides to atmosphere, surface water, and ground, I e II, 1996
- [9] IAEA, 2001. Safety Reports Series No. 19, Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment, http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1103_scr.pdf
- [10] IAEA, 2005. Derivation of Activity Concentration Values for Exclusion, Exemption and Clearance: Safety Reports Series No. 44
- [11] IAEA, 2014. Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: IAEA International Basic Safety Standards. General Safety Requirements Part 3 No. GSR Part 3
- [12] EPA 2019; Federal Guidance Report No. 15. External Exposure to Radionuclides in Air, Water and Soil , US EPA 402-R-19-002, 2019
- [13] M.L. Bartlett, “Estimated dose from diagnostic nuclear medicine patients to people outside nuclear medicine department”, Radiation Protection Dosimetry (2013), vol. 157, 1, pp. 44-5
- [14] AIFM 2021, Comitato per la Radioprotezione. Modalità di valutazione della dose assorbita dall’individuo rappresentativo della popolazione a seguito dello svolgimento di attività di Medicina Nucleare,2021
- [15] F. Sudbrock et al. Exhalation of 131-I after radioiodine therapy: Dosimetric considerations based on measurements in exhaled air, Journal of Environmental Radioactivity, 166 (2017)
- [16] Siemens. Radiation Safety Aspects of the Eclipse Cyclotron, 10150862-810-000-01, 2006
- [17] Siemens. Eclipse Cyclotron Radiation Safety Aspects, 10150862-EPH-000-03, 2009

APPENDICE SORGENTI

RIASSUNTO DI TUTTE LE SORGENTI DI RADIAZIONI **(generatori e materie radioattive)**

*Documento allegato alla all'istanza documentata di nulla osta di categoria A
(relazione tecnica principale: 2021_Modifica_noA_HSM_IMP79-3_Relazione tecnica)*

Per comodità di lettura dei restanti documenti, di seguito vengono riassunte TUTTE le sorgenti di radiazioni (generatori e materie radioattive) oggetto della presente istanza di conversione e modifica del nulla osta, sia quelle soggette a modifica, sia quelle che non sono variate rispetto al nulla osta in essere (per l'evidenza di quelle che sono variate rispetto al precedente nulla osta, si rimanda alla DOMANDA e alla RELAZIONE).

Gli elenchi sono da intendersi sostitutivi di quelli dei precedenti provvedimenti autorizzativi e comprendono quindi TUTTE E SOLE le attività che si intende svolgere.

n.1 ciclotrone Siemens Eclipse HP

Ubicazione: Settore Radiofarmacia - Padiglione Sommariva Piano Fondi Ponente.

Ciclotrone autoschermato, accelerazione di ioni H- da 11 MeV, possibilità di produzione in modalità single o dual beam, target per la produzione di F-18 (dual beam), C-11 e N-13 (single beam); massima corrente al fascio 60 μ A per single beam e 60+60 μ A per dual beam.

Carico di lavoro fino a 60.000 μ A ore/anno.

TABELLA A	
DATI TECNICI CICLOTRONE BIOMEDICALE	
SETTORE RADIOFARMACIA	
Ubicazione	Pad. Sommariva, P1 Fondi Ponente
Tipo di impiego	produzione radionuclidi PET
Marca e modello	SIEMENS ECLIPSE HP
Numero di serie	DV124
Tipo di particelle cariche accelerate	Ioni H ⁺
Energia massima delle particelle cariche accelerate	11 MeV
Corrente massima	Single port: 60 μ A
	Dual port: 60 + 60 μ A
Schermatura	Intrinseca
Produzione di neutroni	SI

n.2 tomografi ibridi PET/TC per diagnostica a emissione di positroni

Ubicazione: Settore Diagnostica PET - Padiglione Sommariva Piano Terra Ponente.

Caratteristiche di massima previste per l'apparecchiatura TC integrata in ogni tomografo PET:

TABELLA B	
DATI TECNICI TOMOGRAFO TC INTEGRATO IN SISTEMA PET/TC	
SETTORE DIAGNOSTICA PET	
Ubicazione	Pad. Sommariva, P Terra Ponente
Tipo di particelle cariche accelerate	elettroni
Tipo di particelle cariche accelerate	elettroni
Tipo di generatore	ad alta frequenza
Energia massima delle particelle cariche accelerate	140 keV
Corrente massima	≤ 800 mA
Potenza generatore RX	≤ 100 kW

n.1 tomografo ibrido SPECT/TC per diagnostica convenzionale (scintigrafie)

Ubicazione: Settore Diagnostica Convenzionale- Padiglione Sommariva Piano Terra Levante.

Caratteristiche di massima previste per l'apparecchiatura TC integrata nel tomografo SPECT:

TABELLA C	
DATI TECNICI TOMOGRAFO TC INTEGRATO IN SISTEMA SPECT/TC	
SETTORE DIAGNOSTICA CONVENZIONALE	
Ubicazione	Pad. Sommariva, P Terra Levante
Tipo di particelle cariche accelerate	elettroni
Tipo di generatore	ad alta frequenza
Energia massima delle particelle cariche accelerate	140 keV
Corrente massima	≤ 800 mA
Potenza generatore RX	≤ 100 kW

n.1 tomografo semplice SPECT per diagnostica convenzionale (scintigrafie)

Nello stesso settore è presente anche una seconda gamma camera SPECT per diagnostica convenzionale (scintigrafie) PRIVA DI GENERATORE DI RADIAZIONI.

Sorgenti non sigillate

TABELLA D – SORGENTI NON SIGILLATE

SETTORE: RADIOFARMACIA		
Pad. Sommariva, Piano Fondi Ponente		
Radionuclide	Attività totale presente (GBq)	Attività totale prodotta o pervenuta in ragione di anno solare (GBq)
C-11	100	2.000
N-13	11	2.000
F-18	350	50.000
Ga-68	2,22	600
Ge-68/Ga-68 #	2,22	6,7

#: generatore di radionuclidi (sorgente sigillata padre/figlio)

SETTORE: DIAGNOSTICA PET/TC		
Pad. Sommariva, Piano Terra Ponente		
Radionuclide	Attività totale presente (MBq)	Attività totale prodotta o pervenuta in ragione di anno solare (MBq)
C-11 *	600	15.000
N-13 *	800	160.000
F-18 *	450	4.300.000
Ga-68 *	350	123.000

*: sotto forma di radiofarmaco



SETTORE: DIAGNOSTICA CONVENZIONALE GAMMACAMERE		
Pad. Sommariva, Piano Terra Levante		
Radionuclide	Attività totale presente (MBq)	Attività totale prodotta o pervenuta in ragione di anno solare (MBq)
Tc-99m	100.000	18.000.000
Mo-99/Tc-99m #	100.000	5.000.000
I-123	2.000	66.000
I-131	800	6.000

#: generatore di radionuclidi (sorgente sigillata padre/figlio)

SETTORE: TERAPIA RADIOMETABOLICA		
Pad. Sommariva, Primo Piano Levante		
Radionuclide	Attività totale presente (GBq)	Attività totale prodotta o pervenuta in ragione di anno solare (GBq)
Y-90	6	130
I-131	25	350
Sm-153	3	6
Lu-177	40	2.200
Ra-223	0,03	0,8

SETTORE: LABORATORIO MEDICINA NUCLEARE		
Pad. Sommariva, Piano Fondi Ponente		
Radionuclide	Attività totale presente (MBq)	Attività totale prodotta o pervenuta in ragione di anno solare (MBq)
I-125	40	150
Tc-99m *	370	62.000

Già denominato Laboratorio RIA

(*) sostanza radioattiva proveniente dal settore diagnostica convenzionale (quantitativi già ricompresi anche in quel settore, qui dettagliati per chiarezza)

SETTORE: LABORATORIO RICERCA PRECLINICA		
Pad. Sommariva, Piano Fondi Levante		
Radionuclide	Attività totale presente (MBq)	Attività totale prodotta o pervenuta in ragione di anno solare (MBq)
F-18 §	240	6.000

Già denominato Laboratorio microPET

(§) sostanza radioattiva proveniente dal settore radiofarmacia (già ricompresa anche in quel settore, qui dettagliata per chiarezza); o sporadicamente altro radionuclide per diagnostica PET, tra quelli autorizzati in radiofarmacia

Sorgenti sigillate

TABELLA E – SORGENTI SIGILLATE DI TARATURA

Radionuclide	Attività totale presente (MBq)	Attività totale prodotta o pervenuta in ragione di anno solare (MBq)
C-14	0,004	0,004
Na-22	10	10
Co-57	1.000	1.000
Co-60	6	6
Ge/Ga-68	500	500
I-129	0,015	0,015
Ba-133	15	15
Cs-137	25	25
Eu-152	0,10	0,10
Am-241	0,07	0,07
Multipicco [^]	0,20	0,20

([^]) miscela per spettrometria gamma contenente tutti o in parte:

Am-241, Cd-109, Co-57, Ce-139, Cr-51, Hg-203, Sn-113, Ba-133, Sr-85, Cs-137, Y-88, Co-60

Genova, 26/11/2021

Dott.ssa M.Claudia BAGNARA

Esperto di Radioprotezione di III grado n.465

Specialista in Fisica Medica



APPENDICE SPECT

RIVALUTAZIONE SCHERMATURE SETTORE DIAGNOSTICA CONVENZIONALE (GAMMA-CAMERE)

Progetto di installazione SPECT/TC

*Documento allegato alla all'istanza documentata di nulla osta di categoria A
(relazione tecnica principale: 2021_Modifica_noA_HSM_IMP79-3_Relazione tecnica)*

1. PREMESSA

L'unica modifica strutturale che si prevede ai locali e aree destinati alle pratiche, rispetto al nulla osta in essere, riguarda il Settore di Diagnostica Convenzionale, ed in particolare la sala diagnostica del nuovo tomografo SPECT/TC. Infatti, poiché quella nuova sarà un'apparecchiatura "ibrida" nella quale sarà presente sia l'inserito SPECT che l'inserito TC, che non è presente nelle due gamma-camere attuali, si è reso necessario rivalutare il progetto dell'installazione, per quanto riguarda la radioprotezione, essendo variata la natura e l'entità del rischio. In particolare, si è evidenziata la necessità di adeguare alcune schermature, come di seguito descritto.

2. DESCRIZIONE DEI LOCALI E DELLE AREE

I soli locali oggetto di modifica sono la Sala Diagnostica n.2 (in cui sarà installata la nuova gamma-camera SPECT/C) e la Sala Comandi (in comune tra questa e l'altra gamma camera SPECT semplice). In SCHEDA D è riportato il layout del progetto nell'area in questione.

Al piano sottostante la Sala Diagnostica 2 sono ubicati i seguenti locali del Piano 1 Fondi-Levante:

- Magazzino rifiuti ospedalieri in attesa di decadimento (zona sorvegliata, chiuso a chiave, occupato occasionalmente e di norma accessibile solamente a personale classificato come esposto della U.O. Medicina Nucleare e U.O. Fisica Sanitaria)
- Locale tecnico (zona di libero accesso, chiuso a chiave, frequentato molto raramente da parte di tecnici manutentori, non esposti)
- Spogliatoio (zona di libero accesso, chiuso a chiave, occupato occasionalmente e accessibile solamente a lavoratori della U.O. Medicina Nucleare, alcuni classificati come non esposti)

Al piano sovrastante la Sala Diagnostica 2 sono ubicati i seguenti locali del Primo Piano-Levante, tutti all'interno della zona controllata del Settore Terapia Radiometabolica, di norma accessibili solamente al personale classificato come esposto della U.O. Medicina Nucleare e U.O. Fisica Sanitaria:

- guardiola/medicheria (occupazione parziale); laboratorio captazioni (occupazione parziale); magazzino (occupazione occasionale).

Pur essendo indicato come "Piano Terra", il settore di Diagnostica Convenzionale si trova in buona parte sopraelevato rispetto al piano strada esterno (ad esempio in corrispondenza della Sala Diagnostica in questione, il davanzale è sopraelevato di almeno 2 m dal piano strada), pertanto ove possibile si è cercato di mantenere l'illuminazione naturale, per migliore confort dei pazienti e dei

lavoratori. Le aree esterne adiacenti la sala diagnostica sono solo di passaggio (occupazione occasionale), peraltro raramente il paziente somministrato all'interno si trova di fronte alla finestra.

3. SORGENTI DI RISCHIO

Si sono considerati i carichi di lavoro richiesti dal Direttore della U.O. Medicina Nucleare per l'attività che si intende effettuare, in termini di radiofarmaci somministrati e di numero e tipologia di esami MN e TC.

Non sono previsti aumenti dei quantitativi di attività di radionuclidi detenuti istantaneamente e impiegati in ragione d'anno, rispetto a quanto già autorizzato con nulla osta attuale, piuttosto si comunica che sono stati stralciati alcuni radionuclidi non più utilizzati da tanti anni: Ga-67, In-111 e Tl-201.

Viene mantenuta la tipologia di attività svolta: preparazione e allestimento di radiofarmaci per diagnostica medico nucleare, somministrazione di radiofarmaci a pazienti, effettuazioni di esami di diagnostica convenzionale con gammacamere, di tipo SPECT e SPECT/TC (unica novità). Al carico radiologico dell'esposizione dovuta alle sostanze radioattive impiegate, viene sommato il contributo di dose dovuto alla radiazione X emessa dal tomografo TC e diffusa dal paziente.

4. ALLESTIMENTI

In base alla pubblicazione ICRP 57 il reparto di diagnostica medico nucleare è considerato "ad alto rischio"; in relazione alle norme UNI 10491, i locali del settore sono da considerare di tipo:

A (ciclo decontaminativo, sala comandi, corridoio, magazzini), B (camera calda, laboratorio marcature, bagni caldi, sale diagnostiche), C (sale somministrazione, sale di attesa).

L'attuale richiesta di modifica di nulla osta, per la pratica in questione, necessita di alcuni semplici adeguamenti negli allestimenti previsti, in particolare per quanto riguarda la sola Sala Diagnostica 1, di seguito descritti. Con tali adeguamenti, gli allestimenti posti in opera sono adeguati al nuovo livello di rischio.

5. SCHERMATURE SPECT/TC

Sono state rivalutate le protezioni delle attuali barriere e calcolate le eventuali protezioni aggiuntive necessarie per rispettare i vincoli di progetto, comprensive sia della radiazione gamma che di quella da RX della TC, sulla base delle nuove ipotesi di lavoro/sorgenti di rischio, sulle dimensioni degli ambienti e sulle caratteristiche costruttive della struttura attuale, nonché sulla possibile disposizione dell'apparecchiatura che verrà installata (presumibilmente analoga a quella attuale).

- Tutte le valutazioni sono state effettuate tenendo conto della attuale destinazione d'uso dei vari locali, adiacenti, soprastanti e sottostanti.
- T Fattore di occupazione: si è tenuto conto della tipologia di presenza di lavoratori o pubblico (permanenza abituale/saltuaria/occasionale), indicativamente 1 (piena), 1/4 (parziale), 1/8 (passaggio pubblico esterno con occupazione saltuaria, il paziente è raramente di fronte alla luce della finestra), 1/16 (occasionale personale esposto), 1/64 (sporadico accesso a locali tecnici).
- Per l'esposizione da radiofarmaci, il fattore d'uso U è posto pari a 1: tutte le barriere sono primarie

in caso di sorgenti radioattive. Per la radiazione X si considerano tutte barriere secondarie (diffusa dal paziente)

Il vincolo di progetto per i vari ambienti P (dose efficace) è stato scelto pari a: 1 mSv/anno per le zone classificate del settore (per ridurre il contributo alla dose ai lavoratori, considerato che è aggiuntivo rispetto alla procedure di lavoro con sorgenti e pazienti), ad esclusione delle zone dove sono presenti i pazienti caldi (accesso lavoratori limitato solo per attività a loro connesse), con 3 mSv/anno; 0,3 mSv/anno per le zone classificate di altri settori, ove possono essere presenti continuativamente i lavoratori (nell'ottica dell'ottimizzazione realizzabile); per le zone di libero accesso al pubblico si è impostato un valore di progetto nominale di massima pari a 0,3 mSv/anno (assimilato al vincolo dose per il pubblico da ICRP103); con l'intenzione di voler ottimizzare ulteriormente, però, si è riusciti ad ottenere valori decisamente più contenuti, soprattutto per le aree esterne al reparto, come si può evidenziare dai risultati riportati nella presente relazione. Si precisa che il Padiglione Sommariva, che si trova interamente all'interno della cinta ospedaliera, è esclusivamente dedicato al reparto medicina nucleare (e attività connesse), di conseguenza la sua frequentazione e il transito da e verso il padiglione è dovuto principalmente alle attività correlate; il progetto consente ragionevolmente di rispettare il limite di dose per il pubblico.

5.1 Modelli di calcolo

Per quanto riguarda i calcoli delle schermature da sorgenti radioattive, si è considerato solamente il contributo da Tc-99m, essendo questo decisamente predominante rispetto ai restanti radionuclidi impiegati nel Settore Diagnostica MN Convenzionale.

- Il progetto delle schermature è stato effettuato considerando, a titolo cautelativo, un carico di lavoro del tomografo TC sovradimensionato rispetto a quanto effettivamente necessario. Si considera che presso la Sala Diagnostica 2 verrà svolto il 50% degli esami, dei quali la metà con associata una scansione TC; si è considerato inoltre, la possibilità di ripetizioni della scansione TC (+20% ad esempio per approfondimenti, esami con contrasto, etc), puramente cautelativo (vedi SCHEDA A):
 - si prevede di effettuare 150 esami scintigrafici a settimana (tra le due sale diagnostiche), di cui 75 presso la Sala Diagnostica 2
 - attività somministrata/paziente: 555 MBq di Tc-99m
 - tempo di attesa pre-esame: 60 minuti
 - durata esame/permanenza paziente nella sala: 30 minuti
 - attività cumulata/anno (corretta per decadimento fisico): 952 GBq*ora/anno
 - si prevede che il 50% delle scintigrafie sia associata ad esame TC
 - parametri esposizione medi esame TC: 140 kVp, 75 mAs/slice, pitch 1, 2 cm spessore fascio, 40 cm scansione; indice ripetizione +20%
 - carico di lavoro RX cumulato: 3510 As/anno
- Per il calcolo delle schermature si sono utilizzate le indicazioni delle “norme di buona tecnica” (ad es. ICRP, IAEA; NCRP) e le pubblicazioni citate.
- Sono stati considerati e cumulati il contributo alla dose dovuto alla radiazione emissiva emergente dal paziente iniettato con radiofarmaco (SPECT) e quello dovuto alla radiazione RX diffusa dal corpo del paziente (TC), considerando per ciascuno i diversi poteri schermati delle barriere.

5.2 Calcoli schermature per contributo SPECT (paziente iniettato con radiofarmaco)

- Per il calcolo dell'attenuazione della radiazione emessa dal Tc-99m (in condizioni di broad beam) si utilizza il metodo degli HVL (strato emivalente) e TVL (strato decivalente), con i parametri indicati nel Radionuclide Information Booklet della Canadian Nuclear Safety Commission [1] per il radionuclide in questione, vedi SCHEDA B
- HVL: half value layer (spessore di un materiale che dimezza l'intensità della dose)
- TVL: tenth value layer (spessore di un materiale che riduce l'intensità della dose a 1/10)

5.3 Calcoli schermature per contributo RX (radiazione diffusa da TC)

- Per l'impatto dosimetrico della radiazione diffusa dal tomografo TC si sono confrontati i dati di esposizione in nostro possesso per i tomografi TC più affini dei maggiori produttori, nonché alcuni dati di letteratura; si è utilizzata una formula semplificata per le isodosi (su piani orizzontali e verticali) in termini di potenze della distanza dall'isocentro e considerato il fit più cautelativo, vedi SCHEDA A
- Per il calcolo dell'attenuazione della radiazione diffusa TC attraverso i diversi materiali, si utilizza il formalismo di Archer [2] con i fattori indicati nel lavoro di Simpkin et al [3]
- Vedi SCHEDA C

5.4 Risultati

Lo schema delle schermature così progettate è riportato nella SCHEDA E (calcoli attenuazione barriere per radiazione emessa dal paziente somministrato con Tc-99m e in ultima colonna il totale dei due contributi: radiazione emessa da paziente + radiazione diffusa da TC) e SCHEDA F (calcoli attenuazione barriere per radiazione X da TC diffusa dal paziente), dove è descritta la barriera esistente (etichettata con le lettere A-B-C..., far riferimento alla planimetria in SCHEDA D), il materiale di cui è costituita e il relativo spessore; viene descritta la schermatura aggiuntiva richiesta, tipicamente in millimetri di piombo (mm Pb agg).

Sala Diagnostica 2 (SPECT/TC)

- La parete confinante con la sala comandi necessita di schermatura aggiuntiva rispetto all'attuale.
- La visiva schermata verso la sala comandi è già adeguata.
- Le restanti pareti sono già adeguate.
- L'attuale porta schermata, verso il corridoio, è già adeguata.
- Le finestre che si affacciano sulla scala di emergenza devono essere chiuse con muratura o schermatura in piombo, a tutta altezza (vedi tabella calcoli schermature).
- Per le altre due finestre (piano rialzato verso ovest - Pad. A) non è strettamente necessario chiuderle completamente, ma è sufficiente garantire la schermatura prescritta fino a 150 cm dal pavimento della sala diagnostica.
- Il soffitto non richiede ulteriore schermatura.
- In generale si prevede di posizionare una schermatura aggiuntiva parziale "a tappeto" a protezione del pavimento della sala diagnostica (indicati solo dimensioni, spessore e posizione indicativi), sulla base delle isodosi dichiarate dal fornitore dell'apparecchiatura che sarà installata.

6. BIBLIOGRAFIA

- [1] CNSC-2018. Radionuclide Information Booklet; ISBN 978-0-660-24178-4 Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC); 2018
- [2] Archer BR et al.; “Diagnostic X-ray shielding Design based on a empirical model of photon attenuation”; Health Physics; 44:507-517; 1983
- [3] Simpkin DA; “Transmission data for shielding diagnostic X-ray facilities”; Health Physics; 68:704-709; 1995

Genova, 26/11/2021

Dott.ssa M.Claudia BAGNARA

Esperto di Radioprotezione di III grado n.465

Specialista in Fisica Medica



SCHEDA A. SPECT/TC: DATI FISICI E CARICO DI LAVORO

SETTORE DIAGNOSTICA MN CONVENZIONALE - CARICO DI LAVORO COMPLESSIVO:

N. esami/giorno: 30 Giorni lavoro/settimana: 5
Carico di lavoro intero settore: 150 esami/settimana 7800 scintigrafie/anno
Radionuclide considerato: **Tc-99m** utilizzato quasi esclusivamente
 Attività somministrata/paziente: 555 MBq cautelativo
 Att. Tc-99m impiegata/anno (GBq): 18.000 GBq (tiene conto di tutte le eluizioni) NULLAOSTA (noA_HSM_IMP79)
Att. Tc-99m somministrata/anno (GBq): 4.329 GBq (solo attività somministrata)

CARICO DI LAVORO PER UNA SOLA GAMMA CAMERA (DIAGNOSTICA 2):

CARICO DI LAVORO RISCHIO RADIOLOGICO PAZIENTI INIETTATI CON RADIOFARMACI:

Carico di lavoro Diagnostica 2: 75 esami/settimana 3900 scintigrafie/anno
Att. somm/anno (GBq) per Diagnostica 2: 2.200 GBq (effettiva somministrazione)
Durata esame: 30 min Rt 0,97 (decadimento durante esame) SI correzione
Attesa pre esame: 60 min Fu 0,89 (decadimento per attesa) SI correzione
Attività cumulata/anno: **952 GBq*ora/anno** con correzioni per decadimento (trascurato escrezione)
LIVELLI DI ESPOSIZIONE DA Tc-99m: (rateo di dose efficace da sorgente puntiforme, trascurato autoassorbimento paziente)
Rateo di dose efficace @1m: **1,85E-05** mSv/h/MBq a 1 m gamma ray effective dose rate @ 1m - Radionuclide Information Booklet (2018)

DATI SCHERMATURE RADIAZIONE GAMMA Tc-99m BROAD BEAM @140 keV

Metodo e dati da: Radionuclide Information Booklet - Canadian Nuclear Safety Commission - CNSC (2018)
 calcolo attenuazione considerando HVL / TVL (HVL2 DA 2°: spessore DA SOMMARE al 1°)

RADIONUCLIDE	mat	g/cm3	HVL mm	HVL2 mm	TVL mm	TVL2 mm	QVL mm	CVL mm
Piombo	Pb	11,36	0,40	0,30	1,10	1,00	0,70	2,10
Calcestruzzo (concrete)	cls	2,35	84	30	151	83	114	234
mattone pieno	brk	1,8	110	39	197	108	149	306
mattone semipieno POROTON® 800	brk8	0,800	247	88	444	244	335	688

mattone impiegato Il lotto 2012: mattone semipieno POROTON® 800 (800 kg/m3 apparente 45% foratura)
 per mattoni: HVL/TVL interpolati in base a densità a partire dai dati per il calcestruzzo

SCHEDA B. MODELLO CALCOLO SCHERMATURE DA GAMMA EMETTITORE (GEOMETRIA BROAD-BEAM)

Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC), Radionuclide Information Booklet, 2018, ISBN 978-0-660-24178-4

Scenario 1: If the thickness of shielding is less than one first HVL, the dose rate can be estimated using the equation below:

$$R = (\Gamma \times A \times 2^{-t/HVL1}) / d^2$$

Scenario 2: If the thickness of shielding is more than one first HVL but less than one first TVL, the dose rate can be estimated using the equation below:

$$R = (\Gamma \times A \times 0.5 \times 2^{-[t-HVL1]/HVL2}) / d^2$$

Scenario 3: If the thickness of shielding is greater than one first TVL, the dose rate can be estimated using the equation below:

$$R = (\Gamma \times A \times 0.1 \times 10^{-[t-TV1]/TVL2}) / d^2$$

Where:		
R	is the dose rate	(μ Sv/h)
Γ	is the gamma ray constant for the source at 1 m	(μ Sv/h per GBq)
A	is the activity of nuclear substance	(GBq)
d	is the distance between the nuclear substance and the location	(m)
t	is the thickness of shielding material, in the direction of travel,* in any shielding wall between the nuclear substance and the location	(mm)
HVL1	is the thickness of shielding material to reduce the unshielded dose rate to one half of the original	(mm)
HVL2	is the thickness of shielding material, in addition to the first HVL, to reduce the dose rate by another half	(mm)
TVL1	is the thickness of shielding material to reduce the unshielded dose rate to one tenth of the original	(mm)
TVL2	is the thickness of shielding material, in addition to the first TVL, to reduce the dose rate by another one tenth	(mm)

* Note: If the radiation is penetrating a shielding wall at an oblique angle, the actual thickness of the shielding will be greater than the thickness of the wall.

Tc-99m

This page has been printed from the Canadian Nuclear Safety Commission's (CNSC) *Radionuclide Information Booklet*. For references to the information provided, consult the booklet available at <http://www.nuclearsafety.gc.ca/eng/resources/radiation/radionuclide-information.cfm>.

Part 1 – RADIONUCLIDE IDENTIFICATION

Chemical symbol: Tc Common name: Technetium Atomic weight: 99 Atomic number: 43

Part 2 – RADIATION CHARACTERISTICS

Physical half-life: 6.01 hours

Radioactive progeny: Tc-99 (half-life = 2.11E+05 years, 100%)

Radiation type	Most abundant emissions (>10 keV, >0.01%)	Most energetic emissions (>10 keV, >0.01%)	Shielding information (mm)
Gamma & X-ray	140.51 keV (89%) 18.37 keV (4.0%) 18.25 keV (2.1%)	142.63 keV (0.019%) 140.51 keV (89%) 20.60 keV (1.2%)	Lead: 1 st HVL = 0.4, 2 nd HVL = 0.3, 1 st TVL = 1.1, 2 nd TVL = 1 Steel: 1 st HVL = 8.1, 2 nd HVL = 5.3, 1 st TVL = 20, 2 nd TVL = 15 Concrete: 1 st HVL = 84, 2 nd HVL = 30, 1 st TVL = 151, 2 nd TVL = 83
Beta(-), Beta(+), electrons	119.47 keV (8.8%) 15.50 keV (2.1%) 137.47 keV (1.1%)	142.05 keV (0.034%) 140.44 keV (0.037%) 139.97 keV (0.19%)	Practical range in glass: 0.2 Practical range in plastic: 0.3

Part 3 – DOSE RATE CONSTANTS AND COEFFICIENTS

External dose

Dose rate to skin from direct contamination: 0.25 mSv/h per kBq/cm²

Gamma ray effective dose rate at 1 m: 1.853E-05 mSv/h per MBq

SCHEDA C. MODELLO CALCOLO SCHERMATURE DA TC (RX DIFFUSA)

Archer BR et al; "Diagnostic X-ray shielding Design based on a empirical model of photon attenuation"; Health Physics, 44:507-517; 1983 - Simpkin DA; "Transmission data for shielding diagnostic X-ray facilities"; Health Physics, 68:704-709; 1995

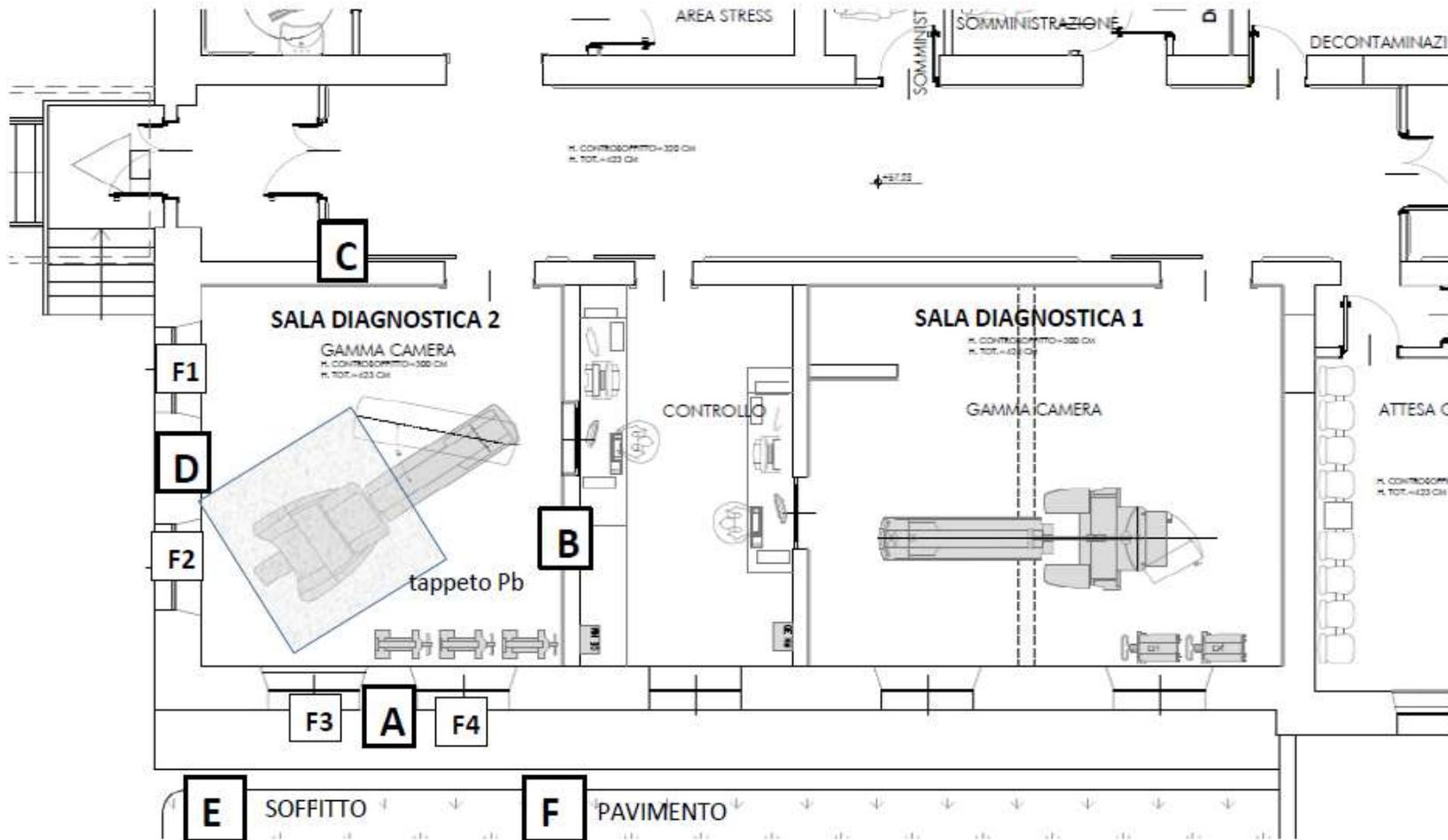
Fattore di trasmissione per una barriera di un dato materiale e spessore x (per un dato tipo di fascio)

$$B = \left[\left(1 + \frac{\beta}{\alpha} \right) e^{\alpha \gamma x} - \frac{\beta}{\alpha} \right]^{\frac{1}{\gamma}} \qquad x = \frac{1}{\alpha \gamma} \ln \left(\frac{B^{-\gamma} + \frac{\beta}{\alpha}}{1 + \frac{\beta}{\alpha}} \right)$$

Per radiazione diffusa (broad beam) TC (140 kVp):

	α	β	γ
piombo (mm)	2,0090	5,9160	0,4018
calcestruzzo cls (cm)	0,3345	0,7476	1,0470

SCHEDA D. LAYOUT PROGETTO MODIFICHE SCHERMATURE SETTORE DIAGNOSTICA CONVENZIONALE (GAMMA CAMERE)



**SCHEDA E. SETTORE DIAGNOSTICA CONVENZIONALE-SALA DIAGNOSTICA 2- CALCOLI SCHERMATURE DA TC-99M
(EMISSIONE DA PAZIENTE)**

Punto di interesse	Dist (m)	Dist_oc (m)	T	P Dose prog. mSv/a	Dose mSv/a NS	B	Barriera	mat	cm	B barr	B res	mm Pb prop.	Schematura aggiuntiva	mm Pb agg.	Dose MN mSv/a	Dose MN+TC mSv/a
A - estemo (da pos 1 a punto accessibile)	2,7	7,7	1/8	0,33	0,04	1,00	muro perimetrale 70 cm cem e pietra (50 cm cls eq)	cls	50	0,000	1,00	0,0			0,00	0,00
A - finestre F3 e F4 (da pos 1 a punto accessibile)	2,7	8,2	1/8	0,33	0,03	1,00	nulla (finesta > 2,2 m su strada)	cls	0	1,000	1,00	0,0	chiudere finestre F3 e F4 con 1 mm Pb o 15 cm mattoni pieni (verificare la consistenza dell'attuale chiusura della finestra F3); fino a 150 cm dal pavimento sala (non necessario a tutta altezza)	1,0	0,00	0,01
B - cabina comandi parete (da pos 2)	2,0	2,5	1	1,00	2,82	0,35	muro in mattone semipieno (10 cm -eq 3,4 cm cls)	cls	3,4	0,755	0,47	0,4	aggiungere 0,5 mm al 1 mm già presente (fino 220 cm dal pavimento sala)	1,5	0,09	0,11
B - cabina comandi visiva (da pos 2)	2,0	2,5	1	1,00	2,82	0,35	già presente vetro Pb 6 mm RX (eq 2,5 mm Pb @140 keV)	Pb	0,25	0,00398	1,00	0,0	OK: già presente vetro Pb 6 mm RX (eq 2,5 mm Pb @140 keV)		0,01	0,01
C - parete corridoio (da pos 1)	4,7	5,0	1/4	1,00	0,18	1,00	muro con doppio strato in mattoni forati (10+10 cm) e intercapedine vuota (10 cm) eq 6,8 cm cls	cls	6,8	0,571	1,00	0,0	OK: già presente 1 mm Pb	1	0,01	0,01
C - porta	4,7	5,0	1/8	1,00	0,09	1,00	già presente 2 mm Pb	Pb	0,2	0,013	1,00	0,0	OK: già presente 2 mm Pb	2	0,00	0,00
D - estemo (da pos 3 a punto accessibile)	2,5	2,8	1/8	0,33	0,28	1,00	muro perimetrale 70 cm cem e pietra (eq 50 cm cls)	cls	50	0,000	1,00	0,0			0,00	0,00
D - finestra F1 (da pos 2 o 3 a punto accessibile passerella)	2,5	3,5	1/8	0,33	0,18	1,00	nulla (il passante sul marciapiede è più basso del muretto)	brk	0	1,000	1,00	0,0	chiudere finestra F1 con 1,5 mm Pb o 20 cm mattoni pieni A TUTTA ALTEZZA	2,0	0,00	0,01
D - finestra F2 (da pos 3 a punto accessibile scala antincendio)	2,5	5,0	1/8	0,33	0,09	1,00	nulla (il passante sul marciapiede è più basso del muretto)	brk	0	1,000	1,00	0,0	chiudere finestra F2 con 1,5 mm Pb o 18 cm mattoni pieni A TUTTA ALTEZZA	1,5	0,00	0,01
E - Soffitto (TRM - guardiola)	3,6	4,1	1	0,33	1,05	0,32	soletta PT-1P (eq 17 cm cls)	cls	17	0,059	1,00	0,00			0,06	0,08
F - Pavimento (deposito rifiuti)	1,2	1,8	1/16	0,33	0,36	0,92	soletta PF-PT (eq 10 cm cls)	cls	10	0,345	1,00	0,00			0,12	0,18
F - Pavimento (deposito rifiuti) diagonale (oltre ±150 cm lato asso)	-	3,2	1/16	0,33	0,11	1,00	soletta PF-PT (eq 10 cm cls)	cls	10	0,345	1,00	0,00			0,04	0,06
F - Pavimento (accesso spogliatoio-locale tecnico)	1,2	1,8	1/64	0,33	0,09	1,00	soletta PF-PT (eq 10 cm cls)	cls	10	0,345	1,00	0,00	schemare porzione pavimento con 0,5 mm Pb ("tappeto" indicativamente da 9 mq: ±1,5 m centrato su isocentro TAC)	0,5	0,01	0,01
F - Pavimento (accesso spogliatoio-locale tecnico) diagonale (oltre ±150 cm lato asso)	-	3,2	1/64	0,33	0,03	1,00	soletta PF-PT (eq 10 cm cls)	cls	10	0,345	1,00	0,00			0,01	0,01

SCHEDA F. SETTORE DIAGNOSTICA CONVENZIONALE-SALA DIAGNOSTICA 2- CALCOLI SCHERMATURE DA TC (DIFFUSA DA PAZIENTE)

Punto di interesse	Dist (m)	Dist_oc c (m)	T	Kerma uGy/As	Dose mSv/a NS	B	Barriera	mat	cm	B barr	B res	mm Pb prop.	Schermatura aggiuntiva	mm Pb agg.	Dose TC mSv/a	Dose MN+TC mSv/a
A - esterno (da pos 1 a punto accessibile)	2,7	7,7	0,13	1,754	0,6	5,6E-01	muro perimetrale 70 cm cem e pietra (50 cm cls eq)	cls	50	0,00	1,00	0,00		0	0,00	0,00
A - finestre F3 e F4 (da pos 1 a punto accessibile)	2,7	8,2	0,13	1,538	0,5	6,3E-01	nulla (finesta > 2,2 m su strada)	cls	0	1,00	0,63	0,06	chiudere finestre F3 e F4 con 1 mm Pb o 15 cm mattoni pieni (verificare la consistenza dell'attuale chiusura della finestra F3); fino a 150 cm dal pavimento sala (non necessario a tutta altezza)	1	0,01	0,01
B - cabina comandi parete (da pos 2)	2,0	2,5	1,00	18,496	50,5	2,0E-02	muro in mattone semipieno (10 cm -eq 3,4 cm cls)	cls	3,4	0,13	0,15	0,31	aggiungere 0,5 mm al 1 mm già presente (fino 220 cm dal pavimento sala)	1,5	0,02	0,11
B - cabina comandi visiva (da pos 2)	2,0	2,5	1,00	18,496	50,5	2,0E-02	già presente vetro Pb 6 mm RX (eq 2,5 mm Pb @140 keV)	Pb	6	0,0000	1,00	0,00	OK: già presente vetro Pb 6 mm RX (eq 2,5 mm Pb @140 keV)	0	0,00	0,01
C - parete corridoio (da pos 1)	4,7	5,0	0,25	4,332	3,0	3,4E-01	muro con doppio strato in mattoni forati (10+10 cm) e intercapedine vuota (10 cm) eq 6,8 cm cls	cls	6,8	0,0357	1,00	0,00	OK: già presente 1 mm Pb	1	0,00	0,01
C - porta	4,7	5,0	0,13	4,332	1,5	6,8E-01	già presente 2 mm Pb	Pb	0,2	0,0009	1,00	0,00	OK: già presente 2 mm Pb	2	0,00	0,00
D - esterno (da pos 3 a punto accessibile)	2,5	2,8	0,13	14,589	5,0	6,7E-02	muro perimetrale 70 cm cem e pietra (eq 50 cm cls)	cls	50	0,0000	1,00	0,00		0	0,00	0,00
D - finestra F1 (da pos 2 o 3 a punto accessibile passerella)	2,5	3,5	0,13	9,143	3,1	1,1E-01	nulla (il passante sul marciapiede è più basso del muretto)	brk	0	1,0000	0,11	0,39	chiudere finestra F1 con 1,5 mm Pb o 20 cm mattoni pieni A TUTTA ALTEZZA	2	0,00	0,01
D - finestra F2 (da pos 3 a punto accessibile scala antincendio)	2,5	5,0	0,13	4,332	1,5	2,3E-01	nulla (il passante sul marciapiede è più basso del muretto)	brk	0	1,0000	0,23	0,23	chiudere finestra F2 con 1,5 mm Pb o 18 cm mattoni pieni A TUTTA ALTEZZA	1,5	0,00	0,01
E - Soffitto (TRM - guardiola)	3,6	4,1	1,00	5,116	14,0	2,4E-02	soletta PT-1P (eq 17 cm cls)	cls	17	0,0011	1,00	0,00		0	0,02	0,08
F - Pavimento (deposito rifiuti)	1,2	1,8	0,06	28,082	4,8	6,9E-02	soletta PF-PT (eq 10 cm cls)	cls	10	0,0117	1,00	0,00		0	0,06	0,18
F - Pavimento (deposito rifiuti) diagonale (oltre ±150 cm lato asso)	-	3,2	0,06	8,641	1,5	2,3E-01	soletta PF-PT (eq 10 cm cls)	cls	10	0,0117	1,00	0,00		0	0,02	0,06
F - Pavimento (accesso spogliatoio-locale tecnico)	1,2	1,8	0,02	28,082	1,2	2,8E-01	soletta PF-PT (eq 10 cm cls)	cls	10	0,0117	1,00	0,00	schermare porzione pavimento con 0,5 mm Pb ("tappeto" indicativamente da 9 mq: ±1,5 m centrato su isocentro TAC)	0,5	0,00	0,01
F - Pavimento (accesso spogliatoio-locale tecnico) diagonale (oltre ±150 cm lato asso)	-	3,2	0,02	8,641	0,4	9,0E-01	soletta PF-PT (eq 10 cm cls)	cls	10	0,0117	1,00	0,00		0	0,00	0,01



SCHEDA G. LEGENDA

<i>Punto di interesse</i>	<i>Descrizione dell'ambiente a valle della barriera</i>
<i>Dist (m)</i>	<i>Distanza tra sorgente (paziente) e barriera</i>
<i>Dist_occ (m)</i>	<i>Posizione del punto occupato più prossimo</i>
<i>T</i>	<i>Fattore d'occupazione</i>
<i>U</i>	<i>Fattore d'uso (sempre =1)</i>
<i>P Dose prog. mSv/a</i>	<i>Dose di progetto (mSv/anno)</i>
<i>Kerma uGy/As</i>	<i>Kerma in aria per radiazione TC nel punto di interesse (isodosi)</i>
<i>Separatamente per contributo MN o TC:</i>	
<i>Dose mSv/a NS</i>	<i>Dose non schermata a valle della barriera (mSv/anno)</i>
<i>B</i>	<i>Fattore di attenuazione richiesto dalla barriera</i>
<i>Pb (mm)</i>	<i>Spessore in mm Pb calcolato per la schermatura aggiuntiva</i>
<i>cls (cm)</i>	<i>Spessore in cm di calcestruzzo calcolato per la schermatura aggiuntiva</i>
<i>mat. pieno (cm)</i>	<i>Spessore in cm di mattoni pieni calcolato per la schermatura aggiuntiva</i>
<i>Poroton-800 (cm)</i>	<i>Spessore in cm di mattoni forati calcolato per la schermatura aggiuntiva</i>
<i>Barriera</i>	<i>Descrizione della barriera esistente</i>
<i>cm</i>	<i>Spessore in cm della barriera esistente</i>
<i>mat</i>	<i>Materiale della barriera esistente</i>
<i>B barr</i>	<i>Fattore di attenuazione fornito dalla barriera già presente</i>
<i>B res</i>	<i>Fattore di attenuazione residuo richiesto dalla schermatura aggiuntiva</i>
<i>mm Pb prop.</i>	<i>Spessore in mm Pb calcolati per la schermatura aggiuntiva</i>
<i>Schermatura aggiuntiva</i>	<i>Descrizione della schermatura aggiuntiva proposta</i>
<i>mm Pb agg.</i>	<i>Spessore in mm Pb della schermatura aggiuntiva proposta</i>
<i>Dose MN mSv/a</i>	<i>Dose residua a valle della barriera+schermatura aggiuntiva (solo contributo MN)</i>
<i>Dose TC mSv/a</i>	<i>Dose residua a valle della barriera+schermatura aggiuntiva (solo contributo TC)</i>
<i>Complessivo:</i>	
<i>Dose MN+TC mSv/a</i>	<i>Dose residua a valle della barriera+schermatura aggiuntiva (contributo radiofarmaco+TC)</i>

APPENDICE TERAPIA

RIVALUTAZIONE SCHERMATURE SETTORE TERAPIA MEDICO NUCLEARE

Variazione carichi di lavoro

*Documento allegato alla all'istanza documentata di nulla osta di categoria A
(relazione tecnica principale: 2021_Modifica_noA_HSM_IMP79-3_Relazione tecnica)*

1. PREMESSA

L'unica modifica che riguarda il Settore di Terapia Medico Nucleare non è strutturale, ma prevede una modifica nella detenzione e impiego dei vari radionuclidi, in particolare un aumento di Lu-177 e Y-90, una sensibile riduzione di I-131 e Sm-153 e la sospensione di Sr-89.

Pertanto si è ritenuto di dover rivalutare le schermature delle sale di degenza protetta, alla luce dei nuovi quantitativi.

La conclusione è che le attuali schermature sono adeguate anche per la nuova tipologia di lavoro.

2. DESCRIZIONE DEI LOCALI E DELLE AREE

Per la rivalutazione delle schermature, si sono prese in considerazione solamente le camere di degenza protetta, in quanto in camera calda le sorgenti vengono manipolate all'interno della cella schermata e negli altri locali la modifica non ha influenza.

In SCHEDA D è riportato il layout del progetto nell'area in questione.

Al piano sottostante le Camere di Degenza Protetta si trova la zona controllata del Settore Diagnostica convenzionale del Piano Terra-Levante e in particolare:

- Sotto alle camere 1 e 2 si trovano la camera calda, il laboratorio marcature, i locali di somministrazione
- Sotto alle camere 3 e 4 e deposito rifiuti radioattivi si trovano le sale d'attesa pazienti caldi, la sala stress e i bagni caldi per i pazienti

Al piano sovrastante le Camere di Degenza Protetta si trova il terrazzo con gli impianti, il cui accesso è regolamentato: solamente per interventi tecnico-manutentivi e previa autorizzazione preventiva.

Il reparto è ubicato al primo piano (rialzato, a circa 7 metri, il perimetro immediatamente adiacente non è di passaggio). La strada e il cortile sottostante le camere di degenza sono oggetto di passaggio sporadico di persone per accesso a impianti tecnici, a distanza superiore a 9 metri: dalle valutazioni effettuate si conferma che non risulta necessario chiudere le finestre con muratura o altre schermature, preferendo agevolare la vivibilità degli ambienti. Le finestre sono bloccate e non è possibile aprirle se non per manutenzioni.

3. SORGENTI DI RISCHIO

Si sono considerati i carichi di lavoro richiesti dal Direttore della U.O. Medicina Nucleare per l'attività che si intende effettuare, in termini di radiofarmaci somministrati e di numero e tipologia di prestazioni di terapia medico nucleare.

Come già indicato, si sono previste variazioni dei quantitativi di radionuclidi impiegati. Viene invece mantenuta la tipologia di attività svolta: preparazione e allestimento di radiofarmaci (compreso l'allestimento di dispositivi medici marcati con Y-90 – sfere per radioembolizzazione), somministrazione di radiofarmaci per terapia MN e gestione di pazienti in terapia MN in regime ambulatoriale o di ricovero in regime di degenza protetta, in modalità di day-hospital o degenza su più giorni.

4. ALLESTIMENTI

In base alla pubblicazione ICRP 57 il reparto di terapia medico nucleare è considerato “ad alto rischio”; in relazione alle norme UNI 10491, i locali sono considerati come zone di tipo:

A (ciclo decontaminativo, area mediche, magazzini, corridoio, laboratorio), C (camere per degenza, bagni caldi, camera calda, deposito rifiuti radioattivi).

L'attuale richiesta di modifica di nulla osta, per la pratica in questione, NON necessita di alcun adeguamento negli allestimenti previsti, che sono già adeguati al nuovo livello di rischio.

5. SCHERMATURE

Sono state rivalutate le protezioni delle attuali barriere e si è concluso che non sono necessarie protezioni aggiuntive per rispettare i vincoli di progetto, anche con le nuove ipotesi di lavoro/sorgenti di rischio, considerate le dimensioni degli ambienti e le caratteristiche costruttive della struttura attuale.

Il Settore di Terapia Medico Nucleare si trova ad un primo piano molto rialzato rispetto al piano strada esterno (nel punto più basso, in corrispondenza della Degenza 4, il davanzale è sopraelevato di circa 7 m dal piano strada), e la zona immediatamente sotto all'edificio non è di passaggio (presenza di aiuole che allontanano i percorsi), pertanto non si rende necessario schermare le finestre, mantenendo l'illuminazione naturale, per migliore confort dei pazienti e dei lavoratori.

- Tutte le valutazioni sono state effettuate tenendo conto della attuale destinazione d'uso dei vari locali, adiacenti, soprastanti e sottostanti.
- Si è tenuto conto della tipologia di presenza di lavoratori o pubblico (permanenza abituale/saltuaria/occasionale). T: Fattore di occupazione, indicativamente 1 (piena), 1/4 (parziale), 1/16 (occasionale), etc.
- Per l'esposizione da radiofarmaci, il fattore d'uso U è posto pari a 1: tutte le barriere sono primarie in caso di sorgenti radioattive.

Il vincolo di progetto per i vari ambienti P (dose efficace) è stato scelto pari a: 1 mSv/anno per le zone classificate del settore (per ridurre il contributo alla dose ai lavoratori, considerato che è aggiuntivo rispetto alla procedure di lavoro con sorgenti e pazienti), ad esclusione delle zone dove

sono presenti i pazienti caldi (accesso lavoratori limitato solo per attività a loro connesse), con 3 mSv/anno; 0,3 mSv/anno per le zone classificate di altri settori (nell'ottica dell'ottimizzazione realizzabile); per le zone di libero accesso al pubblico già a suo tempo si era impostato un valore di progetto pari a 0,3 mSv/anno (assimilato al vincolo dose per il pubblico da ICRP103), riuscendo però ad ottimizzare ulteriormente, ottenendo valori di dose molto più contenuti. Si precisa che il Padiglione Sommariva, che si trova interamente all'interno della cinta ospedaliera, è esclusivamente dedicato al reparto medicina nucleare (e attività connesse), di conseguenza la sua frequentazione e il transito da e verso il padiglione è dovuto principalmente alle attività correlate; il progetto consente ragionevolmente di rispettare il limite di dose per il pubblico.

5.1 Modelli di calcolo

Per quanto riguarda i calcoli delle schermature da sorgenti radioattive, si è considerato il contributo cumulativo da I-131 e da Lu-177, essendo sostanzialmente i due radionuclidi predominanti dal punto di vista della radioprotezione (I-131 più che Lu-177) rispetto ai restanti radionuclidi impiegati nel Settore Terapia MN.

- Il progetto delle schermature è stato rivalutato considerando, a titolo cautelativo, un carico di lavoro delle camere sovradimensionato.
- Sulla base dei quantitativi di sostanze radioattive richieste, si prevede di poter arrivare ad effettuare fino a 640 prestazioni di terapia medico nucleare all'anno (tra ambulatoriali, DH e ricoveri), di cui 60 con I-131 in ricovero e 260 con Lu-177.
- Si considera che presso le Sale Degenza 3 e 4 ("alto rischio") possano essere effettuate le degenze di tutti i pazienti trattati con I-131 (ad esclusione dei trattamenti con radioiodio degli ipertiroidismi, in regime ambulatoriale) e di tutti i pazienti trattati con Lu-177, suddivisi equamente tra le due camere (come se non ci fossero le camere 1 e 2).
- Si considera che presso le Sale Degenza 1 e 2 ("basso rischio") vengano effettuate le degenze di tutti i pazienti trattati con "basse dosi" (DH) di I-131 (ad esclusione dei trattamenti con radioiodio degli ipertiroidismi, in regime ambulatoriale) e la metà delle degenze dei pazienti trattati con Lu-177, suddivisi equamente tra le due camere.
- Per il dettaglio di numeri, tempi e attività si rimanda alla SCHEDA A
- Per il calcolo delle schermature si sono utilizzate le indicazioni delle "norme di buona tecnica" (ad es. ICRP, IAEA; NCRP) e le pubblicazioni citate.
- Sono stati considerati i contributi alla dose cumulata dovuti alla radiazione fotonica emergente dai paziente iniettati con entrambi i radiofarmaci di cui sopra, considerando per ciascuno i diversi poteri schermati delle barriere.

5.2 Calcoli schermature per paziente iniettato con radiofarmaco

- Per il calcolo dell'attenuazione della radiazione fotonica emessa dal paziente (in condizioni di broad beam) si utilizza il metodo degli HVL e TVL, vedi SCHEDA C, tratto da Radionuclide Information Booklet della Canadian Nuclear Safety Commission [1].
- Per lo I-131 si utilizzano i parametri indicati nello stesso Radionuclide Information Booklet, vedi SCHEDA C.
- Per il Lu-177 sono disponibili in letteratura dati di HVL e TVL solamente per il piombo [5],

mentre non sono reperibili per il calcestruzzo. In assenza di tali dati, si è deciso di utilizzare per il Lu-177 i dati di HVL e TVL del In-111, avendo osservato che le caratteristiche della radiazione emessa dai due radionuclidi sono in un certo qual modo assimilabili: entrambi emettono due fotoni gamma con energia nella stessa zona dello spettro (Lu-177/In-111: prima riga 113/171 keV, seconda riga 208/245 keV); per entrambi i radionuclidi i due fotoni emessi hanno più o meno la stessa intensità tra loro (in senso assoluto In-111 ha uno Yield molto più elevato che il Lu-177, ma nei rapporti di intensità per HVL e TVL ciò non influisce); la scelta è probabilmente cautelativa poiché la radiazione emessa da In-111 ha energia maggiore, quindi il potere schermante di una barriera rispetto alla radiazione dell'In-111 sarà assicurato anche per la radiazione emessa dal Lu-177. Vedi SCHEDA C.

5.3 Risultati

Lo schema delle schermature così progettate è riportato nelle varie schede seguenti, dove per ogni tipologia di camera vengono riportate due schede, nella prima i calcoli di attenuazione delle barriere per la radiazione emessa dal paziente somministrato con I-131 (e in ultima colonna il totale dei due contributi) e nella seconda i calcoli di attenuazione delle barriere per la radiazione emessa dal paziente somministrato con Lu-177; in ogni scheda è descritta la barriera esistente (etichettata con le lettere A-B-C..., far riferimento alla planimetria in SCHEDA D), il materiale di cui è costituita e il relativo spessore; viene descritta la schermatura aggiuntiva richiesta, tipicamente in millimetri di piombo (mm Pb agg).

5.3.1 Camere degenza 3 e 4 - alto rischio (gamma alta attività, alfa/beta)

- Camere di degenza protetta, schermate e corredate di bagno a scarico controllato per la raccolta delle deiezioni dei pazienti
- In ciascuna di queste camere è autorizzata la degenza protetta del 50% di tutte le terapie previste con I-131 in ricovero (ordinario o DH) e del 50% di tutte le terapie previste con Lu-177 in ricovero (ordinario o DH); non ci sono limitazioni sul numero di degenze per le terapie con i restanti radionuclidi
- Si conferma l'adeguatezza di tutte le barriere già presenti

5.3.2 Camere degenza 1 e 2 - basso rischio (alfa/beta, gamma a bassa attività)

- Camere di degenza protetta, schermate e corredate di bagno a scarico controllato per la raccolta delle deiezioni dei pazienti
- In ciascuna di queste camere è autorizzata la degenza protetta del 50% delle sole terapie previste con I-131 "a bassa dose" (attività somministrata fino a 1850 MBq) in ricovero (ordinario o DH) e del 20% di tutte le terapie previste con Lu-177 in ricovero (ordinario o DH); non ci sono limitazioni sul numero di degenze per le terapie con i restanti radionuclidi
- Si conferma l'adeguatezza di tutte le barriere già presenti

Genova, 26/11/2021

Dott.ssa M.Claudia BAGNARA
Esperto di Radioprotezione di III grado n.465
Specialista in Fisica Medica



7. BIBLIOGRAFIA

- [1] CNSC-2018. Radionuclide Information Booklet; ISBN 978-0-660-24178-4 Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC); 2018
- [2] Archer BR et al.; “Diagnostic X-ray shielding Design based on a empirical model of photon attenuation”; Health Physics; 44:507-517; 1983
- [3] Simpkin DA; “Transmission data for shielding diagnostic X-ray facilities”; Health Physics; 68:704-709; 1995
- [4] Kusano M ; Caldwell CB; “Dose equivalent rate constants and barrier transmission data for nuclear medicine facility dose calculations and shielding design”; Health Physics; 107:60-72; 2014
- [5] Smith D; Stabin M; “Exposure rate constants and lead shielding values for over 1100 radionuclides”; Health Physics; 102:271-91; 2012
- [6] M.L. Bartlett; “Estimated dose from diagnostic nuclear medicine patients to people outside nuclear medicine department”; Radiation Protection Dosimetry (2013); vol. 157; 1; pp. 44-52
- [7] Hosono M et al; “Manual on the proper use of lutetium-177-labeled somatostatin analogue (Lu-177-DOTA-TATE) injectable in radionuclide therapy (2nd ed.)”; Annals of Nuclear Medicine (2018) 32:217–235

SCHEDA A. TERAPIA MN: DATI FISICI

DATI SCHERMATURE RADIAZIONE GAMMA BROAD BEAM

Metodo e dati da: Radionuclide Information Booklet - Canadian Nuclear Safety Commission - CNSC (2018)
 calcolo attenuazione considerando HVL / TVL (HVL2 DA 2°: spessore da sommare al 1°)

RF1-radionuclide 1: I-131

	mat	g/cm3	HVL mm	HVL2 mm	TVL mm	TVL2 mm	QVL mm	CVL mm
Piombo	Pb	11,36	3,90	3,10	12,20	17,00	7,00	29,20
Calcestruzzo (concrete)	cls	2,35	118,1	50,0	226,2	134,0	168,1	360,2
mattoncino pieno	brk	1,8	154,2	65,3	295,3	174,9	219,5	470,3
mattoncino semipieno POROTON® 800	brk8	0,800	346,9	146,9	664,5	393,6	493,8	1058,1

mattoncino impiegato Il lotto 2012: mattoncino semipieno POROTON® 800 (800 kg/m3 apparente 45% foratura)
 per mattoncini: HVL/TVL interpolati in base a densità a partire dai dati per il calcestruzzo

Rateo di dose efficace @1m:	I-131	5,47E-05	mSv/h/MBq	gamma ray effective dose rate @ 1m - Radionuclide Information Booklet (2018)
Attività impiegata all'anno:	I-131	222.000	MBq	ALTE DOSI-RICOVERO LUNGO
Attività impiegata all'anno:	I-131	37.000	MBq	BASSE DOSI (DH)
Attività impiegata all'anno:	I-131	22.500	MBq	IPER AMBULATORIALI
Tempo di dimezzamento fisico:	I-131	8,0	giorni	
Tempo di dimezzamento efficace:	I-131	0,8	giorni	k-tiroide (Barrington 19,9 h)
Tempo di dimezzamento efficace:	I-131	8,0	giorni	ipertiroidei

RF2-radionuclide 2: Lu-177

	mat	g/cm3	HVL mm	HVL2 mm	TVL mm	TVL2 mm	QVL mm	CVL mm
Piombo	Pb	11,36	0,54	0,65	2,11	2,59	1,19	4,70
Calcestruzzo (concrete)	cls	2,35	85,0	40,0	171,2	105,0	125,0	276,2
mattoncino pieno	brk	1,8	111,0	52,2	223,5	137,1	163,2	360,6
mattoncino semipieno POROTON® 800	brk8	0,800	249,7	117,5	502,9	308,4	367,2	811,3

in assenza di fattori in letteratura per Lu-177, si utilizzano i dati del In-111 (similitudini energie)

Rateo di dose efficace @1m:	Lu-177	5,17E-06	mSv/h/MBq	gamma ray effective dose rate @ 1m - Radionuclide Information Booklet (2018)
Attività impiegata all'anno:	Lu-177	962.000	MBq	DEGENZA-RICOVERO LUNGO
Attività impiegata all'anno:	Lu-177	962.000	MBq	DH
Attività impiegata all'anno:	Lu-177	1.924.000	MBq	TOTALI
Tempo di dimezzamento fisico:	Lu-177	6,7	giorni	
Tempo di dimezzamento efficace:	Lu-177	1,0	giorni	cautelativo (Levart 2019: att. residua circa 40% dopo 6h)

Lu-177 Smith-Stabin (2012)
 In-111 Radionuclide Information Booklet (2018)

SCHEDA B. TERAPIA MN: CARICHI DI LAVORO

CAMERA DEGENZA 1 - BASSO RISCHIO (ALFA-BETA / GAMMA BASSA ATTIVITA')

IPOTIZZO L'IMPIEGO DI MASSIMA PREVISTO PER LE CAMERE 1+2

OGNI CAMERA: 50% TERAPIE IN RICOVERO A BASSA DOSE CON I-131 E 25% TERAPIE CON Lu-177

CARICO DI LAVORO DA:	RF1	I-131			
Durata ricovero	1	giorni	12	ore/paziente	DEGENZA cautelativo
Residence time (h):			10	ore/paziente	TEMPO EFFETTIVO CUMULATO
Impiego della camera (% att. Somm):		I-131	50%	basse dosi	
Attività impiegata:			18.500	MBq/anno	
Attività cumulata:			181.446	MBq*ora/anno	
Massima attività (rateo):	50	mCi	1.850	MBq	paziente terapia alta dose (appena somministrata)
CARICO DI LAVORO DA:	RF2	Lu-177			cautelativo
Durata ricovero	1	giorni	12	ore/paziente	DEGENZA
Residence time (h):			10	ore/paziente	TEMPO EFFETTIVO CUMULATO
Impiego della camera (% att. Somm):		I-131	25%	Alte dosi+basse dosi	
Attività impiegata:			481.000	MBq/anno	
Attività cumulata:			4.877.982	MBq*ora/anno	
Massima attività (rateo):	200	mCi	7.400	MBq	paziente terapia (appena somministrata)

CAMERA DEGENZA 2 - BASSO RISCHIO (ALFA/BETA/GAMMA BASSA ATTIVITA')

IPOTIZZO L'IMPIEGO DI MASSIMA PREVISTO PER LE CAMERE 1+2

OGNI CAMERA: 50% TERAPIE IN RICOVERO A BASSA DOSE CON I-131 E 25% TERAPIE CON Lu-177

CARICO DI LAVORO DA:	RF1	I-131			
Durata ricovero	1	giorni	12	ore/paziente	DEGENZA
Residence time (h):			10	ore/paziente	TEMPO EFFETTIVO CUMULATO
Impiego della camera (% att. Somm):		I-131	50%	basse dosi	
Attività impiegata:			18.500	MBq/anno	
Attività cumulata:			181.446	MBq*ora/anno	
Massima attività (rateo):	50	mCi	1.850	MBq	paziente terapia alta dose (appena somministrata)
CARICO DI LAVORO DA:	RF2	Lu-177			
Durata ricovero	1	giorni	12	ore/paziente	DEGENZA
Residence time (h):			10	ore/paziente	TEMPO EFFETTIVO CUMULATO
Impiego della camera (% att. Somm):		I-131	25%	Alte dosi+basse dosi	
Attività impiegata:			481.000	MBq/anno	
Attività cumulata:			4.877.982	MBq*ora/anno	
Massima attività (rateo):	200	mCi	7.400	MBq	paziente terapia (appena somministrata)

CAMERE DEGENZA 3 E 4 - ALTO RISCHIO (GAMMA ALTA ATTIVITA')

IPOTIZZO DI UTILIZZARE PER TUTTE LE TERAPIE IN RICOVERO LE SOLE CAMERE 3+4 (CAUTELATIVO)

OGNI CAMERA: 50% TUTTE TERAPIE IN RICOVERO CON I-131 E 50% TUTTE TERAPIE CON Lu-177

CARICO DI LAVORO DA:	RF1	I-131			
Durata ricovero	2	giorni	54	ore/paziente	DEGENZA
Residence time (h):			24	ore/paziente	TEMPO EFFETTIVO CUMULATO
Impiego della camera (% att. Somm):		I-131	50%	Alte dosi+basse dosi	
Attività impiegata:			129.500	MBq/anno	
Attività cumulata:			3.151.094	MBq*ora/anno	
Massima attività (rateo):	200	mCi	7.400	MBq	paziente terapia alta dose (appena somministrata)
CARICO DI LAVORO DA:	RF2	Lu-177			
Durata ricovero	1	giorni	30	ore/paziente	DEGENZA
Residence time (h):			20	ore/paziente	TEMPO EFFETTIVO CUMULATO
Impiego della camera (% att. Somm):		I-131	50%	Alte dosi+basse dosi	
Attività impiegata:			962.000	MBq/anno	
Attività cumulata:			19.304.258	MBq*ora/anno	
Massima attività (rateo):	200	mCi	7.400	MBq	paziente terapia (appena somministrata)

SCHEDA C. MODELLO CALCOLO SCHERMATURE DA GAMMA EMETTITORE (GEOMETRIA BROAD-BEAM)

Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC), Radionuclide Information Booklet, 2018, ISBN 978-0-660-24178-4

Scenario 1: If the thickness of shielding is less than one first HVL, the dose rate can be estimated using the equation below:

$$R = (\Gamma \times A \times 2^{-t/HVL1}) / d^2$$

Scenario 2: If the thickness of shielding is more than one first HVL but less than one first TVL, the dose rate can be estimated using the equation below:

$$R = (\Gamma \times A \times 0.5 \times 2^{-[t-HVL1]/HVL2}) / d^2$$

Scenario 3: If the thickness of shielding is greater than one first TVL, the dose rate can be estimated using the equation below:

$$R = (\Gamma \times A \times 0.1 \times 10^{-[t-TV1]/TVL2}) / d^2$$

Where:		
R	is the dose rate	(μ Sv/h)
Γ	is the gamma ray constant for the source at 1 m	(μ Sv/h per GBq)
A	is the activity of nuclear substance	(GBq)
d	is the distance between the nuclear substance and the location	(m)
t	is the thickness of shielding material, in the direction of travel,* in any shielding wall between the nuclear substance and the location	(mm)
HVL1	is the thickness of shielding material to reduce the unshielded dose rate to one half of the original	(mm)
HVL2	is the thickness of shielding material, in addition to the first HVL, to reduce the dose rate by another half	(mm)
TVL1	is the thickness of shielding material to reduce the unshielded dose rate to one tenth of the original	(mm)
TVL2	is the thickness of shielding material, in addition to the first TVL, to reduce the dose rate by another one tenth	(mm)

* Note: If the radiation is penetrating a shielding wall at an oblique angle, the actual thickness of the shielding will be greater than the thickness of the wall.

I-131

This page has been printed from the Canadian Nuclear Safety Commission's (CNSC) *Radionuclide Information Booklet*. For references to the information provided, consult the booklet available at <http://www.nuclearsafety.gc.ca/eng/resources/radiation/radionuclide-information.cfm>.

Part 1 – RADIONUCLIDE IDENTIFICATION

Chemical symbol: I Common name: Iodine Atomic weight: 131 Atomic number: 53

Part 2 – RADIATION CHARACTERISTICS

Physical half-life: 8.03 days

Radioactive progeny: Xe-131 (half-life = 11.84 days, 1%)

Radiation type	Most abundant emissions (>10 keV, >0.01%)	Most energetic emissions (>10 keV, >0.01%)	Shielding information (mm)
Gamma & X-ray	364.49 keV (81.2%) 636.99 keV (7.3%) 284.3 keV (6.1%)	722.91 keV (1.8%) 642.7 keV (0.22%) 636.99 keV (7.3%)	Lead: 1 st HVL = 3.9, 2 nd HVL = 3.1, 1 st TVL = 12, 2 nd TVL = 17 Steel: 1 st HVL = 32, 2 nd HVL = 14, 1 st TVL = 64, 2 nd TVL = 42 Concrete: 1 st HVL = 118, 2 nd HVL = 50, 1 st TVL = 226, 2 nd TVL = 134
Beta(-), Beta(+), electrons	606.31 keV (89.4%) 333.81 keV (7.36%) 45.62 keV (3.5%)	806.87 keV (0.40%) 629.65 keV (0.05%) 606.31 keV (89.4%)	Practical range in glass: 0.9 Practical range in plastic: 1.6

Part 3 – DOSE RATE CONSTANTS AND COEFFICIENTS

External dose

Dose rate to skin from direct contamination: 1.6 mSv/h per kBq/cm²

Gamma ray effective dose rate at 1 m: 5.471E-05 mSv/h per MBq

Lu-177

Half-life	Type of decay	Maximum energy (MeV) of β rays and percentage emitted	Photon energy (MeV) and percentage emitted	Percentage of internal conversion electrons emitted	Effective dose rate constant ($\mu\text{Sv}\cdot\text{m}^2\cdot\text{MBq}^{-1}\cdot\text{h}^{-1}$)
6.647 days	β^-	0.176–12.2% 0.385–9.1% 0.498–78.6% Other	0.113–6.4% 0.208–11.0% Other 0.0555–4.5% Hf-K α 0.0637–1.2% Hf-K β	14.5% 0.73%	0.00517

Cited from Radioisotope Pocket Data Book (11th ed.), Japan Radioisotope Association, 2011

Caratteristiche radiometriche attribuite a Lu-177 (vedi testo)

In-111

This page has been printed from the Canadian Nuclear Safety Commission's (CNSC) *Radionuclide Information Booklet*. For references to the information provided, consult the booklet available at <http://www.nuclearsafety.gc.ca/eng/resources/radiation/radionuclide-information.cfm>.

Part 1 – RADIONUCLIDE IDENTIFICATION

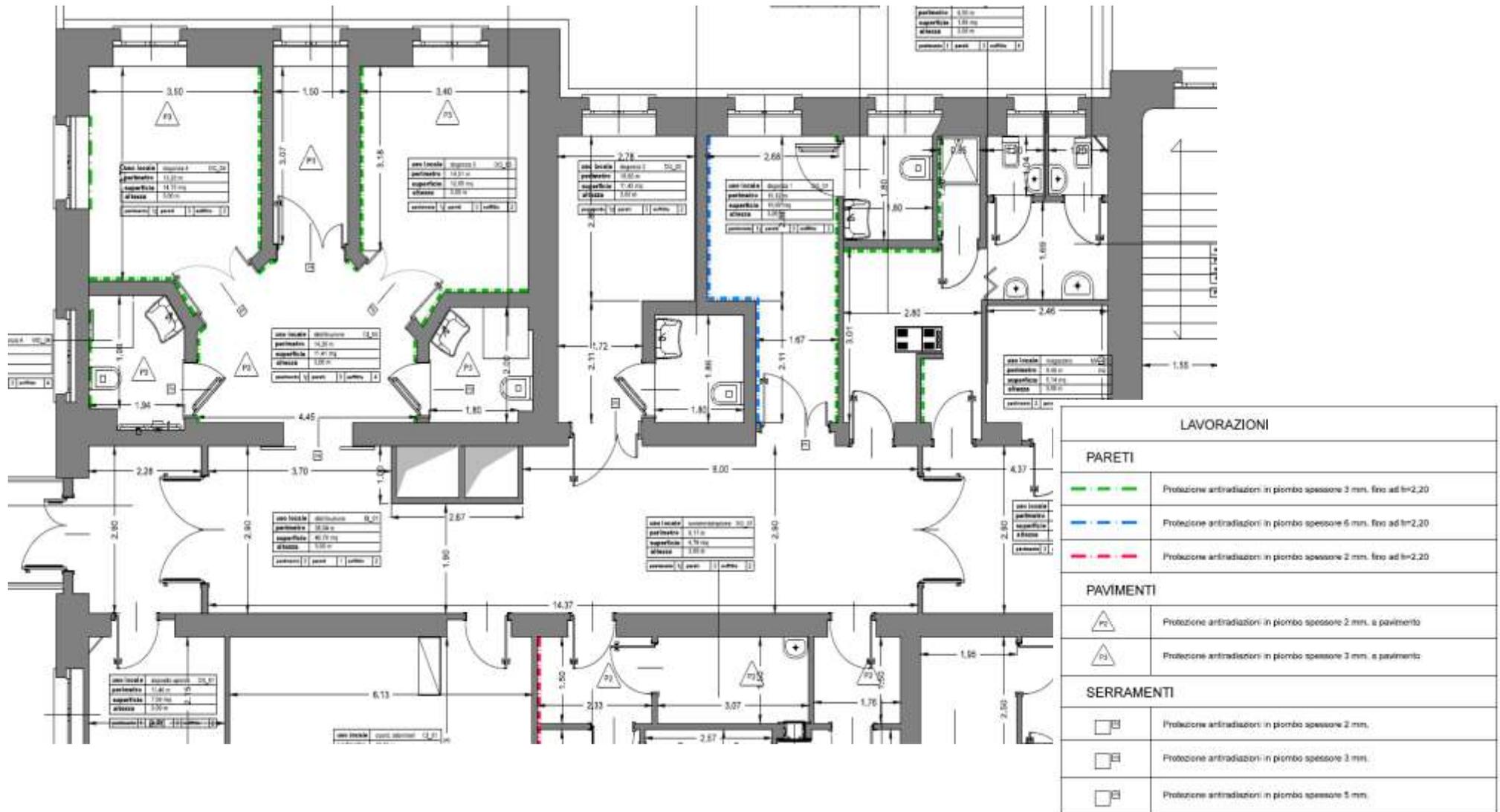
Chemical symbol: In	Common name: Indium	Atomic weight: 111	Atomic number: 49
---------------------	---------------------	--------------------	-------------------

Part 2 – RADIATION CHARACTERISTICS

Physical half-life: 2.80 days

Radiation type	Most abundant emissions (>10 keV, >0.01%)	Most energetic emissions (>10 keV, >0.01%)	Shielding information (mm)
Gamma & X-ray	245.35 keV (94.1%) 171.28 keV (90.7%) 23.17 keV (44.6%)	245.35 keV (94.1%) 171.28 keV (90.7%) 26.10 keV (14.6%)	Lead: 1 st HVL = 0.6, 2 nd HVL = 0.9, 1 st TVL = 2.7, 2 nd TVL = 3.2 Steel: 1 st HVL = 14, 2 nd HVL = 9.8, 1 st TVL = 35, 2 nd TVL = 28 Concrete: 1 st HVL = 85, 2 nd HVL = 40, 1 st TVL = 171, 2 nd TVL = 105
Beta(-), Beta(+), electrons	19.30 keV (15.8%) 144.57 keV (8.1%) 218.64 keV (4.95%)	244.58 keV (0.15%) 241.33 keV (0.78%) 218.64 keV (4.95%)	Practical range in glass: 0.3 Practical range in plastic: 0.5

SCHEDA D. LAYOUT PROGETTO SCHERMATURE



SCHEDA E. SETTORE TERAPIA MEDICO NUCLEARE – CAMERA DEGENZA 1- CALCOLI SCHERMATURE DA I-131 (EMISSIONE DA PAZIENTE)

RF1-RADIOFARMACO 1

I-131

schermato

Punto di interesse	Dist (m)	Dist_oc c (m)	T	P Dose prog. mSv/a	Dose mSv/a NS	B	Pb (mm)	Barriera	mat	cm	B res	Schermatura aggiuntiva	mm Pb agg.	Dose RF1 mSv/a	Dose RF1+ RF2 mSv/a
A - corridoio (paziente a letto)	3,0	3,5	1/4	1,00	0,22	1,00	0,0	Parete interna portante 43 cm (34 cm cls); chiusura passaggi/nicchie con mattoni pieni	cls	34	1,00			0,00	0,01
A - porta stanza	3,0	3,5	1/4	1,00	0,22	1,00	0,0	nulla	cls	0	1,00	porta stanza 3 mm Pb	3	0,12	0,41
A - ciclo decontaminativo (paziente in bagno)	1,0	1,5	1/16	1,00	0,29	1,00	0,0	tramezza in mattone semipieno (10 cm)	brk8	10	1,00	schermatura aggiuntiva	3	0,14	0,44
A - corridoio (paziente in bagno)	3,0	3,5	1/4	1,00	0,22	1,00	0,0	tramezza in mattone semipieno (10 cm)	brk8	10	1,00	schermatura aggiuntiva	3	0,10	0,32
B - ciclo decontaminativo (paziente a letto)	2,0	2,5	1/4	1,00	0,42	1,00	0,0	tramezza in mattone semipieno (10 cm)	brk8	10	1,00	schermatura aggiuntiva	3	0,20	0,63
C - esterno	7,0	9,0	1/16	0,30	0,01	1,00	0,0	muro perimetrale 70 cm cem e pietra (50 cm cls eq)	cls	50	1,00			0,00	0,00
C - finestra	7,0	9,0	0,016 §	0,30	0,00	1,00	0,0	nulla	cls	0	1,00			0,00	0,01
D - degenza 2	2,5	2,5	1	3,00	1,69	1,00	0,0	parete in mattone semipieno (25 cm)	brk8	25	1,00	schermatura aggiuntiva	6	0,33	0,98
Soffitto (terrazzo)	5,0	6,0	1/64	0,30	0,00	1,00	0,0	soletta (equivalente a 20 cm calcestruzzo)	cls	20	1,00			0,00	0,00
Pavimento (MN-camera calda/somministrazioni)	4,7	3,7	1/4	1,00	0,19	1,00	0,0	soletta (equivalente a 20 cm calcestruzzo)	cls	20	1,00			0,03	0,06
Pavimento (MN-corridoio convenzionale; diagonale)	5,7	5,7	1/4	1,00	0,08	1,00	0,0	soletta (equivalente a 20 cm calcestruzzo)	cls	20	1,00			0,01	0,03
Pavimento (MN-diagnostica; diagonale)	8,1	8,1	1/4	1,00	0,04	1,00	0,0	soletta (equivalente a 20 cm calcestruzzo)	cls	20	1,00			0,01	0,01
Pavimento - gamma-camera (diagonale)	10,8	10,8	max rateo uSv/h-->	0,05	0,93	0,05	16,8	soletta + pareti portanti (equivalente a 50 cm calcestruzzo)	cls	40	1,00			0,00	0,02

§ T=1/4*1/16 per presenza occasionale sia di pazienti caldi di fronte alla finestra sia di persone transitanti nel cortile sottostante

**SCHEDA F. SETTORE TERAPIA MEDICO NUCLEARE – CAMERA DEGENZA 1- CALCOLI SCHERMATURE DA LU-177
(EMISSIONE DA PAZIENTE)**

RF2-RADIOFARMACO 2

Lu-177

schermato

Punto di interesse	Dist (m)	Dist_oc c (m)	T	P Dose prog. mSv/a	Dose mSv/a NS	B	Pb (mm)	Barriera	mat	cm	B res	Schermatura aggiuntiva	mm Pb agg.	Dose RF2 mSv/a	Dose RF1+ RF2 mSv/a
A - corridoio (paziente a letto)	3,0	3,5	1/4	1,00	0,51	1,00	0,0	Parete interna portante 43 cm (34 cm cls); chiusura passaggi/nicchie con mattoni pieni	cls	34	1,00		0	0,00	0,01
A - porta stanza	3,0	3,5	1/4	1,00	0,51	1,00	0,0	nulla	cls	0	1,00	porta stanza 3 mm Pb	3	0,29	0,41
A - ciclo decontaminativo (paziente in bagno)	1,0	1,5	1/16	1,00	0,70	1,00	0,0	tramezza in mattone semipieno (10 cm)	brk8	10	1,00	schermatura aggiuntiva	3	0,30	0,44
A - corridoio (paziente in bagno)	3,0	3,5	1/4	1,00	0,51	1,00	0,0	tramezza in mattone semipieno (10 cm)	brk8	10	1,00	schermatura aggiuntiva	3	0,22	0,32
B - ciclo decontaminativo (paziente a letto)	2,0	2,5	1/4	1,00	1,01	0,99	0,0	tramezza in mattone semipieno (10 cm)	brk8	10	1,00	schermatura aggiuntiva	3	0,43	0,63
C - esterno	7,0	9,0	1/16	0,30	0,02	1,00	0,0	muro perimetrale 70 cm cem e pietra (50 cm cls eq)	cls	50	1,00		0	0,00	0,00
C - finestra	7,0	9,0	1/64	0,30	0,00	1,00	0,0	nulla	cls	0	1,00		0	0,00	0,01
D - degenza 2	2,5	2,5	1	3,00	4,04	0,74	0,3	parete in mattone semipieno (25 cm)	brk8	25	1,00	schermatura aggiuntiva	6	0,65	0,98
Soffitto (terrazzo)	5,0	6,0	1/64	0,30	0,01	1,00	0,0	soletta (equivalente a 20 cm calcestruzzo)	cls	20	1,00		0	0,00	0,00
Pavimento (MN-camera calda/somministrazioni)	4,7	3,7	1/4	1,00	0,46	1,00	0,0	soletta (equivalente a 20 cm calcestruzzo)	cls	20	1,00		0	0,03	0,06
Pavimento (MN-corridoio convenzionale; diagonale)	5,7	5,7	1/4	1,00	0,20	1,00	0,0	soletta (equivalente a 20 cm calcestruzzo)	cls	20	1,00		0	0,01	0,03
Pavimento (MN-diagnostica; diagonale)	8,1	8,1	1/4	1,00	0,10	1,00	0,0	soletta (equivalente a 20 cm calcestruzzo)	cls	20	1,00		0	0,01	0,01
Pavimento - gamma-camera (diagonale)	10,8	10,8	max rateo uSv/h-->	0,05	0,33	0,15	2,1	soletta (equivalente a 20 cm calcestruzzo)	cls	20	1,00		0	0,02	0,02

SCHEDA G. SETTORE TERAPIA MEDICO NUCLEARE – CAMERA DEGENZA 2- CALCOLI SCHERMATURE DA I-131 (EMISSIONE DA PAZIENTE)

RF1-RADIOFARMACO 1

I-131

schermato

Punto di interesse	Dist (m)	Dist_oc c (m)	T	P Dose prog. mSv/a	Dose mSv/a NS	B	Pb (mm)	Barriera	mat	cm	B res	Schermatura aggiuntiva	mm Pb agg.	Dose RF1 mSv/a	Dose RF1+ RF2 mSv/a
A - corridoio	3,0	3,5	1/4	1,00	0,22	1,00	0,0	Parete interna portante 43 cm (34 cm cls); chiusura passaggi/nicchie con mattoni pieni	cls	34	1,00			0,00	0,01
A - porta stanza	3,0	3,5	1/4	1,00	0,22	1,00	0,0	nulla	cls	0	1,00	porta stanza 3 mm Pb	3	0,12	0,41
A - paziente in antibagno	1,0	1,5	1/16	1,00	0,29	1,00	0,0	parete in mattone semipieno (25 cm)	brk8	25	1,00			0,18	0,53
A - paziente in antibagno	1,0	1,5	1/16	1,00	0,29	1,00	0,0	nulla	cls	0	1,00	porta stanza 3 mm Pb	3	0,17	0,56
A - corridoio (paz. in bagno) - muro	1,0	1,5	1/32	1,00	0,15	1,00	0,0	Parete interna portante 43 cm (34 cm cls)	cls	34	1,00			0,00	0,00
A - laboratorio	8,0	8,5	1	0,30	0,15	1,00	0,0	porta	cls	0	1,00	porta stanza 3 mm Pb	3	0,08	0,28
B - anticamera 1 (paziente in bagno)	1,0	1,5	1/32	3,00	0,15	1,00	0,0	parete in mattone semipieno (25 cm)	brk8	25	1,00	schermatura aggiuntiva	6	0,03	0,09
B - ciclo decontaminativo (paziente in bagno)	2,5	3,5	1/32	1,00	0,03	1,00	0,0	parete in mattone semipieno (25 cm)	brk8	25	1,00			0,02	0,05
B - degenza 1	2,0	2,0	1	3,00	2,65	1,00	0,0	parete in mattone semipieno (25 cm)	brk8	25	1,00	schermatura aggiuntiva	6	0,52	1,53
C - esterno	7,0	9,0	1/16	0,30	0,01	1,00	0,0	muro perimetrale 70 cm cem e pietra (50 cm cls eq)	cls	50	1,00			0,00	0,00
C - finestra	7,0	9,0	0,016 §	0,30	0,00	1,00	0,0	nulla	cls	0	1,00			0,00	0,01
D - degenza 3	2,0	2,0	1	3,00	2,65	1,00	0,0	Parete interna portante 43 cm (34 cm cls)	cls	34	1,00			0,04	0,07
Soffitto (terrazzo)	5,0	6,0	1/64	0,30	0,00	1,00	0,0	soletta (equivalente a 20 cm calcestruzzo)	cls	20	1,00			0,00	0,00
Pavimento (MN-camera calda/somministrazioni)	4,7	3,7	1/4	1,00	0,19	1,00	0,0	soletta (equivalente a 20 cm calcestruzzo)	cls	20	1,00			0,03	0,06
Pavimento (MN-corridoio convenzionale; diagonale)	5,7	5,7	1/4	1,00	0,08	1,00	0,0	soletta (equivalente a 20 cm calcestruzzo)	cls	20	1,00			0,01	0,03
Pavimento (MN-diagnostica; diagonale)	8,1	8,1	1/4	1,00	0,04	1,00	0,0	soletta (equivalente a 20 cm calcestruzzo)	cls	20	1,00			0,01	0,01
Pavimento - gamma-camera (diagonale)	10,8	10,8	max rateo uSv/h--->	0,05	0,93	0,05	16,8	soletta + pareti portanti (equivalente a 50 cm calcestruzzo)	cls	40	1,00			0,00	0,02

§ T=1/4*1/16 per presenza occasionale sia di pazienti caldi di fronte alla finestra sia di persone transitanti nel cortile sottostante

**SCHEDA H. SETTORE TERAPIA MEDICO NUCLEARE – CAMERA DEGENZA 2- CALCOLI SCHERMATURE DA LU-177
(EMISSIONE DA PAZIENTE)**

RF2-RADIOFARMACO 2

Lu-177

schermato

Punto di interesse	Dist (m)	Dist_oc c (m)	T	P Dose prog. mSv/a	Dose mSv/a NS	B	Pb (mm)	Barriera	mat	cm	B res	Schermatura aggiuntiva	mm Pb agg.	Dose RF2 mSv/a	Dose RF1+ RF2 mSv/a
A - corridoio	3,0	3,5	1/4	1,00	0,51	1,00	0,0	Parete interna portante 43 cm (34 cm cls); chiusura passaggi/nicchie con mattoni pieni	cls	34	1,00		0	0,00	0,01
A - porta stanza	3,0	3,5	1/4	1,00	0,51	1,00	0,0	nulla	cls	0	1,00	porta stanza 3 mm Pb	3,0	0,29	0,41
A - paziente in antibagno	1,0	1,5	1/16	1,00	0,70	1,00	0,0	parete in mattone semipieno (25 cm)	brk8	25	1,00		0	0,35	0,53
A - paziente in antibagno	1,0	1,5	1/16	1,00	0,70	1,00	0,0	nulla	cls	0	1,00	porta stanza 3 mm Pb	3	0,40	0,56
A - corridoio (paz. in bagno) - muro	1,0	1,5	1/32	1,00	0,35	1,00	0,0	Parete interna portante 43 cm (34 cm cls)	cls	34	1,00		0	0,00	0,00
A - laboratorio	8,0	8,5	1	0,30	0,35	0,86	0,1	porta	cls	0	0,86	porta stanza 3 mm Pb	3	0,20	0,28
B - anticamera 1 (paziente in bagno)	1,0	1,5	1/32	3,00	0,35	1,00	0,0	parete in mattone semipieno (25 cm)	brk8	25	1,00	schermatura aggiuntiva	6,0	0,06	0,09
B - ciclo decontaminativo (paziente in bagno)	2,5	3,5	1/32	1,00	0,06	1,00	0,0	parete in mattone semipieno (25 cm)	brk8	25	1,00		0	0,03	0,05
B - degenza 1	2,0	2,0	1	3,00	6,30	0,48	0,7	parete in mattone semipieno (25 cm)	brk8	25	0,95	schermatura aggiuntiva	6	1,01	1,53
C - esterno	7,0	9,0	1/16	0,30	0,02	1,00	0,0	muro perimetrale 70 cm cem e pietra (50 cm cls eq)	cls	50	1,00		0,0	0,00	0,00
C - finestra	7,0	9,0	1/64	0,30	0,00	1,00	0,0	nulla	cls	0	1,00		0,0	0,00	0,01
D - degenza 3	2,0	2,0	1	3,00	6,30	0,48	0,7	Parete interna portante 43 cm (34 cm cls)	cls	34	1,00		0	0,03	0,07
Soffitto (terrazzo)	5,0	6,0	1/64	0,30	0,01	1,00	0,0	soletta (equivalente a 20 cm calcestruzzo)	cls	20	1,00		0	0,00	0,00
Pavimento (MN-camera calda/somministrazioni)	4,7	3,7	1/4	1,00	0,46	1,00	0,0	soletta (equivalente a 20 cm calcestruzzo)	cls	20	1,00		0	0,03	0,06
Pavimento (MN-corridoio convenzionale; diagonale)	5,7	5,7	1/4	1,00	0,20	1,00	0,0	soletta (equivalente a 20 cm calcestruzzo)	cls	20	1,00		0	0,01	0,03
Pavimento (MN-diagnostica; diagonale)	8,1	8,1	1/4	1,00	0,10	1,00	0,0	soletta (equivalente a 20 cm calcestruzzo)	cls	20	1,00		0	0,01	0,01
Pavimento - gamma-camera (diagonale)	10,8	10,8	max rateo uSv/h-->	0,05	0,33	0,15	2,1	soletta (equivalente a 20 cm calcestruzzo)	cls	20	1,00		0	0,02	0,02

**SCHEDA I. SETTORE TERAPIA MEDICO NUCLEARE – CAMERE DEGENZA 3 E 4- CALCOLI SCHERMATURE DA I-131
(EMISSIONE DA PAZIENTE)**

RF1-RADIOFARMACO 1

I-131

schermato

Punto di interesse	Dist (m)	Dist_oc c (m)	T	P Dose prog. mSv/a	Dose mSv/a NS	B	Pb (mm)	Barriera	mat	cm	B res	Schermatura aggiuntiva	mm Pb agg.	Dose RF1 mSv/a	Dose RF1+ RF2 mSv/a
A - corridoio	3,5	4,0	1/4	1,00	2,87	0,35	5,5	Parete interna portante 43 cm (34 cm cls); chiusura passaggi/nicchie con mattoni pieni	cls	34	1,00			0,04	0,05
A - porta stanza	2,0	2,5	1/16	3,00	1,84	1,00	0,0	nulla	cls	0	1,00	porta stanza 5 mm Pb	5	0,72	1,10
A - anticamera	2,0	2,5	1/16	3,00	1,84	1,00	0,0	parete in mattone semipieno (25 cm)	brk8	25	1,00	schermatura aggiuntiva	3	0,63	0,92
A - porta su corridoio	6,0	6,5	1/4	1,00	1,09	0,92	0,5	nulla	cls	0	0,92	porta scorrevole corridoio 6 mm Pb	6	0,35	0,54
A - corridoio (paz. in bagno) - muro	1,0	1,5	1/16	1,00	5,11	0,20	8,1	Parete interna portante 43 cm (34 cm cls); chiusura passaggi/nicchie con mattoni pieni	cls	34	1,00			0,07	0,09
A - medicheria-guardiola	7,0	7,5	1	0,30	3,27	0,09	12,8	Parete interna portante 43 cm (34 cm cls) + porta scorrevole	cls	34	1,00	porta scorrevole corridoio 6 mm Pb	6	0,01	0,02
A - parete bagno-camera (paz in bagno) operatore in camera	2,0	3,0	1/32	3,00	0,64	1,00	0,0	parete in mattone semipieno (25 cm)	brk8	25	1,00	schermatura aggiuntiva	3	0,22	0,32
B - porta bagno (paziente in bagno)	2,0	3,0	1/32	3,00	0,64	1,00	0,0	nulla	cls	0	1,00			0,64	0,98
B - parete bagno-anticamera (paz in bagno) operatore in transito	2,5	3,5	1/32	3,00	0,47	1,00	0,0	parete in mattone semipieno (25 cm)	brk8	25	1,00			0,28	0,41
B - porta bagno-anticamera (paz in bagno) operatore in transito	2,5	3,5	1/32	3,00	0,47	1,00	0,0	nulla	cls	0	1,00			0,47	0,72
B - deposito radioattivo	3,0	3,3	1/32	3,00	0,53	1,00	0,0	parete in mattone semipieno (25 cm)	brk8	25	1,00	schermatura aggiuntiva	3	0,18	0,26
B - degenza 3 (da degenza 4)	5,0	5,0	1	3,00	7,35	0,41	4,8	2 pareti in mattone semipieno (25+25 cm) + 2 pareti da 3 mm	brk8	50	1,00	schermatura aggiuntiva	6	0,58	0,72
B - degenza 2 (da degenza 3)	2,0	2,0	1	3,00	45,95	0,07	15,3	Parete interna portante 43 cm (34 cm cls)	cls	34	1,00			0,65	0,79

**SCHEDA J. SETTORE TERAPIA MEDICO NUCLEARE – CAMERE DEGENZA 3 E 4- CALCOLI SCHERMATURE DA I-131
 (EMISSIONE DA PAZIENTE) - SEGUE**

RF1-RADIOFARMACO 1

I-131

schermato

Punto di interesse	Dist (m)	Dist_oc c (m)	T	P Dose prog. mSv/a	Dose mSv/a NS	B	Pb (mm)	Barriera	mat	cm	B res	Schermatura aggiuntiva	mm Pb agg.	Dose RF1 mSv/a	Dose RF1+ RF2 mSv/a
C - esterno	7,0	9,0	1/16	0,30	0,14	1,00	0,0	muro perimetrale 70 cm cem e pietra (50 cm cls eq)	cls	50	1,00			0,00	0,00
C - finestra	7,0	9,0	0,016 §	0,30	0,04	1,00	0,0	nulla	cls	0	1,00			0,04	0,05
D - esterno	7,0	9,0	1/16	0,30	0,14	1,00	0,0	muro perimetrale 70 cm cem e pietra (50 cm cls eq)	cls	50	1,00			0,00	0,00
D - finestra camera	7,0	9,0	0,016 §	0,30	0,04	1,00	0,0	nulla	cls	0	1,00	finestra bagno chiusa con mattoni pieni		0,04	0,05
Soffitto (terrazzo)	5,0	6,0	1/64	0,30	0,08	1,00	0,0	soletta (equivalente a 20 cm calcestruzzo)	cls	20	1,00			0,01	0,02
Pavimento (MN-attesa caldi/sala stress)	4,7	3,7	1/4	1,00	3,37	0,30	6,2	soletta (equivalente a 20 cm calcestruzzo)	cls	20	1,00	schermatura a pavimento	3	0,31	0,37
Pavimento (MN-corridoio convenzionale; diagonale)	5,7	5,7	1/4	1,00	1,44	0,70	2,0	soletta (equivalente a 20 cm calcestruzzo)	cls	20	1,00	schermatura a pavimento	3	0,13	0,16
Pavimento (MN-diagnostica e comandi; diagonale)	8,1	8,1	1	1,00	2,83	0,35	5,4	soletta (equivalente a 20 cm calcestruzzo)	cls	20	1,00	schermatura a pavimento	3	0,26	0,31
Pavimento - gamma-camera (diagonale)	10,8	10,8	max rateo uSv/h--->	0,05	3,721	0,01	27,0	soletta + pareti portanti (equivalente a 50 cm calcestruzzo)	cls	40	1,00	schermatura a pavimento	3	0,01	0,02

§ T=1/4*1/16 per presenza occasionale sia di pazienti caldi di fronte alla finestra sia di persone transitanti nel cortile sottostante

**SCHEDA K. SETTORE TERAPIA MEDICO NUCLEARE – CAMERE DEGENZA 3 E 4- CALCOLI SCHERMATURE DA LU-177
 (EMISSIONE DA PAZIENTE)**

RF2-RADIOFARMACO 2

Lu-177

schermato

Punto di interesse	Dist (m)	Dist_oc c (m)	T	P Dose prog. mSv/	Dose mSv/a NS	B	Pb (mm)	Barriera	mat	cm	B res	Schermatura aggiuntiva	mm Pb agg	Dose RF2 mSv/	Dose RF1+ RF2 mSv/
A - corridoio	3,5	4,0	1/4	1,00	1,56	0,64	0,4	Parete interna portante 43 cm (34 cm cls); chiusura passaggi/nicchie con mattoni pieni	cls	34	1,00		0	0,01	0,05
A - porta stanza	2,0	2,5	1/16	3,00	1,00	1,00	0,0	nulla	cls	0	1,00	porta stanza 5 mm Pb	5	0,39	1,10
A - anticamera	2,0	2,5	1/16	3,00	1,00	1,00	0,0	parete in mattone semipieno (25 cm)	brk8	25	1,00	schermatura aggiuntiva	3	0,28	0,92
A - porta su corridoio	6,0	6,5	1/4	1,00	0,59	1,00	0,0	nulla	cls	0	1,00	porta scorrevole corridoio 6 mm Pb	6	0,19	0,54
A - corridoio (paz. in bagno) - muro	1,0	1,5	1/16	1,00	2,77	0,36	1,0	Parete interna portante 43 cm (34 cm cls); chiusura passaggi/nicchie con mattoni pieni	cls	34	1,00		0	0,02	0,09
A - medicheria-guardiola	7,0	7,5	1	0,30	1,77	0,17	2,0	Parete interna portante 43 cm (34 cm cls) + porta scorrevole	cls	34	1,00	porta scorrevole corridoio 6 mm Pb	6	0,00	0,02
A - parete bagno-camera (paz in bagno) operatore in camera	2,0	3,0	1/32	3,00	0,35	1,00	0,0	parete in mattone semipieno (25 cm)	brk8	25	1,00	schermatura aggiuntiva	3	0,10	0,32
B - porta bagno (paziente in bagno)	2,0	3,0	1/32	3,00	0,35	1,00	0,0	nulla	cls	0	1,00		0,0	0,35	0,98
B - parete bagno-anticamera (paz in bagno) operatore in transito	2,5	3,5	1/32	3,00	0,25	1,00	0,0	parete in mattone semipieno (25 cm)	brk8	25	1,00		0	0,13	0,41
B - porta bagno-anticamera (paz in bagno) operatore in transito	2,5	3,5	1/32	3,00	0,25	1,00	0,0	nulla	cls	0	1,00		0,0	0,25	0,72
B - deposito radioattivo	3,0	3,3	1/32	3,00	0,29	1,00	0,0	parete in mattone semipieno (25 cm)	brk8	25	1,00	schermatura aggiuntiva	3	0,08	0,26
B - degenza 3 (da degenza 4)	5,0	5,0	1	3,00	3,99	0,75	0,2	2 pareti in mattone semipieno (25+25 cm) + 2 pareti da 3 mm	brk8	50	1,00	schermatura aggiuntiva	6	0,15	0,72
B - degenza 2 (da degenza 3)	2,0	2,0	1	3,00	24,95	0,12	2,5	Parete interna portante 43 cm (34 cm cls)	cls	34	1,00		0	0,14	0,79

**SCHEDA L. SETTORE TERAPIA MEDICO NUCLEARE – CAMERE DEGENZA 3 E 4- CALCOLI SCHERMATURE DA LU-177
 (EMISSIONE DA PAZIENTE) - SEGUE**

RF2-RADIOFARMACO 2

Lu-177

schermato

Punto di interesse	Dist (m)	Dist_oc c (m)	T	P Dose prog. mSv/h	Dose mSv/a NS	B	Pb (mm)	Barriera	mat	cm	B res	Schermatura aggiuntiva	mm Pb ag	Dose RF2 mSv/h	Dose RF1+ RF2 mSv/h
C - esterno	7,0	9,0	1/16	0,30	0,08	1,00	0,0	muro perimetrale 70 cm cem e pietra (50 cm cls eq)	cls	50	1,00		0	0,00	0,00
C - finestra	7,0	9,0	0,016 §	0,30	0,02	1,00	0,0	nulla	cls	0	1,00		0,0	0,02	0,05
D - esterno	7,0	9,0	1/16	0,30	0,08	1,00	0,0	muro perimetrale 70 cm cem e pietra (50 cm cls eq)	cls	50	1,00		0,0	0,00	0,00
D - finestra camera	7,0	9,0	0,016 §	0,30	0,02	1,00	0,0	nulla	cls	0	1,00	finestra bagno chiusa con mattoni pieni	0	0,02	0,05
Soffitto (terrazzo)	5,0	6,0	1/64	0,30	0,04	1,00	0,0	soletta (equivalente a 20 cm calcestruzzo)	cls	20	1,00		0,0	0,00	0,02
Pavimento (MN-attesa caldi/sala stress)	4,7	3,7	1/4	1,00	1,83	0,55	0,5	soletta (equivalente a 20 cm calcestruzzo)	cls	20	1,00	schermatura a pavimento	3	0,06	0,37
Pavimento (MN-corridoio convenzionale; diagonale)	5,7	5,7	1/4	1,00	0,78	1,00	0,0	soletta (equivalente a 20 cm calcestruzzo)	cls	20	1,00	schermatura a pavimento	3	0,03	0,16
Pavimento (MN-diagnostica e comandi; diagonale)	8,1	8,1	1	1,00	1,54	0,65	0,4	soletta (equivalente a 20 cm calcestruzzo)	cls	20	1,00	schermatura a pavimento	3	0,05	0,31
Pavimento - gamma-camera (diagonale)	10,8	10,8	max rateo uSv/h-->	0,05	0,330	0,15	2,1	soletta (equivalente a 20 cm calcestruzzo)	cls	20	1,00	schermatura a pavimento	3	0,01	0,02

SCHEDA M. - LEGENDA

<i>Punto di interesse</i>	<i>Descrizione dell'ambiente a valle della barriera</i>
<i>Dist (m)</i>	<i>Distanza tra sorgente (paziente) e barriera</i>
<i>Dist_occ (m)</i>	<i>Posizione del punto occupato più prossimo</i>
<i>T</i>	<i>Fattore d'occupazione</i>
<i>U</i>	<i>Fattore d'uso (sempre =1)</i>
<i>P Dose prog. mSv/a</i>	<i>Dose di progetto (mSv/anno)</i>
<i>Dose mSv/a NS</i>	<i>Dose non schermata a valle della barriera (mSv/anno)</i>
<i>B</i>	<i>Fattore di attenuazione richiesto dalla barriera</i>
<i>Pb (mm)</i>	<i>Spessore in mm Pb calcolato per la schermatura aggiuntiva</i>
<i>cls (cm)</i>	<i>Spessore in cm di calcestruzzo calcolato per la schermatura aggiuntiva</i>
<i>matt. pieno (cm)</i>	<i>Spessore in cm di mattoni pieni calcolato per la schermatura aggiuntiva</i>
<i>Poroton-800 (cm)</i>	<i>Spessore in cm di mattoni forati calcolato per la schermatura aggiuntiva</i>
<i>Barriera</i>	<i>Descrizione della barriera esistente</i>
<i>cm</i>	<i>Spessore in cm della barriera esistente</i>
<i>mat</i>	<i>Materiale della barriera esistente</i>
<i>B barr</i>	<i>Fattore di attenuazione fornito dalla barriera già presente</i>
<i>B res</i>	<i>Fattore di attenuazione residuo richiesto dalla schermatura aggiuntiva</i>
<i>mm Pb prop.</i>	<i>Spessore in mm Pb proposti per la schermatura aggiuntiva</i>
<i>Schermatura aggiuntiva</i>	<i>Descrizione della schermatura aggiuntiva proposta</i>
<i>mm Pb agg.</i>	<i>Spessore in Pb (mm) della schermatura aggiuntiva proposta</i>
<i>Dose RF1 mSv/a</i>	<i>Dose residua a valle della barriera+schermatura aggiuntiva (solo contributo radionuclide 1)</i>
<i>Dose RF2 mSv/a</i>	<i>Dose residua a valle della barriera+schermatura aggiuntiva (solo contributo radionuclide 2)</i>
<i>Complessivo:</i>	
<i>Dose RF1+RF2 mSv/a</i>	<i>Dose residua a valle della barriera+schermatura aggiuntiva (contributo ntrambi i radionuclidi)</i>

APPENDICE EMERGENZE

VALUTAZIONI PER ESPOSIZIONI POTENZIALI NELLE EMERGENZE

Valutazioni preventive della distribuzione spaziale e temporale delle materie radioattive disperse o rilasciate, nonché delle esposizioni potenziali relative ai lavoratori e all'individuo rappresentativo della popolazione nei possibili casi di emergenza radiologica

valutazioni di cui all'articolo 174 D.Lgs 101/20

*Documento allegato alla istanza documentata di nulla osta di categoria A
(relazione tecnica principale: 2021_Modifica_noA_HSM_IMP79-3_Relazione tecnica)*

1. PREMESSA

I possibili scenari di emergenza radiologica non subiscono variazioni di rilievo rispetto a quanto indicato nella documentazione tecnica a suo tempo presentata con le varie istanze autorizzative.

Le uniche modifiche riguardano la detenzione e impiego di alcuni radionuclidi, pertanto si è ritenuto di dover rivedere le valutazioni preventive della distribuzione spaziale e temporale delle materie radioattive disperse o rilasciate, nonché delle esposizioni potenziali relative ai lavoratori e all'individuo rappresentativo della popolazione.

Di seguito si riporta l'analisi di eventuali scenari, a carattere generale, comportanti potenziale emergenza radiologica qualora coinvolgano le sorgenti radioattive detenute:

- allagamento
- incendio
- crollo dell'edificio
- scarico accidentale nella rete fognaria del contenuto una vasca del sistema di raccolta e smaltimento rifiuti radioattivi, prima che sia completato il decadimento del contenuto

2. ALLAGAMENTO

Per quanto riguarda la possibilità di un eventuale allagamento dei locali interessati si osserva che le sorgenti non sigillate sono in contenitori a tenuta, posti nelle celle calde di sintesi o di manipolazione o in condotti a tenuta. Le sorgenti pertanto non potrebbero essere trasportate dalle acque, ma rimarrebbero confinate in tali luoghi senza dar luogo a esposizioni particolari di individui della popolazione.

Volendo considerare anche il caso estremamente improbabile di fuoriuscita delle sostanze radioattive presenti e contaminazione delle acque, si può osservare che qualora le acque si espandessero nel terreno circostante verrebbero assorbite dal terreno stesso e le sostanze radioattive rimarrebbero quindi lì confinate senza dar luogo, dati i brevi tempi di dimezzamento degli isotopi in questione, ad alcuna propagazione della contaminazione agli individui della popolazione.

Il problema non sussiste per le sorgenti sigillate.

Eventuali esposizioni potrebbero sussistere per i lavoratori incaricati di intervenire successivamente all'allagamento per ripristinare le normali condizioni operative. Tenendo conto del breve tempo di dimezzamento dei radioisotopi in questione, tali interventi possono essere facilmente programmati in modo da comportare comunque esposizioni del tutto trascurabili.

3. INCENDIO

L'emergenza radiologica più critica riguarda la possibilità di incendio che coinvolga le sorgenti radioattive.

A tale proposito si fa presente che il padiglione Sommariva è compartimentato, per cui in caso di sviluppo di incendio all'esterno di un Settore, non vi sarebbe rischio di propagazione dello stesso al suo interno, mentre all'interno dei locali saranno adottati i normali mezzi di prevenzione, in particolare quello di ridurre al minimo il carico di incendio presente.

In caso di sviluppo di incendio e susseguente presenza di gas e vapori radioattivi all'interno di un Settore, con il blocco della ventilazione e la chiusura delle serrande tagliafuoco, gas e vapori dovrebbero rimanere contenuti nei locali stessi fino all'esaurimento dell'incendio e al decadimento della radioattività.

Nei paragrafi seguenti si illustra la valutazione dell'impatto radiologico nell'ipotesi di emissione accidentale di vapori e gas radioattivi eventualmente presenti.

3.1 Esposizione di individui all'interno della struttura

L'esposizione di individui all'interno della struttura a seguito dell'eventuale sviluppo di un incendio all'interno dell'installazione riguarda sia i lavoratori, sia i pazienti eventualmente presenti, che fossero interessati dai fumi dell'incendio.

Per quanto riguarda i lavoratori addetti all'attività in questione sono state fornite le norme di comportamento in caso di incendio, le quali prevedono, nel caso di incendio non controllabile, che i lavoratori escano immediatamente dai locali, evacuando i pazienti presenti e mettendo in sicurezza, ove possibile, le sorgenti presenti. Pertanto, tenendo conto che l'immissione in ambiente dei vapori e gas radioattivi da parte delle sorgenti presenti, che sono comunque contenute in materiali che offrono un minimo di protezione al fuoco, richiede un certo tempo, non è ipotizzabile un'apprezzabile esposizione di tali lavoratori nell'ambito del reparto.

3.2 Esposizione di individui all'esterno della struttura

In caso di incendio in grado di sviluppare le temperature necessarie per l'evaporazione delle sorgenti radioattive sigillate e non, si ha usualmente lo sviluppo di fumi che si propagano anche all'esterno, disperdendosi nell'atmosfera; inizialmente si assiste ad una distribuzione uniforme in aria dell'attività rilasciata, ma poi inizia il processo di deposizione al suolo.

Si ipotizza un incendio di un Settore, con evaporazione completa in aria della massima attività detenuta delle sorgenti presenti e di una frazione dell'attività detenuta per le sorgenti sigillate presenti.

Si è utilizzato un modello che tenesse conto sia del contributo alla dose efficace dovuto alla inalazione sia all'irraggiamento per sommersione nella nube, ma che per contro consideri la frazione di attività rilasciata rispetto all'attività coinvolta, secondo quanto indicato nel documento IAEA-TECDOC-1162 (2000). Per la valutazione è stato utilizzato il programma HotSpot, ampiamente validato e impiegato a livello internazionale, che utilizza le metodologie dosimetriche raccomandate dalla ICRP, e basato sul modello gaussiano di trasporto atmosferico (cautelativo).

Di seguito si riportano i riferimenti del programma Hotspot, i dettagli dello scenario impostato e i dati impiegati per la valutazione, infine i risultati ottenuti, in termini di dose efficace a varie distanze (per inalazione e sommersione), separati per i vari settori e totali per l'intero Padiglione Sommariva, da cui si evidenzia, in caso di incendio generalizzato dell'intero padiglione nello scenario studiato, una dose efficace $\leq 0,1$ mSv per distanze a partire da 10 metri.

3.3 Incendio generalizzato

Per la valutazione della dose efficace assorbita dagli individui esposti ai fumi radioattivi all'esterno della struttura per incendio generalizzato è stato utilizzato il programma HotSpot Health Physics Codes [4], sviluppato presso il Lawrence Livermore National Laboratory del National Atmospheric Release Advisory Center (NARAC), ampiamente validato e impiegato a livello internazionale, che utilizza le metodologie dosimetriche raccomandate dalla ICRP, e basato sul modello gaussiano di trasporto atmosferico (cautelativo), considerando i contributi alla dose dovuti all'inalazione e alla sommersione nella nube radioattiva.

Si è scelto il modello di dispersione atmosferico General Fire, inoltre sono stati impostati i parametri relativi ai radionuclidi in oggetto, allo scenario ipotizzato, oltre che alla classe di stabilità meteorologica, velocità del vento, altezza del punto di rilascio e del recettore.

Il programma Hotspot considera come distanza del punto di interesse rispetto al punto di emissione una distanza virtuale, che tiene conto delle dimensioni dell'area interessata dall'incendio e quindi della diffusione della radioattività all'interno di essa prima dell'immissione in ambiente. Il software consente il calcolo per distanze superiori a 10 m dal punto di emissione.

Si ipotizza l'incendio separato di ogni singolo Settore, nel quale sia presente la massima attività possibile in detenzione dei vari radionuclidi, con il rilascio nei fumi di una frazione corrispondente alla FRF (Fire Release Fraction) indicata nel documento IAEA-TECDOC-1162 [5] per ciascun radionuclide. Si valuta inoltre la dose totale per incendio generalizzato dell'intero padiglione Sommariva.

Al fine del calcolo sono stati impostati i seguenti parametri:

- Modello di dispersione atmosferico: General Fire
- Attività coinvolta: massima attività in detenzione nel Settore
- Frazione di attività rilasciata (ARF Airborne Fraction): in base al tipo di composto o all'isotopo,

come da documento IAEA-TECDOC-1162 [5] (indicato come FRF fire release fraction, Table E11 e E12)

- Tipo di ritenzione polmonare secondo ICRP 119 [1]
- Coefficienti di dose secondo ICRP 60/70 (opzione HotSpot libreria Federal Guidance Report No. 13/12) [4] [6] [7]
- Classe di stabilità meteorologica F (moderatamente stabile)
- Velocità del vento: 2 m/s
- Raggio effettivo dell'area di incendio: 10 m (area settore circa 400 m²)
- Altezza del rilascio: 0 m (piano terra e fondi), 5 m (primo piano)
- Altezza della nube: 10 m
- Altezza del recettore: 1,5 m
- Rateo respirazione: 1,2 m³/h (3,33 10⁻⁴ m³/sec)
- I restanti parametri come da default del programma HotSpot

In TABELLA 1 si riportano i dati utilizzati per i radionuclidi detenuti nei vari settori.

In TABELLA 2 e TABELLA 3 e si riportano i risultati delle valutazioni effettuate con il programma Hotspot, in termini di valori di dose efficace, comprensivi dei contributi per inalazione e sommersione nella nube, alle varie distanze.

TABELLA 1 DATI RADIONUCLIDI UTILIZZATI IN HOTSPOT

(*) sorgente sigillata

Settore Gamma-Camere						
RADIONUCLIDE	Tc-99m	I-123	I-131	Mo-99/ Tc-99m	Co-57	Cs-137
MAX ATTIVITA' DETENUTA (MBq)	100.000	2.000	800	100.000	600	3,7
Tipo di ritenzione polmonare (F, M, S) (da ICRP 119)	S	F	F	S	S	F
Inhalation DCFs (Sv/Bq) 50yCED	2,0E-11	7,5E-11	7,4E-09	9,9E-10	1,0E-09	4,7E-09
Submersion DCFs (Sv/sec)/(Bq/m3) ED	5,3E-15	6,6E-15	1,7E-14	6,9E-15	5,0E-15	2,6E-14
ARF Airborne Fraction	1,0E-02	5,0E-01	5,0E-01	1,0E-02	1,0E-02	1,0E-02
RF Respirable Fraction	5,0E-02	1,0E+00	1,0E+00	5,0E-02	5,0E-02	5,0E-02
					*	*
Settore Ciclotrone/Radiofarmacia						
RADIONUCLIDE	C-11	N-13	F-18	Ga68	Ge68/G a68	Cs-137
MAX ATTIVITA' DETENUTA (MBq)	100.000	11.000	350.000	2.220	2.220	7,4
Tipo di ritenzione polmonare (F, M, S) (da ICRP 119)	S	S	S	M	M	F
Inhalation DCFs (Sv/Bq) 50yCED	1,9E-11	1,9E-11	5,9E-11	4,9E-11	1,4E-08	4,7E-09
Submersion DCFs (Sv/sec)/(Bq/m3) ED	4,6E-14	4,6E-14	4,4E-14	4,3E-14	8,9E-20	2,6E-14
ARF Airborne Fraction	1,0E-02	5,0E-01	5,0E-01	1,0E-02	1,0E-02	1,0E-02
RF Respirable Fraction	5,0E-01	1,0E+00	1,0E+00	5,0E-02	5,0E-02	5,0E-02
					*	*

TABELLA 2 DATI RADIONUCLIDI UTILIZZATI IN HOTSPOT

(* sorgente sigillata (+) quantitativi già ricompresi altrove

RADIONUCLIDE	Settore PET/TC				
	C-11	N-13	F-18	Ga68	Ge68
MAX ATTIVITA' DETENUTA (MBq)	600	800	450	350	300
Tipo di ritenzione polmonare (F, M, S) (da ICRP 119)	S	-	S	M	M
Inhalation DCFs (Sv/Bq) 50yCED	1,9E-11	0,0E+00	5,9E-11	4,9E-11	1,4E-08
Submersion DCFs (Sv/sec)/(Bq/m3) ED	4,6E-14	4,6E-14	4,4E-14	4,3E-14	8,9E-20
ARF Airborne Fraction	1,0E-02	5,0E-01	5,0E-01	1,0E-02	1,0E-02
RF Respirable Fraction	5,0E-01	1,0E+00	1,0E+00	5,0E-02	5,0E-02

RADIONUCLIDE	Settore Terapia					
	Y-90	I-131	Sm-153	Lu-177	Ra-223	Cs-137
MAX ATTIVITA' DETENUTA (MBq)	6.000	25.000	3.000	40.000	30	3,7
Tipo di ritenzione polmonare (F, M, S) (da ICRP 119)	S	F	M	S	M	F
Inhalation DCFs (Sv/Bq) 50yCED	1,5E-09	7,4E-09	6,3E-10	1,2E-09	7,4E-06	4,7E-09
Submersion DCFs (Sv/sec)/(Bq/m3) ED	7,9E-16	1,7E-14	2,1E-15	1,5E-15	5,7E-15	2,6E-14
ARF Airborne Fraction	1,0E-02	5,0E-01	1,0E-02	5,0E-01	1,0E-03	1,0E-02
RF Respirable Fraction	5,0E-02	1,0E+00	5,0E-01	5,0E-01	1,0E+00	5,0E-02

RADIONUCLIDE	Laboratorio HFS											
	C-14	Na-22	Co-57	Co-60	Ge68	I-129	Ba-133	Cs-137	Eu-152	Am-241	multiplicco (10% Am-241)	multiplicco (20% Cs-109)
MAX ATTIVITA' DETENUTA (MBq)	0	10	400	6	500	0,00	15,00	10,00	0,10	0,07	0,02	0,04
Tipo di ritenzione polmonare (F, M, S) (da ICRP 119)	S	F	S	S	M	S	F	F	S	M	M	S
Inhalation DCFs (Sv/Bq) 50yCED	5,8E-09	1,3E-09	1,0E-09	3,1E-08	1,4E-08	9,8E-09	1,5E-09	4,7E-09	4,2E-08	4,2E-05	4,2E-05	6,3E-09
Submersion DCFs (Sv/sec)/(Bq/m3) ED	3,8E-17	1,0E-13	5,0E-15	1,2E-13	8,9E-20	2,5E-16	1,6E-14	2,6E-14	1,1E-16	6,7E-16	6,7E-16	2,3E-16
ARF Airborne Fraction	1,0E-02	1,0E-02	1,0E-02	1,0E-02	1,0E-02	5,0E-01	1,0E-02	1,0E-02	1,0E-02	1,0E-02	1,0E-02	1,0E-02
RF Respirable Fraction	5,0E-02	5,0E-02	5,0E-02	5,0E-02	5,0E-02	5,0E-02	5,0E-02	5,0E-02	5,0E-02	5,0E-03	5,0E-03	5,0E-02

RADIONUCLIDE	Lab MN		uPET	Dep biobox				DEP RR
	I-125	Tc-99m	F-18	Tc-99m	I-123	I-131	F-18	Mo-99/ Tc-99m
MAX ATTIVITA' DETENUTA (MBq)	40	370	240	1.000	20	8	100	2.700
Tipo di ritenzione polmonare (F, M, S) (da ICRP 119)	F	S	S	S	F	F	S	S
Inhalation DCFs (Sv/Bq) 50yCED	5,2E-09	2,0E-11	5,9E-11	2,0E-11	7,5E-11	7,4E-09	5,9E-11	9,9E-10
Submersion DCFs (Sv/sec)/(Bq/m3) ED	3,8E-16	5,3E-15	4,4E-14	5,3E-15	6,6E-15	1,7E-14	4,4E-14	6,9E-15
ARF Airborne Fraction	5,0E-01	1,0E-02	5,0E-01	1,0E-02	5,0E-01	5,0E-01	5,0E-01	1,0E-02
RF Respirable Fraction	1,0E+00	5,0E-02	1,0E+00	5,0E-02	1,0E+00	1,0E+00	1,0E+00	5,0E-02

+ + + + +/*

TABELLA 3 RISULTATI HOTSPOT - TEDE - DOSE EFFICACE TOTALE (mSv)

Distanza (m)	TOTALE	Settore Diagnostica Convenzionale	Settore Ciclotrone/Radiofarmacia	Settore PET/TC	Settore Terapia	Laboratorio MN	uPET	Laboratorio HFS	Deposito biobox	DEP RR
10	1,1E-01	3,0E-03	4,0E-02	9,5E-05	6,7E-02	9,6E-05	2,2E-05	2,2E-05	3,8E-05	1,8E-06
20	1,0E-01	2,8E-03	3,7E-02	8,9E-05	6,4E-02	9,2E-05	2,0E-05	2,0E-05	3,6E-05	1,7E-06
30	1,0E-01	2,6E-03	3,5E-02	8,5E-05	6,3E-02	8,8E-05	1,9E-05	1,9E-05	3,4E-05	1,6E-06
50	9,2E-02	2,4E-03	3,2E-02	7,6E-05	5,8E-02	8,0E-05	1,8E-05	1,8E-05	3,1E-05	1,5E-06
100	7,8E-02	2,0E-03	2,6E-02	6,0E-05	5,0E-02	6,4E-05	1,4E-05	1,4E-05	2,5E-05	1,2E-06
200	5,7E-02	1,4E-03	1,8E-02	4,1E-05	3,8E-02	4,4E-05	9,8E-06	9,9E-06	1,7E-05	8,1E-07
500	2,7E-02	5,9E-04	7,6E-03	1,6E-05	1,8E-02	2,0E-05	4,3E-06	6,8E-06	7,6E-06	3,5E-07

Si rammenta peraltro che le valutazioni sono state effettuate partendo da ipotesi cautelative e pertanto rappresentano una stima più che conservativa del rischio legato alla dispersione dell'ambiente di contaminanti radioattivi a seguito di un incendio.

4. CROLLO DELL'EDIFICIO

Un possibile evento incidentale da prendere in considerazione è il crollo, a seguito anche di un evento sismico, dell'edificio, o di parte di esso, che coinvolga i depositi delle sorgenti radioattive della struttura. Si precisa che le pareti portanti dell'edificio sono molto spesse (muro perimetrale 70 cm pietrame e malta; pareti interne portanti 43 cm pietrame e malta; bunker ciclotrone rinforzato con ulteriori spessori di cemento armato), per cui dovrebbero comunque essere in grado di non subire particolari danni. Nel caso comunque in cui i contenitori delle sostanze radioattive non sigillate vengano rotti con conseguente spargimento di queste ultime, esse rimarrebbero comunque localizzate nell'area interessata dal crollo, anche se la loro fuoriuscita dalle protezioni potrebbe dar luogo ad una esposizione nell'area circostante. Considerata in ogni caso la presenza delle macerie, il rateo di dose dovuto alla presenza delle sorgenti radioattive sarebbe abbastanza ridotto e tale da interessare un'area localizzata e limitata nello spazio (< 20 m). Quest'area dovrà essere delimitata e interdetta per il tempo necessario a consentire il decadimento della sostanza radioattiva.

5. SCARICO ACCIDENTALE DEL CONTENUTO DI UNA VASCA

Un ulteriore evento incidentale da prendere in considerazione è lo scarico accidentale nella rete fognaria del contenuto di una delle vasche dei due sistemi di contenimento dei reflui radioattivi, prima che sia completato il decadimento del contenuto.

Tale eventualità è estremamente poco probabile e riconducibile ad un errore materiale di un operatore (a seguito di un'eventuale rottura di una vasca, è previsto un sistema di contenimento; comunque per immettere liquidi nel sistema fognario è necessario attivare una pompa).

Alla luce delle modifiche richieste con la presente istanza, si sono comunque rivalutate le possibili conseguenze di impatto ambientale nell'ipotesi che tutta la radioattività presente in una vasca venga accidentalmente immessa nell'ambiente al momento di massima attività, ovvero al momento del riempimento, per entrambi gli impianti di contenimento presenti.

Per quanto riguarda l'impianto V1 RAD 2-4 MAN (Vasche piccole, inizialmente progettato per il settore radiofarmacia e il settore PET, da fine 2019 raccoglie oramai solamente scarichi FREDDI provenienti dalla radiofarmacia e dal relativo ciclo di decontaminazione), la valutazione di dose all'individuo rappresentativo della popolazione per singolo evento è pari a circa 0,08 uSv: l'impatto dell'evento accidentale è trascurabile, ovviamente nei limiti delle attività scaricate prese in considerazione (minime percentuali dell'attività all'origine), anche considerato che per il lungo tempo di dimezzamento di alcuni dei radionuclidi potenzialmente presenti (impurezze in tracce, nel caso di situazioni anomale), il contributo del decadimento nell'impianto per alcune settimane è risibile.

Per quanto riguarda invece l'impianto V2 LRD-LRT 5 24-2K (Vasche grandi, dedicate per i settori di diagnostica convenzionale, PET e Terapia), la valutazione di dose all'individuo rappresentativo della popolazione per singolo evento è pari a circa 8 uSv: l'impatto dell'evento accidentale è apprezzabile, pur essendo al di sotto della soglia della non rilevanza radiologica. Si consideri che la valutazione è effettuata in maniera molto conservativa, al I livello di approssimazione.

Per i dettagli si rimanda alla APPENDICE F - VALUTAZIONI IN MERITO AI RIFIUTI RADIOATTIVI.

5.1 Conclusioni

Si ritiene in conclusione che i rischi per i lavoratori e gli individui del pubblico in situazioni di esposizione di emergenza radiologica possano essere mantenuti entro livelli accettabili operando in termini di mezzi di prevenzione sia attiva che passiva. Qualora comunque dovesse avvenire un incidente, in particolare un incendio, tale da provocare l'emissione in ambiente delle sostanze radioattive detenute, le valutazioni di massima sopra effettuate indicano che le dosi a cui sarebbero esposti eventuali individui sono contenute entro 0,1 mSv per tutti coloro che si trovano a distanze superiori a 30 m e comunque al di fuori della cinta ospedaliera.

All'interno dell'Ospedale Policlinico è attiva una Squadra di Emergenza – Servizio Guardiafuochi, sempre presente in struttura, dotata di mezzi di protezione idonei, in particolare di autorespiratori in caso di incendio; tale personale deve essere reso edotto dei rischi di esposizione alle radiazioni ionizzanti e delle modalità operative da adottare (Piano di Emergenza/Evacuazione Aziendale).

Genova, 26/11/2021

Dott.ssa M.Claudia BAGNARA

Esperto di Radioprotezione di III grado n.465

Specialista in Fisica Medica



6. BIBLIOGRAFIA

- [1] ICRP-119. Compendium of Dose Coefficients based on ICRP Publication 60. Publication n.119, Ann. ICRP 41(Suppl.), 2012
- [2] NCRP Report N. 123, Screening models for releases of radionuclides to atmosphere, surface water, and ground, I e II, 1996
- [3] AIFM 2021, Comitato per la Radioprotezione. Modalità di valutazione della dose assorbita dall'individuo rappresentativo della popolazione a seguito dello svolgimento di attività di Medicina Nucleare, 2021
- [4] HotSpot, versione 3.1.1, luglio 2019 e 3.1.2, febbraio 2020- <https://narac.llnl.gov/hotspot>
- [5] IAEA-TECDOC-1162. Generic procedures for assessment and response during a radiological emergency, IAEA, 2000
- [6] EPA 1983; Federal Guidance Report No. 12. External Exposure to Radionuclides in Air, Water and Soil, US EPA 402-R-93-081, 1983
- [7] EPA 1999; Federal Guidance Report No. 13. Cancer Risk Coefficients for Environmental Exposure to Radionuclides, US EPA 402-R-99-001, 1999
- [8] EPA 2019; Federal Guidance Report No. 15. External Exposure to Radionuclides in Air, Water and Soil, US EPA 402-R-19-002, 2019