

JIHOČESKÁ UNIVERZITA V ČESKÝCH BUDĚJOVICÍCH
ZDRAVOTNĚ SOCIÁLNÍ FAKULTA

Význam expresních havarijních metodik pro případ radičních mimořádných
událostí

DIPLOMOVÁ PRÁCE

AUTOR PRÁCE : Bc. Vendula Pfeiferová

VEDOUcí PRÁCE : Ing. Irena Malátová, CSc.

2008

UNIVERSITY OF SOUTH BOHEMIA ČESKÉ BUDĚJOVICE
FACULTY OF HEALTH AND SOCIAL STUDIES

The importace of express emergency methods in the event of the radiological
emergency

DIPLOMA THESIS

AUTHOR : Bc. Vendula Pfeiferová
SUPERVISOR : Ing. Irena Malátová, CSc.

2008

SUMMARY

Through the development of nuclear power engineering and the growth of ionization source applications, possible nuclear facility accidents, or as the case may be, crashes as well as the misuse of contaminating materials by various terrorist groups may not be excluded. During radiological emergency, it is necessary to evaluate radioactive irradiation of people in affected areas; in case of extensive emission of radioactive nuclides, it is particularly important to monitor their internal contamination. It has been proved by experience that there is a need for a directive or methodology to control the large number of individual measures of internally contaminated persons, preferably by using easily available instruments and improvised technology. Within the emergency preparedness system, express emergency methods for measuring internal contamination in vivo are prepared and evaluated as regards the sensitivity and ability to distinguish individual radioactive nuclides.

This study mentions a method which provides for the use of improvised technology to estimate the activity of radioactive nuclides in human body by measuring persons in vivo with improvised whole-body counting measures. This improvisation is based on the comparison of efficiency of different semiconductor gamma spectrometers and scintillators for radionuclide point source in the distance of 25 cm and the efficiency established for human body phantom. Uncertainty of determination of radioactive nuclide activity in the body of measured persons is estimated and minimal detectable activities for various detectors in different environments are calculated. The study is concluded by the permeability test of the whole-body counter laboratory performed in the National Radiation Protection Institute in Prague and its evaluation in relation to emergency preparedness of this institute.

Prohlašuji, že jsem diplomovou práci na téma " Význam expresních havarijních metodik pro případ radiačních mimořádných událostí" vypracovala samostatně a použila jen pramenů, které cituji a uvádím v přiložené bibliografii.

Prohlašuji, že v souladu s §47b zákona č. 111/1998 Sb. v platném znění souhlasím se zveřejněním své diplomové práce, a to v nezkrácené podobě v úpravě vzniklé vypuštěním vyznačených částí archivovaných Zdravotně sociální fakultou elektronickou cestou ve veřejně přístupné části databáze STAG provozované Jihočeskou univerzitou v Českých Budějovicích na jejích internetových stránkách.

V Českých Budějovicích 15.8. 2008

.....

Poděkování :

Děkuji paní Ing. Ireně Malátové, CSc. za důležité rady a věcné připomínky. Dále děkuji paní Ing. Heleně Pospíšilové, vedoucí oddělení vnitřní kontaminace SÚRO Praha za trpělivost a pomoc při realizaci diplomové práce.

ÚVOD 1

SOUČASNÝ STAV	2
1 MOŽNÉ ZDROJE ÚNIKU RADIONUKLIDŮ	3
1.1 JADERNÉ ZAŘÍZENÍ.....	3
1.1.1 Technické a bezpečnostní principy jaderných elektráren v ČR.....	3
1.1.2 Jaderná bezpečnost jaderných elektráren.....	3
1.1.3 Zdroje ionizujícího záření v jaderné elektrárně.....	4
1.1.4 Šíření radionuklidů.....	5
1.2 PRŮMYSLOVÉ APLIKACE.....	6
1.2.1 Defektoskopie.....	6
1.2.2 Ozařovače.....	7
1.2.3 Radionuklidová měřidla.....	8
1.3 LÉKAŘSKÉ APLIKACE.....	9
1.3.1 Nukleární medicína.....	9
1.3.2 Radioterapie.....	12
1.4 POTENCIÁLNÍ HROZBA TERORISTICKÉHO ÚTOKU.....	14
1.4.1 Specifické útoky a hrozby.....	14
1.4.2 Nespecifické hrozby.....	15
1.4.3 Možné způsoby teroristických útoků.....	15
2 HODNOCENÍ VNITŘNÍHO OZÁŘENÍ OSOB	19
2.1 DEFINICE VNITŘNÍHO OZÁŘENÍ.....	19
2.2 STANOVENÍ DÁVKY Z VNITŘNÍHO OZÁŘENÍ.....	19
2.2.1 Veličiny úvazek ekvivalentní dávky a úvazek efektivní dávky.....	20
2.2.2 Konverzní faktory pro výpočet dávek z vnitřní kontaminace.....	22
2.2.3 Stanovení příjmu a úvazku efektivní dávky.....	23
2.3 METODY MĚŘENÍ AKTIVITY V TĚLE ČLOVĚKA.....	23
2.3.1 Přímé metody.....	23
2.3.2 Nepřímé metody.....	28
3 RADIONUKLIDY DŮLEŽITÉ Z HLEDISKA VNITŘNÍ KONTAMINACE OSOB	29
4 DOPORUČENÉ POSTUPY PRO PŘÍPADY MIMOŘÁDNÝCH RADIAČNÍCH UDÁLOSTÍ	32
4.1 METODA RYCHLÉHO MONITOROVÁNÍ VELKÝCH SKUPIN VNITŘNĚ KONTAMINOVANÝCH LIDÍ V DŮSLEDKU RADIAČNÍCH NEHOD.....	33
4.1.1 Obecné požadavky.....	34
4.2 METODA KALIBRACE PŘÍSTROJŮ POUŽITÝCH PRO IMPROVIZOVANÁ CELOTĚLOVÁ MĚŘENÍ.....	37
4.2.1 Kalibrace celotělového měření.....	37
4.3 DOPORUČENÉ ZÁSAHOVÉ INSTRUKCE A ZÁSAHOVÉ ÚROVNĚ.....	41
5 CÍL PRÁCE A HYPOTÉZY	43
6 TECHNICKÉ ZABEZPEČENÍ PRO STANOVENÍ VNITŘNÍ KONTAMINACE V SÚRO PRAHA	44
6.1 PARAMETRY LABORATOŘE CTP SÚRO PRAHA.....	44
6.2 PŘEHLED DETEKTORŮ.....	46
7 KALIBRACE DETEKTORŮ	48
7.1 KALIBRAČNÍ SPEKTRUM.....	49

7.2	KALIBRACE GEOMETRIE BODOVÉHO ZDROJE VE VZDÁLENOSTI 25 CM OD STŘEDU ČELA DETEKTORU	51
7.3	KALIBRACE GEOMETRIE SEDÍCÍ OSOBY	58
7.4	ODVOZENÍ KOREKČNÍHO FAKTORU MEZI GEOMETRIEMI BODOVÉHO ZDROJE VE VZDÁLENOSTI 25 CM A SEDÍCÍ OSOBY	63
7.5	DISKUSE ČÁSTI 7	64
8	ODHAD NEJISTOTY MĚŘENÍ	65
8.1	KOREKCE NA SOMATICKÉ ODLIŠNOSTI	65
8.2	NEJISTOTY ZPŮSOBENÉ NEPŘESNOSTÍ V UMÍSTĚNÍ DETEKTORU	67
8.3	ZESLABENÍ ZÁŘENÍ Z POZADÍ MĚŘENOU OSOBOU	69
8.4	DISKUSE ČÁSTI 8	71
9	MĚŘENÍ POZADÍ A STANOVENÍ MDA	72
9.1	DISKUSE ČÁSTI 9	83
10	CVIČENÍ PROPUSTNOSTI LABORATOŘE CTP SÚRO PRAHA.....	86
10.1	PLÁNOVÁNÍ CVIČENÍ PROPUSTNOSTI LABORATOŘE CTP.....	86
10.1.1	Plán průběhu cvičení propustnosti laboratoře CTP	86
10.1.2	Rozhodná kritéria pro další postup	88
10.1.3	Požadavky na cvičení	88
10.1.4	Osobní dotazník k vyšetření na CTP	89
10.2	PRŮBĚH CVIČENÍ PROPUSTNOSTI LABORATOŘE CTP	90
10.3	VYHODNOCENÍ CVIČENÍ PROPUSTNOSTI LABORATOŘE CTP	91
10.4	DISKUSE ČÁSTI 10	93
11	ZÁVĚR.....	94
12	POUŽITÁ LITERATURA	96
13	KLÍČOVÁ SLOVA	98

ÚVOD

Široké využití atomové energie a různých jiných zdrojů ionizujícího záření v medicíně nebo průmyslu s sebou přináší malá, ale nezanedbatelná rizika nehod při kterých mohou být do životního prostředí uvolněny radioaktivní látky. Takové úniky mohou způsobit radioaktivní kontaminaci na lokální i globální úrovni, které vyžadují rychlou a specializovanou odezvu ve vyhodnocení a zmírnění potenciálního ozáření pracovníků i jednotlivců z obyvatelstva.

V takovýchto krizových situacích je nezbytné ohodnotit radiační ozáření lidí v postižených oblastech, zvláště pak je důležité monitorování jejich vnitřní kontaminace. Existující stabilní zařízení pro monitorování vnitřní kontaminace lidí radionuklidy mohou být za takových okolností limitována nevhodným umístěním, přílišnou citlivostí měření pro daný případ nebo neadekvátním technickým a personálním vybavením ke zvládnutí měření velkého množství osob.

Během provádění záchranných prací při nehodách v Černobyli nebo Goanii zkušenost prokázala potřebu směrnice nebo metodiky k řízení velkého množství individuálních měření vnitřně kontaminovaných osob, nejlépe za použití snadno dostupných přístrojů a improvizované techniky. Technika použitelná pro takové případy je obvykle dostupná v nemocnicích, centrech lékařského výzkumu, vysokých školách zaměřených na výuku přírodních věd, je součástí vybavení specializovaných skupin Armády České Republiky, Hasičského záchranného sboru nebo Policie České Republiky a v neposlední řadě mobilních skupin Státního úřadu pro jadernou bezpečnost a Státního ústavu radiační ochrany.

Tato práce by měla dát experimentální základ pro vytvoření návodu k měření aktivity radionuklidů in vivo, u osob vnitřně kontaminovaných v důsledku radiační nehody nebo havárie, pomocí improvizované techniky a vyvrátit či potvrdit teoretické předpoklady pro taková měření.

SOUČASNÝ STAV

1 MOŽNÉ ZDROJE ÚNIKU RADIONUKLIDŮ

1.1 Jaderné zařízení

Podíl jaderné energetiky na celkové výrobě elektrické energie ve světě činí cca. 18 %. V některých zemích jako například ve Francii, v Belgii aj. se jaderná energetika podílí na celkové výrobě elektrické energie více než 60 % [12]. V České republice díky dvěma jaderným elektrárnám JE Dukovany a JE Temelín je podíl jaderné energetiky na výrobě elektrické energie přibližně 33 % [24]. Využívání jaderné energie s sebou nese kromě nesporných výhod ekonomických a ekologických i rizika. Proto je důležité tato zařízení mít plně pod kontrolou technickou i legislativní, která by měla zajistit jejich bezpečnost. Zároveň je nezbytná příprava na možnou havárii jaderného zařízení, aby se v případě jejího vzniku co nejvíce minimalizovaly újmy jak na životech a zdraví osob, tak i škody na majetku a životním prostředí.

1.1.1 Technické a bezpečnostní principy jaderných elektráren v ČR

Jaderný reaktor je zařízení, v němž se uskutečňuje řízená štěpná řetězová reakce doprovázená přeměnou jaderné energie na energii tepelnou. Aktivní zóna reaktoru představuje soubor uranových palivových článků, uspořádaných konstrukčně v prostoru tak, aby umožňovaly průběh a řízení štěpné řetězové reakce a současně odvod uvolněné tepelné energie [17].

V České republice jsou v provozu dvě jaderné elektrárny JE Dukovany a JE Temelín. V jaderné elektrárně Dukovany jsou instalovány čtyři tlakovodní reaktory (PWR). Projektové označení těchto reaktorů je VVER 440/213. VVER znamená "Vodou chlazený, vodou moderovaný energetický reaktor". Každý ze čtyř reaktorů má tepelný výkon 1375 MW a elektrický výkon 440 MW. V jaderné elektrárně Temelín jsou instalovány dva tlakovodní reaktory VVER 1000 typu V320 o nominálním tepelném výkonu 3000 MWt a elektrickém výkonu 1000 MW [21].

1.1.2 Jaderná bezpečnost jaderných elektráren

Zákon č 18/1997 Sb. v aktuálním znění definuje jadernou bezpečnost jaderného zařízení jako: "Stav a schopnost jaderného zařízení a osob obsluhujících jaderné zařízení

zabránit nekontrolovatelnému rozvoji štěpné řetězové reakce nebo nedovolenému úniku radioaktivních látek nebo ionizujícího záření do životního prostředí a omezovat následky nehod " [17].

Z výše uvedené definice je zřejmé, že potenciální riziko jaderných elektráren spočívá v možnosti ztráty kontroly nad řízením štěpné řetězové reakce a v množství radioaktivních látek nahromaděných v aktivní zóně reaktoru během jeho provozu, zejména v souvislosti s jejich možnou disperzí do životního prostředí v důsledku nedovoleného úniku [17].

1.1.3 Zdroje ionizujícího záření v jaderné elektrárně

Při provozu jaderného reaktoru dochází v důsledku řady jaderných reakcí ke změně izotopického složení prakticky všech materiálů v jeho aktivní zóně a zejména pak jaderného paliva. Izotopické složení vyhořelého jaderného paliva je závislé především na použitém jaderném materiálu, způsobu ozařování a konstrukci palivového článku. Vzhledem k různým cestám vzniku jednotlivých zastoupených izotopů i jejich odlišnému významu jsou pro vyhořelé jaderné palivo zpravidla rozlišovány 3 skupiny izotopů [12] :

- **aktivační produkty** – vznikají především z konstrukčních materiálů
- **aktinidy a jejich dceřiné produkty**
- **štěpné produkty** – včetně jejich dceřiných produktů [12]

Obsah radionuklidů v palivu reaktoru se nazývá **inventář reaktoru** a ten je závislý na typu reaktoru, typu paliva a jeho stupni vyhoření. Inventář kteréhokoliv ze štěpných produktů lze pro daný typ paliva a reaktoru vypočítat pro kterýkoli čas, po němž daný reaktor pracuje (stupeň vyhoření paliva) [17]. V případě havárie jaderného zařízení a následném úniku radionuklidů do životního prostředí lze tedy předvídat izotopické složení uniklé směsi. Při provozu jaderného reaktoru vzniká v důsledku ozařování paliva i všech konstrukčních částí reaktoru celá řada radionuklidů. Jako ekologicky významné, a tím i významné z hlediska vnitřní kontaminace osob, označujeme především ty izotopy, které se vyznačují určitými vlastnostmi, jako je snadná šířitelnost

- např. plyn nebo těkavá látka, vysoká aktivita, dlouhý poločas rozpadu, (radio)toxicita ap. [12]. Výběr nejvýznamnějších radionuklidů, z hlediska vnitřního ozáření osob, které by se v případě havárie mohly uvolnit do životního prostředí je uveden v tabulce 1.1. Při havárii jaderného zařízení by největší podíl aktivity v životním prostředí způsobil únik radioaktivních vzácných plynů vznikajících jako produkty štěpení, především radioizotopy Kr, Xe a Ar. Tyto radioizotopy způsobují významné vnější ozáření osob, ale k podílu vnitřního ozáření významně nepřispívají.

Tab. 1.1 Výběr radionuklidů významných z hlediska vnitřního ozáření osob [12,17,23].

Radionuklid	$T_{1/2}$	Způsob vzniku	Radionuklid	$T_{1/2}$	Způsob vzniku
^3H	12,4 roků	aktivace, štěpení	$^{129\text{m}}\text{Te}$	33,6 dnů	štěpení
^{14}C	5730 let	aktivace, štěpení	^{129}I	$1,57 \cdot 10^7$ let	štěpení
^{35}S	87,3 dne	aktivace	^{131}I	8,0 dnů	štěpení
^{51}Cr	27,7 dnů	aktivace	^{132}Te	76,9 hodin	štěpení
^{54}Mn	312,5 dnů	aktivace	^{132}I	2,3 hodiny	štěpení
^{55}Fe	2,8 roku	aktivace	^{133}I	21,0 hod	štěpení
^{57}Co	271,8 dnů	aktivace	^{134}I	53,0 min	štěpení
^{58}Co	70,9 dnů	aktivace	^{134}Cs	2,1 let	aktivace
^{59}Fe	44,5 dnů	aktivace	^{135}I	6,6 hod	štěpení
^{60}Co	5,3 roků	aktivace	^{137}Cs	30,0 roků	štěpení
^{65}Zn	243,9 dnů	aktivace	$^{137\text{m}}\text{Ba}$	2,6 minuty	štěpení
^{76}As	1,1 dne	aktivace	^{140}Ba	12,8 dnů	štěpení
^{89}Sr	50,5 dne	štěpení	^{140}La	1,7 den	štěpení
^{90}Sr	28,7 roků	štěpení	^{141}Ce	32,5 dnů	štěpení
^{90}Y	64,1 hodin	štěpení	^{144}Ce	284,5 dnů	štěpení
^{95}Zr	64,1 dnů	aktivace, štěpení	^{181}Hf	42,4 dnů	aktivace
^{95}Nb	35,0 dnů	aktivace, štěpení	^{182}Ta	114,4 dnů	aktivace
^{99}Mo	2,7 dne	štěpení	^{238}Pu	87,7 roků	aktivace
^{103}Ru	39,3 dnů	štěpení	^{239}Np	2,4 dne	aktivace
$^{103\text{m}}\text{Rh}$	56,1 minut	štěpení	^{239}Pu	$2,4 \cdot 10^4$ roků	aktivace
^{106}Ru	372,6 dnů	štěpení	^{240}Pu	$6,6 \cdot 10^3$ roků	aktivace
^{106}Rh	29,9 sekund	štěpení	^{241}Pu	14,4 roků	aktivace
$^{110\text{m}}\text{Ag}$	249,8 dnů	aktivace	^{241}Am	432,0 roků	aktivace
^{124}Sb	60,2 dnů	aktivace	^{242}Pu	$3,7 \cdot 10^5$ roků	aktivace
^{125}Sb	2,8 let	aktivace, štěpení	^{242}Cm	162,9 dnů	aktivace

1.1.4 Šíření radionuklidů

Za normálního provozu je zdrojem vzdušných výpustí ventilační komín jaderné elektrárny. V průběhu anomálních a havarijních stavů je ventilační komín uzavřen a vzdušné výpusti unikají do okolí netěsnostmi ochranné obálky (kontejnmentu) nebo

jiných izolačních zařízení elektrárny. V obou případech je uniklá vzdušna unášena větrem a postupně rozptylována v ostatní okolní atmosféře. Současně dochází k relativně pomalému vypadávání radioaktivních látek na povrch země (suchý spad) nebo v případě srážek k jejich rychlému vymývání ze vzduchu. Důsledkem obou procesů je kontaminace povrchu země radionuklidy a tím vstup těchto radionuklidů do potravinového řetězce. Jedinec nacházející se na povrchu země je tak vystaven vnějšímu ozáření z postupujícího kontaminovaného vzduchu (tzv. ozáření z mraku), vnějšímu ozáření od radionuklidů deponovaných na zemi (tzv. ozáření z depa) a je rovněž vnitřně ozařován v důsledku inhalace radionuklidů z kontaminovaného vzduchu a ingesce z kontaminovaných potravin. Způsobu jakým se radionuklidy v životním prostředí šíří se věnují modely šíření atmosférou, hydrosférou a potravinovými řetězci [17].

1.2 Průmyslové aplikace

Průmyslové aplikace zdrojů ionizujícího záření jsou velmi rozšířené. Využívá se jak generátorů záření, tak radionuklidových zdrojů záření gama, beta, alfa i jím produkované neutrony vznikající při rozpadech radionuklidů. Mezi nejužívanější průmyslové aplikace patří defektoskopie, měřidla a indikátory, analyzátory pro zkoumání složení materiálu, průmyslové ozařovače a jiné. Průmyslové zdroje se podle vyhlášky [26] většinou zařazují do kategorií jednoduché zdroje (většina měřidel) a významné zdroje (defektoskopy, ozařovače) [17].

1.2.1 Defektoskopie

Defektoskopie je nedestruktivní zkušební metoda, pomocí které se kontrolují různé vlastnosti materiálů či výrobků. Využívá se vlastností záření gama, rentgenového nebo brzdného, které snadno prochází různými materiály aniž by je poškodilo a při průchodu je zeslabováno a rozptylováno v závislosti na vlastnostech materiálu. Typické radionuklidové zdroje záření pro defektoskopii s rozsahem běžně používaných aktivit zavisejícím na druhu aplikace, jsou uvedeny v tabulce 1.2 [17].

Tab. 1.2 . Typické radionuklidové zdroje záření pro defektoskopii [17].

Zářič	$T_{1/2}$	Aktivita [TBq]
^{170}Tm	128,6 dnů	< 1
^{169}Yb	32,0 dnů	< 1
^{192}Ir	73,8 dnů	0,05 - 10
^{75}Se	119,8 dnů	0,05 - 10
^{60}Co	5,3 let	0,1 - 10
^{137}Cs	30,0 let	0,1 - 10

Radioaktivní látka je odpovídajícím způsobem hermeticky zapouzdřena a umístěná v krytu. Jedná se o uzavřené radionuklidové zářiče, jejichž způsob provedení téměř vylučuje únik radionuklidu a nebezpečí hrozí hlavně z vnějšího ozáření při nesprávné manipulaci nebo při poruše zařízení. Při porušení těsnosti zdroje však může dojít k úniku radionuklidu do okolního prostředí a případné vnitřní kontaminaci v důsledku vdechnutí radionuklidu rozptýleného ve vzduchu.

1.2.2 Ozařovače

Ozařovače nacházejí široké uplatnění pro potřeby zdravotnictví, průmyslu i výzkumu. Jako zdroje záření se většinou používají zdroje záření gama nebo urychlovače elektronů. Obvyklými aplikacemi jsou sterilizace zdravotnických výrobků, léčiv, ošetřování potravinářských produktů, polymerace a modifikace plastů, hubení škodlivého hmyzu atd. Ozařovače se navrhují a vyrábějí tak, že za normálního provozu je radiační zátěž nízká. Ztráta kontroly nad zářičem nebo jeho poškození může však vést k významné radiační zátěži. Poškození radionuklidového zdroje (při porušení těsnosti) může vést také k úniku radionuklidu do pracovního prostředí a tím k vnitřnímu ozáření pracovníků v důsledku jeho inhalace. Aktivity uzavřených zdrojů ionizujícího záření se mohou pohybovat od několika TBq až do sta PBq, typickými radionuklidy používanými na ozařování jsou ^{137}Cs a ^{60}Co [17].

1.2.3 Radionuklidová měřidla

K průběžnému kontrolování kvality výrobků a pracovních operací se v moderní automatizované výrobě často používají kontrolní přístroje využívající radioaktivní zdroje. Jsou to kontrolní a měřicí přístroje využívající ionizující záření emitované z jednoho nebo více uzavřených radionuklidových zdrojů. Používají se zdroje záření beta, gama, neutrony a rentgenové záření, v závislosti na požadované aplikaci. Výběr běžně používaných radionuklidů, s rozsahy aktivit pro jejich typické aplikace jsou uvedeny v tabulce 1.3 [17].

Tab. 1.3 Výběr běžně používaných radionuklidů, s rozsahy aktivit pro jejich typické aplikace [17].

Radionuklid	$T_{1/2}$	Typ záření	Aktivity zdrojů záření	Typické aplikace
^{137}Cs	30,0 let	gama	370 MBq - 37 GBq	do tloušťek 100mm oceli, obsahy potrubí, tankovacích nádob
^{241}Am	432,0 let	gama	370 MBq - 37 GBq	do tloušťek 10mm oceli, hladina tekutiny v lahvích
^{55}Fe	2,75 let	el. záchyt	0,1GBq - 2 GBq	analýza lehkých prvků
^{60}Co	5,27 let	gama	37 MBq - 3,7 GBq	obsah koksovacích pecí
$^{90}\text{Sr/Y}$	28,7 let	beta	37 MBq - 37 GBq	tloušťky tenkých plechů, obsah tabáku v cigaretách
^{85}Kr	10,8 let	beta	37 MBq - 37 GBq	tloušťka lepenky
^{147}Pm	2,6 let	beta	37 MBq - 37 GBq	hustota papíru
^{204}Tl	3,8 let	beta	37 MBq - 37 GBq	tloušťka papíru, gumy, textilu
$^{241}\text{Am/Be}$	432,0 let	neutrony	1 - 10 GBq	detekce uhlovodíků v horninách
$^{238}\text{Pu/Be}$	87,7 let	neutrony	1 - 10 GBq	stanovení vlhkosti v papíru, povrchu silnic, horninách
^{252}Cf	2,6 let	neutrony	2 MBq	stanovení vlhkosti
^{109}Cd	462,6 dnů	el. záchyt	40 MBq - 0,4 GBq	analýza těžkých prvků
^{244}Cm	18,1 let	el. záchyt	0,7 GBq - 40 GBq	analýza prvků

Radionuklidová měřidla a jejich kryty musí splňovat požadavky dané technickými normami a podléhají typovému schvalování dle vyhlášky [26]. Při běžném provozu by tedy nemělo dojít k nadměrné radiační zátěži pracovníků. Je ale nutné vzít v úvahu možné nestandardní situace při používání zařízení, mimo jiné je třeba zohlednit možnost zcizení zdroje, fyzické poškození pracovního krytu zdroje proražením nebo v důsledku požáru, či netěsnost zářiče [17].

Radiační nehody a havárie se zdroji ionizujícího záření mohou nastat během jejich výroby, přepravy nebo použití v důsledku neregulérního přístupu veřejnosti ke zdroji nebo poškození obalu či stínění. Radiační nehody v průmyslu mají ve srovnání s radiační havárií jaderného zařízení mnohem omezenější prostorový a časový rozsah. Zkušenost však ukazuje, že tyto události mohou vést k vysokým dávkám jednotlivcům z obyvatelstva, někdy způsobujícím i časná úmrtí [17].

1.3 Lékařské aplikace

Použití zdrojů ionizujícího záření, ať už generátorů záření nebo radionuklidových zdrojů, v medicíně se stalo za posledních 50 let naprosto běžnou praxí. Radionuklidové zdroje jsou využívány k diagnostickým i terapeutickým účelům a na základě svých fyzikálních a chemických vlastností jsou aplikovány pacientovi buď přímo do těla - *nukleární medicína* nebo slouží k zevnímu ozáření pacienta - *radioterapie*.

1.3.1 Nukleární medicína

Nukleární medicína je lékařským oborem, zabývajícím se aplikacemi radioaktivních látek jak pro diagnostiku, tak pro léčbu. Přípravky obsahující chemickou sloučeninu, jejíž účinnou složkou je radionuklid jako zdroj ionizujícího záření se nazývají *radiofarmaka*. Jsou to otevřené zářiče a aplikují se ve formě roztoků, plynů, případně pevných látek (želatinové kapsle). V nukleární medicíně se uplatňují pouze umělé radionuklidy s vhodnými fyzikálními charakteristikami [17].

Radionuklidy emitující záření beta jsou nezbytné pro terapii některých maligních a benigních onemocnění, např. pro léčbu onemocnění štítné žlázy jódem ^{131}I nebo paliativní terapii metastáz v kostech ^{89}Sr -chloridem, ^{186}Re -HEDP a ^{153}Sm -EDTMP a pro léčbu chronických kloubních onemocnění ^{90}Y -koloidem. Vzhledem k omezenému dosahu záření beta ve tkáni (milimetry) se prakticky veškerá jeho energie absorbuje v cílovém objemu tkáně. Fyzikální charakteristiky základních radionuklidů používaných jako zářiče beta v nukleární medicíně jsou uvedeny v tabulce 1.4 [17].

Diagnostické metody v nukleární medicíně využívající zářiče gama se rozdělují podle způsobu aplikace zářiče na použití *in vivo* nebo *in vitro*. Při *in vivo* aplikaci je radionuklid pacientovi aplikován přímo do těla, většinou intravenózně, perorálně či jiným vhodným způsobem. Pomocí vhodných přístrojů detekujících záření gama (gama kamery) se pak neinvazivním způsobem studují fyziologické a biochemické procesy v těle, lokalizují se a diferencují patologické změny. Při vyšetření *in vitro* se pracuje pouze se vzorkem krve pacienta a pacientovi se radioaktivní látka neaplikuje. Fyzikální charakteristiky základních radionuklidů používaných jako zářiče gama v nukleární medicíně jsou uvedeny v tabulce 1.5 [17]. Typické aktivity aplikované při jednom vyšetření v nukleární medicíně pro konkrétní vyšetření, daný typ a formu radionuklidu jsou uvedeny v příloze vyhlášky [26] jako diagnostické referenční úrovně.

Tab 1.4 Fyzikální charakteristiky radionuklidů - zářičů beta, používaných v nukleární medicíně [17].

Radionuklid	Poločas	Max. energie záření β [keV]	Zastoupení [%]
^3H	12,3 r	19	100
^{14}C	5730 r	157	100
^{18}F	1,83 h	634	97
^{32}P	14,3 d	1710	100
^{35}S	87,5 d	168	100
^{89}Sr	50,5 d	1492	100
^{90}Y	2,7 d	2284	100
^{131}I	8 d	248	2
		334	7
		606	90
^{153}Sm	1,95 d	634	35
		703	44
		807	21
^{186}Re	3,78 d	939	22
		1077	72
^{188}Re	17 h	1962	25
		2118	72

Tab. 1.5 Fyzikální charakteristiky radionuklidů - zářičů gama, používaných v nukleární medicíně [17].

Radionuklid	Poločas	Energie záření γ [keV]	Zastoupení [%]
^{18}F	1,83 h	511	194
^{51}Cr	27,7 d	320	10
^{57}Co	271,8 d	126	86
		136	11
^{58}Co	70,8 d	511	30
		811	99
^{67}Ga	3,26 d	93	39
		185	21
		300	17
$^{81}\text{Rb} / ^{81\text{m}}\text{Kr}$	4,6 h	511	54
$^{81\text{m}}\text{Kr}$	13 s	190	67
$^{99}\text{Mo} / ^{99\text{m}}\text{Tc}$	2,75 d	140	91
		740	12
		778	4
$^{99\text{m}}\text{Tc}$	6,02 h	X18	6
		X21	1
		140	89
^{111}In	2,8 d	X23	69
		171	90
		245	94
^{123}I	13,2 h	X27	71
		159	83
		529	1
^{125}I	60,1 d	X27	114
		X31	26
		36	7
^{131}I	8 d	284	6
		365	82
		637	7
^{153}Sm	1,95 d	X41	49
		X47	12
		103	28
^{186}Re	3,78 d	X59	3
		X63	2
		137	9
^{201}Tl	3,04 d	X69 - 80	94
		135	3
		167	10

Poznámka : X - charakteristické rentgenové záření.

1.3.2 Radioterapie

Radioterapie je samostatný medicínský obor, zabývající se využitím ionizujícího záření při léčbě pacientů. Radioterapie je zaměřena především na rozvoj metod a ozařovacích technik nádorové kurativní terapie. Základní metody léčby nádorových onemocnění ionizujícím zářením se podle vzdálenosti zdroje záření od ozařovaného objemu dělí na *teleterapii* a *brachyterapii* [17].

Při *teleterapii* je pacient ozařován svazky ionizujícího záření, produkovanými generátory záření, nebo uzavřenými radionuklidovými zářiči. Hlavním cílem všech ozařovacích technik teleterapie je homogenní prozáření cílového objemu tkáně potřebnou dávkou a současně co nejprudší spád dávky směrem ke zdravým orgánům [17].

Při *brachyterapii* se zářič umístí do kontaktu s léčeným objemem, což umožňuje dodání vysoké dávky do malého objemu nemocné tkáně a prudký spád dávky. K brachyterapeutické léčbě se využívají zejména uzavřené radionuklidové zářiče, které se zavádějí do dutin (tzv. intrakavitární brachyterapie), chirurgicky se umísťují přímo do postižených tkání (tzv. intrasticiální brachyterapie) nebo v případě povrchových lézí přikládají k nádoru (povrchová brachyterapie). Miniaturizace zdrojů (s vysokou měrnou aktivitou) a jejich bezpečná konstrukce vedla k zavedení tzv. *automatické afterloadingové aplikaci*, která spočívá v následném umístění zdrojů do předem zavedených aplikátorů pomocí přístroje. Zdroje jsou mechanicky nebo pneumaticky zaváděny, na předem stanovenou dobu, k léčenému objemu tkáně a při přerušení nebo ukončení léčby opět zasunuty do bezpečného stínícího kontejneru. Dálkové ovládání pohybu radionuklidových zářičů při afterloadingových aplikacích umožnilo zavedení tzv. *High Dose Rate (HDR)* brachyterapie [17].

Základní charakteristiky radionuklidů používaných pro teleterapii a brachyterapii dle [1], včetně rozpětí typicky používaných aktivit jsou uvedeny v tabulce 1.6.

Tab 1.6 Základní charakteristiky radionuklidů používaných pro teleterapii a brachyterapii [1].

Typická aplikace	Radionuklid	Poločas	Energie [keV]			Typická aktivita
			α	β_{\max}	γ	
Teleterapie	^{60}Co	5,3 r	-	318	1173 1332	50 - 1000 TBq
	^{137}Cs	30 r	-	512	662	500 TBq
Manuální brachyterapie	^{60}Co	5,3 r	-	318	1173 1332	50 - 500 MBq
	^{137}Cs	30 r	-	512	662	50 - 500 MBq
	^{226}Ra	1600 r	4784	-	186	30 - 300 MBq
	^{90}Sr	29 r	-	196	-	50 - 1500 MBq
	^{103}Pd	17 d	-	-	X20	50 - 1500 MBq
	^{125}I	59 d	-	-	35	50 - 1500 MBq
	^{192}Ir	74 d	-	675	317	200 - 1500 MBq
^{252}Cf	2,6 r	6118	-	X15	50 - 1500 MBq	
Afterloadingová brachyterapie	^{60}Co	5,3 r	-	318	1173 1332	\approx 10 GBq
	^{137}Cs	30 r	-	512	662	0,03 - 10 MBq
	^{192}Ir	74 d	-	675	317	\approx 400 GBq

Poznámka : X - charakteristické rentgenové záření.

Všechny zdroje ionizujícího záření používané v radioterapii jsou s ohledem na svoji aktivitu zařazeny podle vyhlášky [26] do kategorie významných zdrojů. Největší nebezpečí těchto zdrojů spočívá v možnosti nepřipustného ozáření zaměstnanců nebo pacientů při nesprávné manipulaci se zdrojem. Tyto zdroje jsou uzavřenými zářiči a k vnitřní kontaminaci osob by mohlo dojít pouze při porušení těsnosti zdroje a následnému úniku radionuklidu do pracovního prostředí. Taková nehoda by však měla omezený dosah a při dodržení základních hygienických pravidel by nemělo dojít k šíření radionuklidu mimo vymezené prostory pracoviště.

Radionuklidové zdroje určené pro nukleární medicínu jsou, už z principu metody, vždy otevřené. Riziko vnitřní kontaminace při manipulaci s radiofarmaky je velké, proto je nutné dbát přísných hygienických a bezpečnostních zásad po celou dobu, od přípravy po aplikaci. Největší nebezpečí hrozí při rozbití ampule a následném rozlítí radiofarmaka, kdy může dojít k významné inhalaci radionuklidu. Další možnou nehodou je poranění zdravotnického personálu hrotem jehly při aplikaci radiofarmaka pacientovi nebo

poranění kontaminovaným střípem z rozbité ampule. Vzhledem k radionuklidům používaným v nukleární medicíně, jejich čistotě a známé chemické formě, lze dobře předvídat chování radiofarmaka v organismu a při vnitřní kontaminaci v důsledku nehody přijmout příslušná opatření.

Úniky radionuklidů v důsledku nehody ze zdrojů používaných pro lékařské účely by vzhledem ke své povaze neměly přesáhnout hranice zdravotnického zařízení, nelze však zcela vyloučit zneužití zdroje neoprávněnou osobou a jeho použití k trestné činnosti.

1.4 Potenciální hrozba teroristického útoku

Existují typicky dva druhy teroristických útoků nebo hrozeb : specifické a nesespecifické. Specifické útoky a hrozby jsou takové, které již byly vykonány nebo byla potvrzena hrozba spáchání útoku. Nesespecifické hrozby typicky indikuje zpravodajská služba nebo jiná informační služba jako informaci, že se někdo připravuje na spáchání teroristického útoku [14].

1.4.1 Specifické útoky a hrozby

Vyhodnocení specifických hrozeb by se mělo zabývat následujícími otázkami [14]:

- Jaký je motiv a jestli je věrohodný ? Věrohodné motivy mohou být vydírání za účelem finančního zisku, politické nebo sociální důvody, morální pobouření, pomsta nebo bizarní požadavky mentálně vyšinuté osoby.
- Je pravděpodobné, že hrozba bude uskutečněná ? Mají pachatelé k uskutečnění hrozby dostatečné informace, kvalifikaci, materiál, přístupy, finance. Dokáží obstarat dostatečné informace a materiál k uskutečnění své hrozby ?
- Jaké mohou být dopady uskutečnění útoku ? Toto by mělo zahrnout následky zdravotní, ekonomické a psychologické. Ekonomické a psychologické dopady jsou *funkcí rizika vnímaného veřejností*, nikoli zdravotních následků.
- Jak lze zmírnit následky uskutečněné hrozby ? [14]

Pachatelé obecně spadají do tří skupin [14] :

- Profesionál – zločinec nebo terorista s vědeckou a technickou znalostí radioaktivních nebo nukleárních materiálů s možným přístupem ke zdrojům potřebným k vykonání útoku [14].
- Amatér – osoba bez vědecké a technické znalosti, bez zjevné možnosti a kvalifikace uskutečnit útok [14].
- Vyšinutý – mentálně vyšinutá osoba jednající na základě osobních pohnutek a bez žádného logického důvodu [14].

Na základě vyhodnocení všech známých faktorů lze určit, zda-li je hrozba reálná a realizovatelná. Hrozba je věrohodná - pravděpodobná, pokud by přinesla významné radiologické, ekonomické nebo psychologické dopady [14].

1.4.2 Nespecifické hrozby

Typické informační zdroje k indikaci nespecifických hrozeb [14] :

- informace dodávané informátorem nebo tajným agentem,
- doznání spolupachatele,
- prodej či nabídka radioaktivních nebo štěpných materiálů,
- odhalení ztraceného/ ukradeného radioaktivního nebo štěpného materiálu,
- odhalení nelegálně drženého radioaktivního materiálu,
- zachycení komunikace mezi pachateli,
- informace cizích zpravodajských služeb [14].

Většina nespecifických hrozeb vyžaduje profesionální vyšetřování k potvrzení, že reálné hrozby opravdu existují [14].

1.4.3 Možné způsoby teroristických útoků

Jaderná nebo radiační událost vzniklá v důsledku teroristického útoku je v současné době vnímána veřejností i oficiálními místy jako pravděpodobná a je potřeba zamýšlet se nad možnými způsoby provedení takového útoku. Dle publikace [14] jsou nejpravděpodobnějšími způsoby provedení takového činu následující :

- rozptýlení radioaktivního materiálu explozí,
- kontaminace místa, potravin, vody nebo produktů,
- vnější ozáření osob,
- sabotáž nebo útok na jaderná zařízení [14].

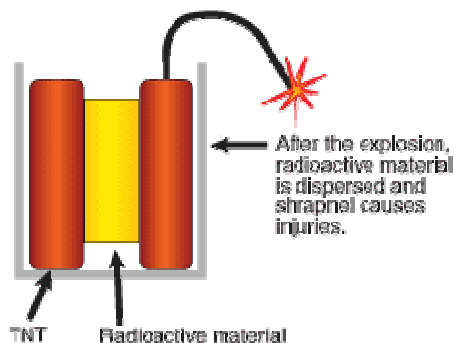
1.4.3.1 Zařízení pro rozptýlení radioaktivního materiálu

Zařízení pro rozptýlení radioaktivního materiálu (*Radiological Dispersal Device – RDD*) jsou zařízení umožňující úmyslné rozšíření radioaktivního materiálu do životního prostředí bez jaderného výbuchu. Radioaktivní materiál lze do životního prostředí rozptýlit explozí – špinavá bomba nebo jinými způsoby např. rozprášením z letadla, kontaminací vody, potravin nebo i jiných produktů [25].

Rozptýlení radioaktivního materiálu explozí - Špinavá bomba

Radioaktivní materiál lze rozptýlit pomocí tzv. špinavé bomby, která je v principu složena ze standardní výbušniny obklopené radioaktivním materiálem, který je při výbuchu rozptýlen. Schéma takové bomby je na obrázku 1.1. Při explozi vznikají radioaktivní i neradioaktivní šrapnely a radioaktivní prach. V důsledku použití takové bomby dochází jak k vnějšímu ozáření osob, tak ke kontaminaci okolního prostředí a tím i možnosti vnitřní kontaminace lidí. Dalšími důsledky jsou kromě přímých poranění způsobených explozí také psychický šok a panika [25].

Obr. 1.1 Schéma zařízení pro rozptýlení radioaktivního materiálu explozí – špinavá bomba [25].



Jiné způsoby rozptýlení radioaktivního materiálu

Rozptýlení radioaktivního materiálu bez exploze lze provést například jeho vypuštěním z letadla (viz. obrázek 1.2) nebo kontaminací zdroje pitné vody či potravin. Ve všech případech jde o útok lokálního charakteru s dopadem na omezené množství osob.

Obr. 1.2 Rozptýlení radioaktivního materiálu pomocí letadla [25].



Rozptýlení radioaktivních materiálů různými způsoby by vedlo pouze ke kontaminaci prostředí přímo zasaženého takovým teroristickým činem a z hlediska radiačních dopadů by mělo pouze lokální charakter. Při použití špinavé bomby by nejzávažnější zdravotní poškození vyvolala samotná exploze spíše než vnější ozáření nebo vnitřní kontaminace osob v důsledku rozptýleného radioaktivního materiálu. Záměr kontaminovat zdroje pitné vody je vysoce nepravděpodobný vzhledem k množství radioaktivní látky, které by muselo být použito aby vyvolalo přímé zdravotní následky v důsledku požití takto kontaminované vody. Nicméně dlouhodobé používání vody kontaminované radionuklidy by ze zdravotního hlediska bylo jistě závadné. Kontaminace potravin a ostatních produktů způsobující významné ozáření velkého počtu lidí je velice nepravděpodobná. Je však možné vyvolat závažné ozáření jednotlivců v důsledku požití potravin kontaminovaných cíleně, například v obchodě nebo restauraci. Radionuklidy potenciálně použitelné pro teroristický útok rozptýlením podle [25] jsou uvedeny v tabulce 1.7 [14, 25].

Teroristické útoky či hrozby, při kterých by mohlo dojít k rozptýlení radioaktivních látek do prostředí nejsou vysoce nebezpečné z hlediska přímých účinků ionizujícího záření na životy a zdraví osob, protože dosah takových útoků je většinou omezený, stejně jako množství použitého radioaktivního materiálu a počet postižených osob. Největší dopad teroristických útoků s použitím radioaktivních materiálů je vzhledem k obecně rozšířené radiofobii psychologický a v souvislosti s tím i politický a ekonomický.

Tab. 1.7 Radionuklidy potenciálně použitelné pro teroristický útok rozptýlením (RDD) [25, 23].

Nuklid	$T_{1/2}$	Specifická aktivita [Bq/g]	Typ přeměny	Energie [MeV]	Zastoupení [%]
^{241}Am	432 let	1.3×10^{11}	α	5,5 α 0,06 γ	85 36
^{252}Cf	2,6 let	2.0×10^{13}	$\alpha(\text{SF})$	6,1 α	100
^{137}Cs	30 let	3.2×10^{12}	β^-	0,66 γ	85
^{60}Co	5,3 let	4.2×10^{13}	β^-	1173 γ 1333 γ	100 100
^{192}Ir	74 dní	3.4×10^{14}	β^- , EC	296 γ 308 γ 317 γ 468 γ	29 30 83 48
^{238}Pu	88 let	6.3×10^{11}	α	5,5 α	71
^{210}Po	138 dní	1.7×10^{14}	α	5,3 α	100
^{226}Ra	1600 let	3.7×10^{10}	α	4,8 α 186 γ	94 3,2
^{90}Sr	29 let	5.1×10^{12}	β^-	546 β	100

Poznámka : SF – spontánní štěpení, EC- elektronový záchyt.

2 HODNOCENÍ VNITŘNÍHO OZÁŘENÍ OSOB

2.1 *Definice vnitřního ozáření*

Vnitřním ozářením se rozumí situace, kdy je živý organismus ozařován ionizujícím zářením, vysílaným radionuklidy přítomnými v organismu. Může se tedy jednat o vnitřní kontaminaci, vzniklou po příjmu umělých nebo přírodních radionuklidů, o přítomnost přírodních radionuklidů v organismu v přírodní izotopické směsi prvku, který je normální součástí organismu nebo o přítomnost umělých radionuklidů v těle v důsledku lékařského použití [17].

Radionuklidy se mohou do lidského těla dostat následujícími způsoby :

- **inhalací** - vdechnutím radioaktivní látky ve formě aerosolu, páry, plynu apod. spolu se vzduchem,
- **ingescí** - požitím radioaktivního materiálu nebo jím kontaminované potravy,
- **poraněním přes kůži** - přestupem skrze otevřenou ránu, lze sem zařadit i injekční aplikaci při lékařském použití,
- **absorpcí** - přestupem radionuklidu přes neporaněnou kůži [17].

2.2 *Stanovení dávky z vnitřního ozáření*

Pro odhad dávek z vnitřní kontaminace jsou z výše zmíněných možných cest vstupu radionuklidu do organismu nejdůležitější inhalace a ingesce. Při vstupu radionuklidu cestou inhalace dochází vždy i k tomu, že je část materiálu zachyceného v horních cestách dýchacích polknuta. Po vstupu radionuklidu do lidského těla může být jeho biokinetika velice složitá a jejímu popisu je třeba zavést zjednodušující předpoklady. Kinetika radionuklidu je vždy určována jeho chemickou formou a fyzikálně chemickými vlastnostmi [17].

Při hodnocení vnitřního ozáření nastává řada problémů, které stěžují odhad dávky z vnitřního ozáření. Dávky z vnitřního ozáření nelze měřit přímo, distribuce radionuklidu v těle může být velmi nehomogenní a v závislosti na typu vysílaného záření může být nehomogenní i distribuce dávky v jednotlivých tkáních. Dávky

z vnitřního ozáření se realizují v delším časovém období a to tak dlouho, dokud se radionuklid biologickým procesem z těla nevyloučí nebo fyzikálně nerozpadne, případně kombinací obou procesů nedostane z těla ven [18].

Celkový úbytek radionuklidu z orgánu či celého organismu (za předpokladu, že lze organismus popsat jednodokompartimentovým modelem) lze vyjádřit tzv. *efektivním poločasem* [17] :

$$T_{ef} = \frac{\ln 2}{\lambda_{ef}} \quad , \quad /2.1/$$

kde λ_{ef} vyjadřuje celkovou rychlost úbytku radionuklidu v kompartmentech jako součet pravděpodobnosti, že atom či jiná jednotka obsahu kompartmentu se vyloučí za jednotku času - λ_b a pravděpodobnosti s jakou se atom radionuklidu rozpadne za jednotku času - λ_f [17].

$$\lambda_{ef} = \lambda_f + \lambda_b \quad /2.2/$$

Pro T_{ef} tedy platí [17]:

$$T_{ef} = \frac{T_b \cdot T_f}{T_b + T_f} \quad /2.3/$$

Dalším problémem je, že každý prvek se v těle chová jinak a jeho chování závisí jak na fyzikální a chemické formě, tak i na cestě vstupu do organismu. Také distribuce radionuklidu se může v čase měnit, zvláště vznikají-li dceřiné radionuklidy, jejichž kinetika může být od mateřského radionuklidu odlišná [18]. Tyto problémy se řeší matematickým modelováním chování radionuklidů v organismu. Příjem radionuklidů se zjišťuje zpravidla měřením aktivity přímo v těle člověka nebo exkrettech a převádí se na příjem pomocí modelů dýchacího traktu [4, 5], zažívacího traktu [4, 8], kostního modelu [4, 6] a kinetiky příslušných prvků. V případě skutečné kontaminace se někdy používá i zpřesněných modelů pro daného jednotlivce [17].

2.2.1 Veličiny úvazek ekvivalentní dávky a úvazek efektivní dávky

Při zevním ozáření organismu dochází k depozici energie pouze po dobu, po kterou se člověk nachází v poli záření. Pro popis zevního ozáření byly zavedeny veličiny

ekvivalentní dávka a efektivní dávka. Veličina *ekvivalentní dávka* H_T byla navržena pro vyjádření dávky jednotlivým tkáním či orgánům. Pro záření druhu R je pak ekvivalentní dávka $H_{T,R}$ definována vztahem :

$$H_{T,R} = w_R \cdot D_{T,R} \quad , \quad /2.4/$$

kde w_R je radiační váhový faktor pro záření typu R a $D_{T,R}$ je absorbovaná dávka průměrovaná přes tkáň nebo orgán T . Celková ekvivalentní dávka H_T vznikne sumací $H_{T,R}$ přes všechny druhy záření [18] :

$$H_T = \sum_R H_{T,R} = \sum_R w_R \cdot D_{T,R} \quad /2.5/$$

Jednotkou v soustavě SI pro ekvivalentní dávku je JKg^{-1} se speciálním názvem sievert (Sv) [18].

Pro hodnocení ozáření celého těla z hlediska stochastických účinků je zavedena veličina *efektivní dávka* E , která je definována jako součet ekvivalentních dávek v jednotlivých tkáních či orgánech, vážených váhovým tkáňovým orgánem w_T , vyjadřujícím míru závažnosti ozáření jednotlivých orgánů při celotělovém ozáření [18] :

$$E = \sum_T w_T \cdot H_T = \sum_T \sum_R w_T \cdot w_R \cdot D_{T,R} \quad , \quad /2.6/$$

Jednotkou v soustavě SI pro ekvivalentní dávku je JKg^{-1} se speciálním názvem sievert (Sv) [18].

V případě, že se radionuklid nachází v organismu, je ozáření rozložené v čase od okamžiku příjmu a mění se v závislosti na změnách prostorové distribuce radionuklidu v organismu, na jeho vylučování a radioaktivní přeměně. Aby byla vzata v úvahu tato časová závislost, byla zavedena veličina *úvazek efektivní*, popř. ekvivalentní dávky [18]. Úvazek efektivní dávky $E(\tau)$, popř. ekvivalentní dávky $H_T(\tau)$, je časový integrál příkonu efektivní dávky, popř. ekvivalentní dávky po dobu τ od příjmu radionuklidu; není-li uvedeno jinak, činí tato doba 50 roků pro příjem radionuklidů u dospělých a

období do 70 let věku pro příjem radionuklidů u dětí; obdobně je definován také úvazek kolektivní efektivní, popř. ekvivalentní dávky [26].

Úvazek ekvivalentní dávky $H_T(\tau)$ pro cílovou tkáň nebo orgán T je definován jako :

$$H_T(\tau) = \int_{t_0}^{t_0+\tau} \dot{H}_T(t) dt \quad , \quad /2.7/$$

kde t_0 je čas jednorázového příjmu látky, $\dot{H}(t)$ je příkon ekvivalentní dávky pro cílový orgán nebo tkáň T v čase t a τ je čas, který od příjmu radioaktivní látky uplynul [18].

Vynásobením odpovídajícími tkáňovými váhovými faktory a sumací přes všechny tkáně a orgány se dostane úvazek efektivní dávky [18] :

$$E(\tau) = \sum_T w_T \cdot H_T(\tau) \quad /2.8/$$

2.2.2 Konverzní faktory pro výpočet dávek z vnitřní kontaminace

Konverzní faktory $h_{j,inh}$, resp. $h_{j,ing}$ pro převod příjmu na dávku odpovídají úvazku efektivní dávky po příjmu 1 Bq radionuklidu j po inhalaci, resp. po ingestci a jsou uvedeny v příloze vyhlášky [26]. Pro inhalaci jsou tyto faktory uvedeny pro jednotlivé typy absorpce z plic do krve, charakterizované třídou F (fast - rychlá), M (moderate - střední) a S (slow - pomalá). Typ F se absorbuje z plic do krevního řečiště s poločasem 10 minut, u typu M se 10% absorbuje s poločasem 10 minut a 90% s poločasem 140 dní, u typu S se převážná část radionuklidu absorbuje s poločasem 7000 dní. Hodnoty jsou uvedeny pro dvě různé velikosti aerosolu, charakterizované jejich aktivním mediánem aerodynamického průměru (AMAD). Pro plyny a páry jsou hodnoty konverzních faktorů uvedeny ve vyhlášce [2] zvlášť [18].

U jednotlivých konverzních faktorů je vždy uvedena frakce f_I , charakterizující v modelových výpočtech část, která přechází v trávicím ústrojí do tělesných tekutin. Tato frakce vyjadřuje rozpustnost dané formy radionuklidu a je definována jako :

$$f_I = \frac{\lambda_B}{\lambda_B + \lambda_{SI}} \quad , \quad /2.9/$$

kde λ_B je rychlostní konstanta pro přestup střevní stěnou do tělních tekutin a λ_{SI} je rychlostní konstanta pro přechod z tenkého střeva do horní části tlustého střeva [18]. Pokud není o chemických či fyzikálních parametrech nic známo, používají se konzervativně faktory maximální [18].

2.2.3 Stanovení příjmu a úvazku efektivní dávky

Příjmy radionuklidů, popřípadě úvazky efektivní dávky od vnitřního ozáření se zjišťují zpravidla měřením aktivity radionuklidů v těle člověka nebo v jeho exkretech a převádí se na příjem pomocí modelů dýchacího traktu, zažívacího traktu a kinetiky příslušných prvků. Z naměřených hodnot aktivity radionuklidu v těle, v orgánu nebo ve vzorku exkret se příjem vypočte ze vztahu

$$I = \frac{A(t)}{m(t)} \quad , \quad /2.10/$$

kde I je příjem v Bq, $A(t)$ je měřená aktivita v těle osoby, orgánu nebo exkretech v Bq, v čase t od příjmu a $m(t)$ je hodnota retenční nebo exkreční funkce v čase t od příjmu v Bq nebo v Bq/d [1]. Časové průběhy retenčních a exkrečních funkcí jsou uvedeny v příloze doporučení SÚJB [18].

Z vypočteného příjmu I [Bq] lze pak vypočítat úvazek efektivní dávky $E(50)$ dle následujících vztahů :

$$E(50)[Sv] = I[Bq] \cdot h_{inh}(50)[Sv/Bq] \quad , \quad /2.11/$$

$$E(50)[Sv] = I[Bq] \cdot h_{ing}(50)[Sv/Bq] \quad , \quad /2.12/$$

kde $h_{inh}(50)$ je inhalační konverzní faktor odpovídající úvazku efektivní dávky po inhalaci 1 Bq radionuklidu, $h_{ing}(50)$ je ingesční konverzní faktor odpovídající úvazku efektivní dávky po ingesci 1 Bq radionuklidu [18].

2.3 Metody měření aktivity v těle člověka

2.3.1 Přímé metody

Přímými metodami se rozumí stanovení aktivity radionuklidu měřením in vivo celého těla nebo orgánu či tkáně celotělovým počítačem nebo obdobným zařízením [18].

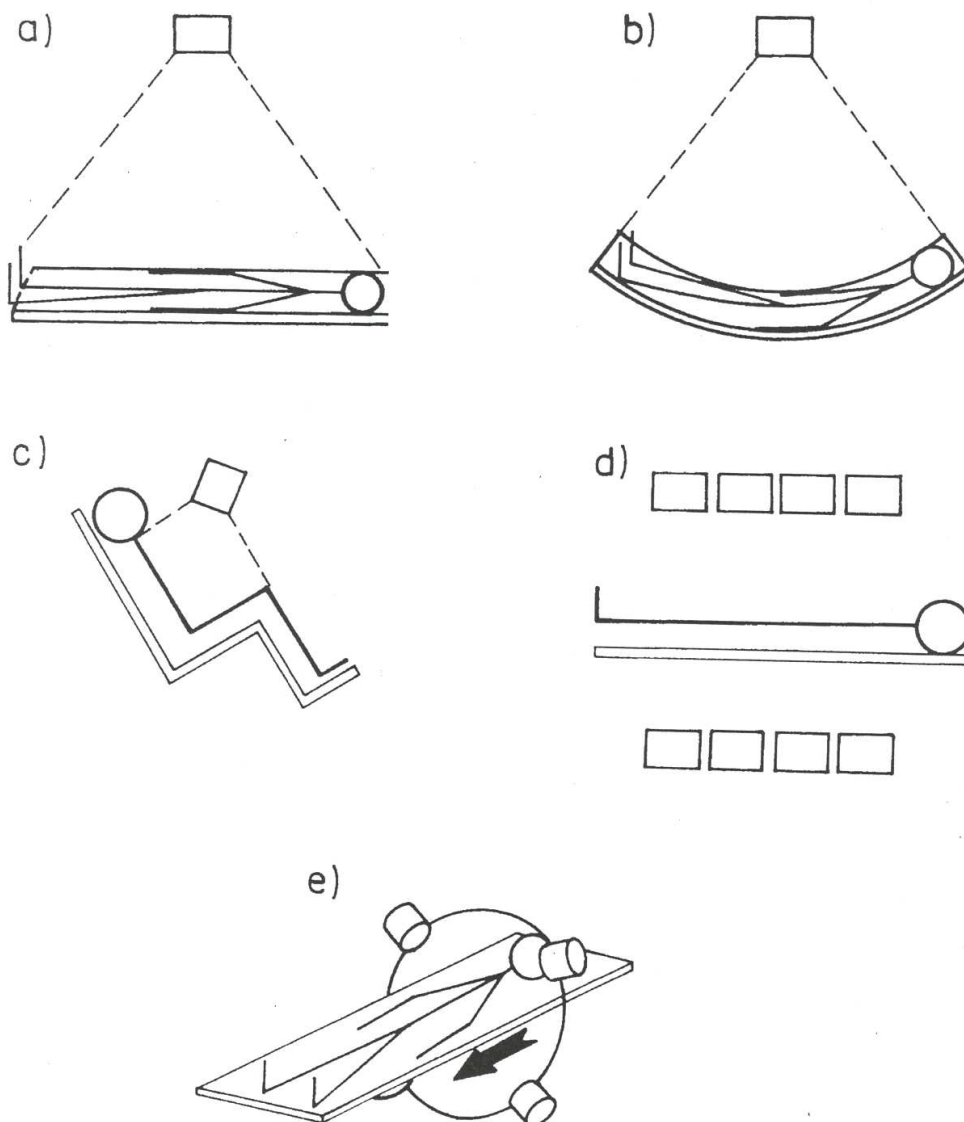
2.3.1.1 Celotělový počítač (CTP)

Pro stanovení aktivity radionuklidů v lidském těle měřením in-vivo se používá tzv. celotělový počítač. Celotělový počítač je spektrometr záření gama, jehož detekční část je upravena tak, aby umožňoval měření aktivity radionuklidů v lidském těle. V principu se skládá z detektoru, obklopeného stínícím materiálem, spektrometrické trasy a počítače jako vyhodnocovací jednotky. Jako detektoru se používá obvykle scintilační sondy s krystalem NaI(Tl) nebo polovodičového detektoru, obvykle High Purity Germanium (HPGe). Tyto detektory se používají k přímému měření aktivity radionuklidů emitujících záření γ nebo X, měření anihilačního záření pozitronů, měření brzděného záření od tvrdého záření β [13]. K měření doprovodného charakteristického záření X u radionuklidů emitujících α záření se používají speciální detektory LEGe (Low Energy Germanium) nebo tzv. phoswiche, což jsou scintilační detektory s krystalem NaI(Tl) nebo CsI(Tl).

Odstínění detektoru od přírodního pozadí je nezbytné zvláště při měření nízkých aktivit, o které většinou při celotělových měřeních jde. Detektory se zpravidla umísťují do stínící kobky, která snižuje pozadí způsobené přítomností přírodních radionuklidů v obklopujících stavebních materiálech, kosmickým zářením i přítomností jiných radionuklidů na pracovišti. Existují i částečně stíněné celotělové počítače tzv. shadow shield, které se využívají zejména jako mobilní celotělové počítače při havarijním měření, ale i k rutinnímu monitorování v případech, kdy je potřeba monitorovat na vzdálených místech a vybudování stabilního CTP by bylo příliš nákladné [18].

Měření se provádí v různých geometriích a různém rozestavení a počtu detektorů. Velké kapalné scintilátory umožňují sestavení geometrií ve kterých je měřená osoba obklopena detektorem v úhlu 2π až 4π [2]. Celotělové počítače s jedním nebo více detektory menšího objemu pak využívají různá uspořádání měřících geometrií. Schémata typických uspořádání celotělových detektorů s jedním a více scintilačními krystaly jsou na obrázku 2.1 [2].

Obr. 2.1 Schémata typických uspořádání celotělových detektorů s jedním a více scintilačními krystaly [2].



2.3.1.2 Měření aktivity radionuklidů v orgánech

V některých případech je dostačující měřit aktivitu jen v určitých orgánech či tkáních. Takovým případem je i měření aktivity radioaktivního jódu ve **štítné žláze**. Vhodným geometrickým uspořádáním pro taková měření je jednoduché zařízení složené z kolimátoru, ve kterém je umístěný scintilační detektor v malé vzdálenosti od krku měřené osoby. Otvor kolimátoru musí být tak velký, aby celá štítná žláza byla v zorném poli detektoru [18]. Příklad kolimovaného detektoru na měření radioaktivního jódu ve štítné žláze, používaný k monitorování pracovníků, v laboratoři CTP SÚRO Praha je na obrázku 2.2.

Obr.2.2 Kolimovaný detektor na měření aktivity radioaktivního jódu ve štítné žláze, laboratoř CTP SÚRO Praha.



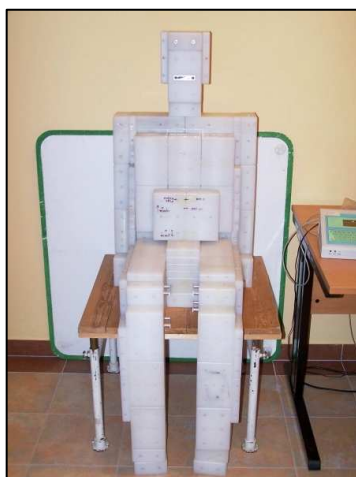
Dalším uspořádáním pro měření aktivity radionuklidů v konkrétních orgánech jsou například sestavy detektorů pro měření aktivity deponované v **plících** nebo v **kostře**. Pro měření plic se používá soustava detektorů (detektorové pole) nasměrovaných na oblast hrudníku. Vhodné je toto měření doplnit ultrazvukovým systémem pro měření tloušťky stěny hrudníku (svaly, tuk, kosti) kvůli korekci měření na zeslabení nízkenergetických fotonů [2]. Aktivita radionuklidů v kostře se stanovuje z měření „velkých kostí“ jako je koleno nebo lebka. Měření lebky se využívá hlavně ke stanovení aktivity ^{241}Am v kostře.

2.3.1.3 Kalibrace detektorů na přímá měření

Pro správné měření aktivity v těle člověka je nezbytné danou měřicí soustavu nakalibrovat. Kalibrace celotělových počítačů se provádí pomocí tzv. kalibračních fantomů, které mohou být jak fyzikální, do nichž se radionuklidy vkládají nebo se naplňují roztoky radionuklidů, tak matematické. Matematické modely slouží zejména k výpočtu závislosti účinnosti na různé stavbě těla i k odhadu vlivu distribuce radionuklidu v těle na účinnost. Výsledky získané pomocí matematických fantomů, musí být vždy v nějakém modelovém případě porovnány s případem reálným [18].

Ukázky různých fyzických kalibračních fantomů jsou na obrázcích 2.3 až 2.5.

Obr. 2.3 Kalibrační fantom typ SET Uph-02T tvořený z polyethylenových bloků, radionuklid ve formě tyčinek se vkládá do drážek v každém bloku.



Obr. 2.4 Kalibrační fantom lidského torza pro kalibraci měření radionuklidů deponovaných v plicích.



Obr. 2.5 Kalibrační fantom lidské lebky pro kalibraci měření ^{241}Am deponovaného v kostře.



2.3.2 Nepřímé metody

Nepřímé metody stanovení úvazku efektivní dávky jsou metody, které vedou k jeho stanovení jiným způsobem než přímým měřením osob. Obvykle se volí metoda měření exkret nebo jen měření pracovního prostředí, či obsahu radionuklidů v potravinovém řetězci. Nepřímých metod se využívá u měření radionuklidů emitujících záření α , β nebo nízkoenergetické γ a v případech, kdy není k dispozici celotělový počítač [18].

2.3.2.1 Měření exkret

Moč obsahuje látky rozpustné ve vodě a převážně vodu. Objem moči vyloučené za 24 hodin se u různých osob výrazně liší, v doporučení [3] se udává jako hrubý odhad objemu moči vyloučené za 24 h 1,4 litru. Obsah látek vylučovaných močí během dne výrazně kolísá, proto je důležité, provádět sběr veškeré moči vyloučené v průběhu 24 hodin. Měření moči se provádí pomocí spektrometrie α , β nebo γ , dle očekávaného radionuklidu. Moč se měří většinou po chemické úpravě, v případě γ radionuklidů po jednoduché koncentraci (odpařování, sušení) nebo i v nativním stavu, v případě radionuklidů emitujících záření α a β je obvykle nutná separace příslušného prvku [18].

Stolici je zpravidla nutné sbírat po dobu tří až čtyř dnů, z důvodu variace doby

průchodu látek zažívacím traktem (přibližně dva dny), hmotnosti a složení stolice. Při zpracování stolic je vhodné vzorky před měřením mineralizovat, pokud to ovšem fyzikální a chemické vlastnosti analytu dovolují. Při havarijních měřeních, kdy je zapotřebí znát rychle výsledky stanovení aktivity, lze měřit stolicí v nativním stavu [18]. Analýza **vydechovaného vzduchu** je užitečná v těch případech, kdy nastala vnitřní kontaminace látkami, které metabolizují na plyny nebo těkavé látky nebo je dceřiným produktem kontaminantu plyn. Vzduch se odebírá odběrovým zařízením, do kterého kontaminovaná osoba po určité době vydechuje. Doba odběru závisí na požadovaném množství vzorku [18].

3 RADIONUKLIDY DŮLEŽITÉ Z HLEDISKA VNITŘNÍ KONTAMINACE OSOB

Radionuklidy důležité z hlediska vnitřní kontaminace jsou takové, které svými chemickými a fyzikálními vlastnostmi mohou při vstupu do živého organismu působit svou přítomností významné dávky. Jejich největší nebezpečí plyne z kontinuálního působení po dobu, po kterou jsou v organismu přítomny a z působení přímo v místě tkáně nebo orgánu. Pro pracovníky, kteří pracují s radionuklidy v takové formě, u které lze předpokládat, že by mohlo dojít k vnitřní kontaminaci (otevřené zářiče), je proto zaveden systém limitů a monitorování. Tento systém je podrobně popsán v práci [7], kde jsou také uvedeny doporučené metody individuálního monitorování a monitorovací data jednotlivých vybraných radionuklidů. Způsob hodnocení vnitřního ozáření radiačních pracovníků, pracujících s otevřenými zářiči lze pro případy jednorázového příjmu aplikovat i na hodnocení vnitřního ozáření jednotlivců z obyvatelstva při havarijních situacích. Obecné hodnocení vnitřního ozáření osob je podrobněji popsáno v předcházející části této práce.

Charakteristiky vybraných radionuklidů a jejich inhalační a ingesční konverzní faktory převzaté z přílohy vyhlášky [26] jsou uvedeny v tabulkách 3.1 až 3.3. Radionuklidy byly vytipovány tak, aby zahrnovaly všechny možné způsoby použití či zdroje, s nimiž se lze na území našeho státu setkat [10].

Tab.3.1 Charakteristiky vybraných radionuklidů a jejich inhalační a ingesční konverzní faktory [26,10].

Nuklid	$T_{1/2}$	Typ absorpce v plicích	f_1	h_{inh} [Sv/Bq] $d_{ama}=5\mu m$	f_1	h_{ing} [Sv/Bq]
3H	12.33 y				1	1.8E-11
^{22}Na	2.6 y	F	1	2.0E-09	1	4.2E-11
^{51}Cr	27.7 d	F	0.10	3.0E-11	0.1	3.8E-11
		M	0.10	3.4E-11	0.01	3.7E-11
		S	0.1	3.6E-11		
^{54}Mn	312 d	F	0.1	1.1E-09	0.1	7.1E-10
		M	0.1	1.2E-09		
^{57}Co	271.8 d	M	0.1	3.9E-10	0.1	2.1E-10
		S	0.05	6.0E-10	0.05	1.9E-10
^{58}Co	70.92 d	M	0.1	1.4E-09	0.1	7.4E-10
		S	0.05	1.7E-09	0.05	7.0E-10
^{59}Fe	44.5 d	F	0.1	3.0E-09	0.1	1.8E-09
		M	0.1	3.2E-09		
^{60}Co		M	0.1	7.1E-09	0.1	3.4E-09
		S	0.05	1.7E-08	0.05	2.5E-09
^{65}Zn	244.1 d	S	0.5	2.8E-09	0.5	3.9E-09
^{85}Sr	64.84 d	F	0.3	5.6E-10	0.3	5.6E-10
		S	0.01	6.4E-10	0.01	3.3E-10
^{89}Sr	50.55 d	F	0.3	1.4E-09	0.3	2.6E-09
		S	0.01	5.6E-09	0.01	2.3E-09
^{90}Sr	28.78 y	F	0.3	3.0E-08	0.3	2.8E-08
		S	0.01	7.7E-08	0.01	2.7E-09
^{106}Ru	1.02 y	F	0.05	9.8E-09	0.05	7.0E-09
		M	0.05	1.7E-08		
		S	0.05	3.5E-08		
^{123}I	13.2 h	F	1	1.1E-10	1	2.1E-10
^{125}I	60.14 d	F	1	7.3E-09	1	1.5E-08
^{129}I	1.57×10^7	F	1	5.1E-08	1	1.1E-07
^{131}I	8.04 d	F	1	1.1E-08	1	2.2E-08
^{134}Cs	2.062 y	F	1	9.6E-09	1	1.9E-08
^{137}Cs	30.0 y	F	1	6.7E-09	1	1.3E-08

Tab.3.2 Charakteristiky aktinidů a transuranů a jejich inhalační a ingesční konverzní faktory [26,10].

Nuklid	$T_{1/2}$	Typ absorpce v plicích	f_1	h_{inh} [Sv/Bq] $d_{ama}=5\mu m$	f_1	h_{ing} [Sv/Bq]
^{210}Po	138.38 d	F	1.0.E-01	7.1E-07	1.0.E-01	2.4E-07
^{226}Ra	1600 y	M	2.0.E-01	2.2E-06	2.0.E-01	2.8E-07
^{228}Ra	5.75 y	M	2.0.E-01	1.7E-06	2.0.E-01	6.7E-07
^{228}Th	1.91 y	M	5.0.E-04	2.3E-05	5.0.E-04	7.0E-08
		S	2.0.E-04	3.2E-05	2.0.E-04	3.5E-08
^{232}Th	1.41×10^{10} y	M	5.0.E-04	2.9E-05	5.0.E-04	2.2E-07
		S	2.0.E-04	1.2E-05	2.0.E-04	9.2E-08
^{234}U	2.45×10^5 y	F	2.0.E-02	6.4E-07	2.0.E-02	4.9E-08
		M	2.0.E-02	2.1E-06	2.0.E-03	8.3E-09
		S	2.0.E-03	6.8E-06		
^{235}U	7.037×10^8 y	F	2.0.E-02	6.0E-07	2.0.E-02	4.6E-08
		M	2.0.E-02	1.8E-06	2.0.E-03	8.3E-09
		S	2.0.E-03	6.1E-06		
^{237}Np	2.14×10^6 y	M	5.0.E-04	1.5E-05	5.0.E-04	1.1E-07
^{238}U	4.468×10^9 y	F	2.0.E-02	5.8E-07	2.0.E-02	4.4E-08
		M	2.0.E-02	1.6E-06	2.0.E-03	7.6E-09
		S	2.0.E-03	5.7E-06		
^{238}Pu	87.7 y	M	5.0.E-04	3.0E-05	5.0.E-04	2.3E-07
		S	1.0.E-05	1.1E-05	1.0.E-05	8.8E-09
^{239}Pu	2.411×10^4 y	M	5.0.E-04	3.2E-05	5.0.E-04	2.5E-07
		S	1.0.E-05	8.3E-06	1.0.E-05	9.0E-09
					1.0.E-04	5.3E-08
^{241}Am	432.7 y	M	5.0.E-04	2.7E-05	5.0.E-04	2.0E-07
^{242}Cm	162.9 d	M	5.0.E-04	3.7E-06	5.0.E-04	1.2E-08
^{244}Cm	18.11 y	M	5.0.E-04	1.7E-05	5.0.E-04	1.2E-07
^{252}Cf	2.645 y	M	5.0.E-04	1.3E-05	5.0.E-04	9.0E-08

Tab.3.3 Charakteristiky radionuklidů používaných v nukleární medicíně a ve výzkumu a jejich inhalační a ingesční konverzní faktory [26,10].

Nuklid	$T_{1/2}$	Typ absorpce v plicích	f_1	h_{inh} [Sv/Bq] $d_{ama}=5\mu m$	f_1	h_{ing} [Sv/Bq]
^{32}P	14.282 d	F	8.0E-01	1.1E-09	8.0E-01	2.4E-09
		M	8.0E-01	2.9E-09		
^{35}S	87.51 d	F	8.0E-01	8.0E-11	8.0E-01	1.4E-10
		M	8.0E-01	1.1E-09		
^{67}Ga	3.261 d	F	1.0E-03	1.1E-10	1.0E-03	1.9E-10
^{99m}Tc	6.006 h	F	8.0E-01	2.0E-11	8.0E-01	2.2E-11
^{153}Gd	241.6 d	F	5.0E-04	2.5E-09	5.0E-04	2.7E-10
^{201}Tl	3.046 d	F	1.0E+00	7.6E-11	1.0E+00	9.5E-11
^{111}In	2.807 d	F	2.0E-02	2.2E-10	2.0E-02	2.9E-10
		M	2.0E-02	3.1E-10		
^{153}Sm	1.946 d	M	5.0E-04	6.8E-10	5.0E-04	7.4E-10
^{186}Re	3.777 d	F	8.0E-01	7.3E-10	8.0E-01	1.5E-09
		M	8.0E-01	1.2E-09		
^{169}Er	9.40 d	M	5.0E-04	9.2E-10	5.0E-04	3.7E-10
^{223}Ra	11.43 d	M	2.0E-01	5.7E-06	2.0E-01	1.0E-07

4 DOPORUČENÉ POSTUPY PRO PŘÍPADY MIMOŘÁDNÝCH RADIČNÍCH UDÁLOSTÍ

Závažné úniky radioaktivních látek v důsledku havárií mohou způsobit vážné ozáření široké veřejnosti. Je důležité mapování a identifikace možných zdrojů těchto rizik, aby reakce na vzniklé nehody byla adekvátní. Havárie v Černobylu a Goanii ukázaly potřebu vhodného návodu pro návrh a rychlé provedení vyhodnocení vnitřní kontaminace velkého množství osob. Proto jsou vytvářeny metodiky, které by měly pomoci v co nejkratší době zvládnout vyhodnocení vnitřního ozáření velkého množství osob v důsledku radiační mimořádné události. Cílem vytváření těchto metodik je předcházet vzniku vážných deterministických účinků záření a v co největší míře omezit účinky stochastické.

4.1 Metoda rychlého monitorování velkých skupin vnitřně kontaminovaných lidí v důsledku radiačních nehod

Ve svém doporučení [19] vydala Mezinárodní agentura pro atomovou energii (IAEA) návod formulující základní principy pro plánování urgentních opatření následujících po vážné radiační nehodě. K třídění potenciálně ozářených osob je použito improvizovaného měření pomocí běžně dostupné techniky, jako jsou měřiče dávkového příkonu, a to v místě blízkém místu nehody. Použití stabilních laboratoří monitorujících vnitřní kontaminaci osob (celotělové počítače) je uvažováno až pro následná upřesňující měření [19].

Plán pro prvotní třídění potenciálně ozářených osob, za použití základního improvizovaného vybavení jako je měřič dávkového příkonu je uveden v diagramu na obrázku 4.1. Lidé jsou kategorizováni do tří skupin podle předem určených úrovní očekávané vnitřní kontaminace (dávkového příkonu) [19].

- Skupina I. - Osoby s úrovní vnitřní kontaminace pod zásahovou úrovní A nejsou předmětem zájmu, ale mohou být monitorovány v budoucnu citlivější metodou pro vědecké a epidemiologické účely [19].
- Skupina II. - Osoby s úrovní vnitřní kontaminace mezi zásahovou úrovní A a B, jsou směřovány na další upřesňující gama spektrometrické měření [19].
- Skupina III. - Osoby s úrovní vnitřní kontaminace nad zásahovou úrovní B, jsou neprodleně směřovány na upřesňující gama spektrometrické měření vhodné pro vyšetření vysokých úrovní aktivity a je jim poskytnuta lékařská péče [19].

Určení zásahových úrovní dávkového příkonu A a B je řešeno dle nastalé havarijní situace, adekvátní přístup je stanovit je podle odpovídajícího úvazku efektivní dávky [19].

4.1.1 *Obecné požadavky*

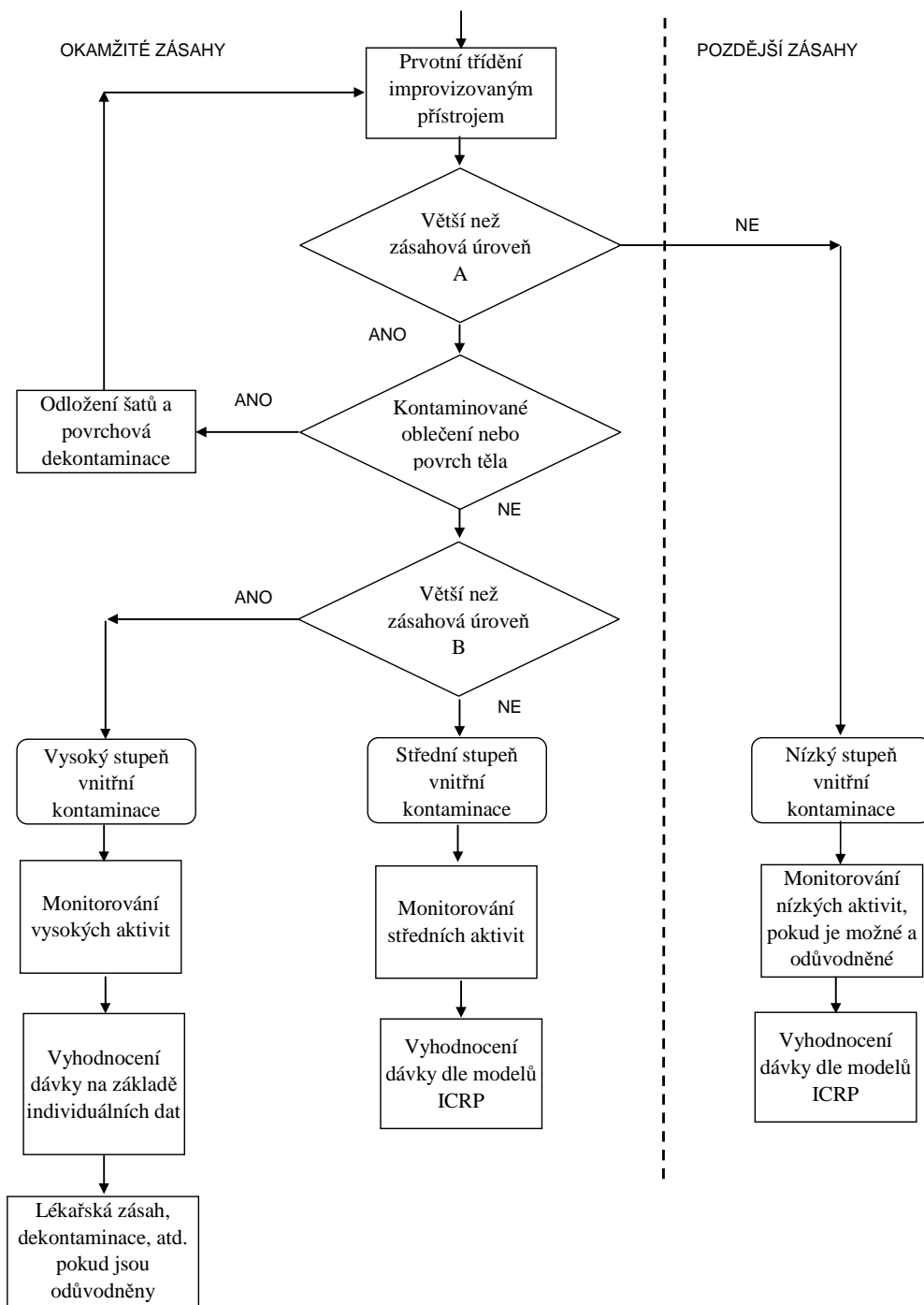
Zařízení pro monitorování vnitřní kontaminace (celotělové počítače), ať už stabilní, mobilní nebo improvizované, zajišťující následná měření osob, které projdou prvotním tříděním by měly být vybaveny adekvátně příjmu osob dle úrovně jejich vnitřní kontaminace. Zařízení na měření osob vytříděných do první skupiny ($<A$) by mělo být dostatečně citlivé i na nižší aktivity, obklopené stínícím materiálem a úroveň pozadí by měla být opakovaně kontrolována měřením. Toto zařízení může být stabilní celotělový počítač, umístěný i ve vzdálenější lokalitě od místa nehody [19]. U osob vytříděných do druhé skupiny (A - B) se dle stanovených zásahových úrovní očekává vyšší aktivita radionuklidů v jejich těle. Pro tato měření není zapotřebí hodně citlivého detektoru a vnější stínění je výhodné v případě kontaminace okolního prostředí. Důležitými parametry tohoto měřicího zařízení jsou: dopravitelnost, flexibilita v nastavení měření – buď celotělově nebo na měření určitého orgánu, schopnost měřit kontaminované osoby v rychlém sledu a rychle vyhodnocovat naměřená data. Cílem by mělo být zpřesnění vyhodnocení úrovně vnitřní kontaminace měřené osoby alespoň faktorem 2 a více oproti prvotnímu třídění. Tímto zařízením mohou být mobilní celotělové počítače nebo improvizované mobilní počítače s využitím gama spektrometru [19]. U osob vytříděných do třetí skupiny ($>B$), ať už prvotním měřením nebo měřením zpřesňujícím při měření druhé skupiny, je očekávaná vysoká aktivita v těle. Zařízení na měření vysoce kontaminovaných osob by mělo mít k dispozici gama spektrometr v dostatečné vzdálenosti od měřené osoby z důvodu velkého příkonu fluence částic. Měřicí rozsah by se měl překrývat s rozsahem měření pro středně kontaminované osoby z důvodu kontinuity stanovení aktivity. Systematická chyba měření do 20 % je akceptovatelná. Zařízení není potřeba stínit pokud další vysoce kontaminované osoby nejsou v blízkém okolí. Tímto zařízením mohou také být mobilní celotělové počítače nebo improvizované mobilní počítače s využitím gama spektrometru s parametry obdobnými jako pro měření středně aktivních osob, viz. výše [19]. U všech tří druhů měření je zapotřebí zajistit prevenci povrchové kontaminace měřicí trasy měřenou osobou a umístit detektor nejlépe do čistého igelitového pytlíku, který se v případě potřeby dá snadno vyměnit.

Při měření osob je zapotřebí brát v úvahu jejich **povrchovou kontaminaci**, zvláště pak při prvotním třídění, aby nedocházelo k špatnému hodnocení jejich situace. Proto je vhodné umístit prvotní měření do uzavřených prostor, kde lze pokrýt podlahu odstranitelnou podložkou (papír, noviny), kam by měřená osoba měla přístup až po sundání obuvi a personál provádějící měření byl oblečen do pracovního oděvu. Měřicí sonda by byla chráněna proti povrchové kontaminaci igelitovým pytlíkem. Měřené osoby přesahující zásahovou úroveň A by byly poslány do sprchy, vyzvány k výměně oděvu a absolvovaly třídění ještě jednou. Závažně kontaminované oděvy, vyloučené z dalšího používání by byly zlikvidovány [19].

Pracovníky provádějící měření nemusí být pouze odborníci na hodnocení vnitřní kontaminace. Počáteční třídění osob mohou provádět technici proškolení v měření dávkového příkonu, avšak pod dohledem odborného pracovníka, který by měl kontrolovat šíření povrchové kontaminace, řídit nakládání s kontaminovanými oděvy a informovat vážně kontaminované lidi, aby minimalizovali svou přítomností vnější ozáření ostatních. Ostatní organizační činnosti řídí velitel zásahu. Měření středně a vysoce kontaminovaných osob by měl provádět kvalifikovaný pracovník - odborník na spektrometrii v kontaktu s odborníkem na měření aktivity radionuklidů v lidském těle [19].

Při havarijním měření je nezbytné vést důkladné **záznamy** o měřených osobách, tak aby v budoucnu byla možná jasná identifikace změřeného spektra a osoby. Minimální požadavky na záznamy o měření osob jsou uvedení jména a příjmení, adresy, data narození, pohlaví, výšky, váhy, referenčního čísla (může být číslo spektra), data měření, identifikace měřicího zařízení, výsledku měření a jeho nejistoty stanovení [19].

Obr. 4.1 Diagram pro prvotní třídění potenciálně ozářených osob, za použití základního vybavení jako je měřič dávkového příkonu [19].



4.2 Metoda kalibrace přístrojů použitých pro improvizovaná celotělová měření

Havárie s únikem velkého množství radioaktivních látek a následné měření kontaminovaných osob s sebou přináší problém dostupnosti vhodně připravené techniky pro měření aktivity radionuklidů v lidském těle. Za nehavarijních podmínek obstarávají měření osob stacionární celotělové počítače, což jsou spektrometry umístěné ve stínění a kalibrované pomocí speciálních fantomů simulujících tvarem i materiálem lidské tělo. Malý počet celotělových počítačů, jejich přílišná citlivost a hlavně imobilita jsou hlavním důvodem jejich omezeného použití při havarijních měřeních. Z tohoto důvodu vznikla potřeba vytvořit návod pro rychlou kalibraci téměř libovolného dostupného spektrometru použitelného k havarijnímu celotělovému měření. Metodou rychlé kalibrace polovodičových detektorů pro celotělová měření bez použití obtížně dostupných kalibračních fantomů se zabývají práce [9] a [10].

4.2.1 Kalibrace celotělového měření

Optimální konfigurací pro rychlá celotělová měření detektorem s horizontálně umístěným kryostatem je pozice ve které měřená osoba sedí na židli a střed čela detektoru je umístěn ve vzdálenosti 43 cm od opěradla a 33 cm od sedáku židle. Pro havarijní měření lze využít i detektory s vertikálně umístěným kryostatem, kdy je měřená osoba nakloněna k detektoru, vzdálenost jejího hrudníku od středu čela detektoru je 20 cm a vzdálenost zadní hrany sedáku židle od středu čela detektoru je 58 cm. Konfigurace obou způsobů měření je na obrázku 4.2 [9].

4.2.1.1 Polovodičový detektor přenosný nebo v horizontálním kryostatu

Pro použité polovodičové detektory se předpokládá, že je známa jen tzv. relativní účinnost, deklarovaná výrobcem případně zkontrolovaná uživatelem. V takovém případě se používá hodnota, změřená uživatelem. Relativní účinnost detektoru je poměr absolutní účinnosti pro linii 1,33 MeV ^{60}Co , měřené ve vzdálenosti 25 cm od čela detektoru k účinnosti pro stejnou linii a stejnou geometrii, měřenou scintilačním

detektorem NaI(Tl) o velikosti 3 in x 3 in (76,2 mm x 76,2 mm), která je uváděna jako $1,2 \cdot 10^{-3}$ [10].

Pro nejrychlejší odhad lze použít následující výpočet účinnosti měření in vivo:

$$\varepsilon_{odv} = \varepsilon_r \times 1,2 \times 10^{-3} \times 0,25 \times 0,01 \quad /4.1/$$

kde ε_{odv} je odvozená účinnost pro jednoduché měření in vivo, ε_r je relativní účinnost detektoru (%) [10].

Aktivita A_i radionuklidu i v člověku se pak vypočte podle vztahu

$$A_i = \frac{N_i}{\varepsilon_{odv} \cdot F_\gamma \cdot t}, \quad /4.2/$$

kde N_i je počet impulsů některého z píků, příslušejícího radionuklidu i , změřený za dobu t , F_γ je výtěžek gama linie daného píku [10].

Pro radionuklidy, emitující záření gama s energií okolo 0,2 MeV je nadhodnocení při použití tohoto přístupu méně než jeden řád, pro energii 0,662 MeV ^{137}Cs je nadhodnocení dáno faktorem 3 [10].

Metoda přesnějšího odhadu (méně významná)

Vypočte se závislost absolutní účinnosti na energii pro bodový zářič, umístěný ve vzdálenosti 25 cm od detektoru. Tuto závislost lze obecně vyjádřit mocninnou funkcí :

$$\varepsilon_p(E) = a \cdot E^{-b} \quad /4.3/$$

kde $\varepsilon_p(E)$ je účinnost bodového zdroje pro zářič ve vzdálenosti 25 cm od detektoru, E energie emitovaného záření gama [MeV], a a b jsou parametry, které pro detektory v rozmezí relativních účinností od 1,4 do 62 % lze získat na základě vztahů /4.4/ a /4.5/ [10].

$$a = 10^{-5} (3,1 + 1,3 \cdot \varepsilon_r), \quad /4.4/$$

$$b = 1,64 \cdot \varepsilon_r^{-0,24}, \quad /4.5/$$

Účinnost celotělového měření se vyjadřuje vztahem [10] :

$$\varepsilon(E) = f(E) \cdot \varepsilon_p \quad /4.6/$$

(pro případy, kde pro daný detektor jsou naměřené hodnoty ε_p pak lze tyto hodnoty přímo použít)

kde $f(E)$ je dáno vztahem [10] :

$$f(E) = 0,26 \cdot E^{-0,1} \quad /4.7/$$

Vzorec pro výpočet aktivity v těle měřené osoby pak má tvar [10] :

$$A_i = \frac{N_i}{\varepsilon_p \cdot F_\gamma \cdot t \cdot f(E)} \quad /4.8/$$

Celková nejistota stanovení aktivity radionuklidu v těle, v níž je brán v úvahu vliv neznámé distribuce radionuklidu v těle, různé tělesné konstituce měřených osob, možná nepřesnost v poloze měřené osoby vůči detektoru, úhlová závislost účinnosti detektoru i použití transferové funkce je dána pro detektory o účinnosti od 2% do 57% faktorem $1,5^{\pm 1}$ [10].

4.2.1.2 Polovodičový detektor ve vertikálním kryostatu

Pro případ, že není k dispozici polovodičový HPGe detektor, který lze umístit ve vertikální poloze, lze použít i detektoru vertikálního detektoru v běžné Dewarově nádobě, kterého se používá standardně k měření vzorků. V takovém případě lze použít analogický postup, obdobný výše uvedenému. Nelze ovšem použít zjednodušeného přístupu, daného vztahy /4.1/ a /4.2/. Místo transferové funkce, dané vztahem /4.7/ se použije transferové funkce $f'(E)$, dané vztahem /4.9/ [10].

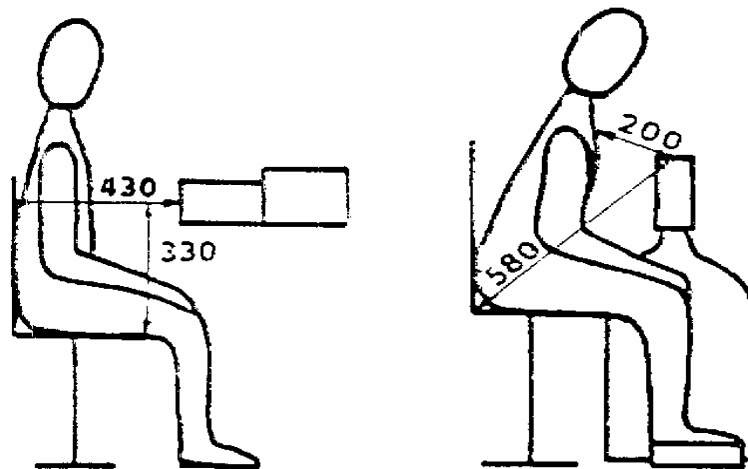
$$f'(E) = 0,51 E^{-0,02} \quad /4.9/$$

Aktivita radionuklidu v těle měřené osoby se pak stanoví ze vztahu obdobného jako vztah /4.8/ [10] :

$$A_i = \frac{N_i}{\varepsilon_p \cdot F_\gamma \cdot t \cdot f'(E)} \quad /4.10/$$

Odhad celkové nejistoty při použití vertikálního detektoru je dána faktorem $1,6^{\pm 1}$ [10].

Obr. 4.2 Konfigurace měřené osoby a detektoru v horizontální a ve vertikální poloze [10].



4.3 Doporučené zásahové instrukce a zásahové úrovně

Zásahové úrovně určují hranici, při jejímž dosažení nebo překročení je potřeba provést odpovídající, předem stanovený zásah. Při havarijním měření je zapotřebí tyto úrovně stanovit dříve než je přistoupeno k samotnému měření. V manuálu IAEA [11] je uveden soubor instrukcí pro první skupiny zasahujících osob. *Instrukce pro radiační specialisty k monitorování civilních a zasahujících osob* jsou následující [11] :

- Přiblížte se k místu havárie pouze se zapnutým přístrojem, který je schopen měřit dávkový příkon až do 100 mSv/h. Pokud dávkový příkon překročí hodnotu 100 mSv/h, nepokračujte dále do zasažené oblasti [11].
- V případě teroristického / násilného útoku se ujistěte, že osoby, které se nalézají v zasažené oblasti byly zkontrolovány ozbrojenými složkami (policie, armáda) a nejsou ozbrojeni [11].
- Proveďte operační kontrolu měřicího přístroje mimo zasaženou oblast [11]:
 - zkontrolujte baterii,
 - ujistěte se, že přístroj je schopen měřit dávkový příkon na úrovni běžného pozadí (typicky mezi 0,05-0,2 μ Sv/h) a že rozumíte údajům uvedeným na display,
 - otevřete kryt detektoru pro měření záření β , pokud to přístroj umožňuje,
 - vložte přístroj do plastového sáčku,
 - запиšte číslo přístroje a hodnotu úrovně pozadí v oblasti ne příliš blízké zasažené oblasti [11].
- Zanechte jeden měřicí přístroj v "čisté" oblasti a nepoužívejte jej k rutinnímu monitorování [11].
- Zařídte monitorovací stanoviště v oblasti s dávkovým příkonem pod hodnotou 0,3 μ Sv/h poblíž dekontaminační stanice [11].
- Ujistěte se, že všechny objekty přesahující dávkový příkon ve vzdálenosti 1m 100 μ Sv/h jsou identifikovány a izolovány od osob vstupujících do monitorovací stanice. Osoby po třídění pošlete mimo měřicí stanici (alespoň 2m od měřicích přístrojů). Izolujte identifikované objekty s dávkovým příkonem větším než 100 μ Sv/h [11].

- Dejte lidem přicházejícím na měření instrukce, aby nejedli, nepili nebo kouřili, dokud si neumyjí ruce, aby se vysprchovali a převlékli co nejdříve to bude možné a po propuštění následovali oficiální instrukce vysílané ve sdělovacích prostředcích [11].
- Během měření :
 - noste ochranný oděv a rukavice, které pravidelně vyměňujte,
 - periodicky měřte úroveň pozadí ke zjištění povrchové kontaminace přístroje, pokud je kontaminován ($>0,3 \mu\text{Sv/h}$), vyměňte ochranný plastový sáček [11].
- Proměřte lidem vlasy, ruce, kapsy, špinavé části oblečení a obuv přidržením detektoru přibližně 10 cm nad měřenou oblastí [11].
- Zapisujte výsledky měření do formuláře [11].
- Proveďte akce na základě výsledků měření dle tabulky 4.1 [11].

Tab. 4.1 Zásahové úrovně a odpovídající zásahy [11].

Měření dávkového příkonu ve vzdálenosti 10 cm od povrchu těla (šatů) u osob	
$< 1\mu\text{Sv/h}$	$> 1\mu\text{Sv/h}$
<ul style="list-style-type: none"> ▫ Doporučte monitorovaným osobám : <ul style="list-style-type: none"> – sprchu a výměnu oblečení, co nejdříve to bude možné – sledování oficiálních instrukcí ▫ Pošlete je domů (propusťte) 	<ul style="list-style-type: none"> ▫ Pošlete monitorované osoby na okamžitou dekontaminaci ▫ Pokud není okamžitá dekontaminace k dispozici, doporučte jim : <ul style="list-style-type: none"> – sprchu a výměnu oblečení, co nejdříve to bude možné – sledování oficiálních instrukcí ▫ Pošlete je domů (propusťte)

5 CÍL PRÁCE A HYPOTÉZY

Efektivnost opatření při radiační mimořádné události je možné odhadnout za pomoci vhodných nástrojů - tzv. expresních metodik, které mohou urychlit odhad kontaminace osob, a tím v co nejkratší době přijmout vhodná opatření ke zmírnění následků události.

V případě takové mimořádné události, která by vedla k masivnímu úniku radionuklidů do životního prostředí, by mohlo vzniknout nebezpečí z vnitřního ozáření osob v důsledku vdechnutí nebo požití těchto radionuklidů. Proto je hledán rychlý a dostatečně účinný nástroj pro stanovení vnitřní kontaminace radionuklidu u velkého počtu osob, aby mohlo být přijato rozhodnutí o neodkladných a následných opatřeních a v co největší míře se omezil negativní dopad události na životy a zdraví osob.

Ve Státním ústavu radiační ochrany v Praze (SÚRO Praha) existuje oddělení Vnitřní kontaminace, s laboratoří celotělového počítáče (CTP), ve které se rutinně monitoruje vnitřní kontaminace osob z měření in-vivo a lze ji využít i v případě havarijního měření. Kapacita této laboratoře je nicméně omezená jak technickými, tak lidskými prostředky a je zapotřebí hledat i jiné způsoby odhadu vnitřní kontaminace osob a využít i přístrojů využívaných běžně k jinému měření.

Následující část práce je zaměřena na stanovení aktivity radionuklidů v lidském těle pomocí měření jak na celotělovém počítáči, který je k tomuto účelu zvláště konstruován, tak i za využití různých typů spektrometrů v nestandardních podmínkách.

Výsledky této práce budou základem pro vytvoření expresní havarijní metodiky, která by v případě radiační mimořádné události měla napomoci k rychlému stanovení závažnosti a rozsahu vnitřní kontaminace zasažených osob.

S využitím této metodiky úzce souvisí znalost možností - kapacity samotné laboratoře CTP SÚRO Praha, která by byla jako první připravena k měření postižených osob. Za tímto účelem byla provedena zkouška propustnosti laboratoře a stanoven maximální počet osob, které by byla laboratoř schopna změřit v určitém čase.

6 TECHNICKÉ ZABEZPEČENÍ PRO STANOVENÍ VNITŘNÍ KONTAMINACE V SÚRO PRAHA

Laboratoř celotělového počítače (dále jen CTP) je zařízena pro monitorování osob, u nichž je podezření, že by mohly být vnitřně kontaminovány radionuklidy. Za běžného - nehavarijního provozu jsou klienty převážně radiační pracovníci, kteří při výkonu svého povolání pracují s otevřenými zřídly a na základě monitorovacího plánu jsou pravidelně monitorováni. Další osoby jsou měřeny z výzkumných důvodů, jde především o bývalé radiační pracovníky s dlouhodobou retencí radionuklidů. Laboratoř CTP SÚRO Praha je zařízena i pro monitorování osob bezprostředně po mimořádné události, která by mohla vést k vnitřní kontaminaci radionuklidy. Počet osob, které by mohly být v takovéto mimořádné události monitorovány, je třeba odhadnout.

6.1 Parametry laboratoře CTP SÚRO Praha

Technicky je laboratoř uspořádána do čtyř částí: čekárny, šaten, měřicí místnosti a přípravné místnosti, z toho místnosti čekárny, šaten a měřicí místnosti jsou součástí hygienické smyčky, viz. obrázek 6.1.

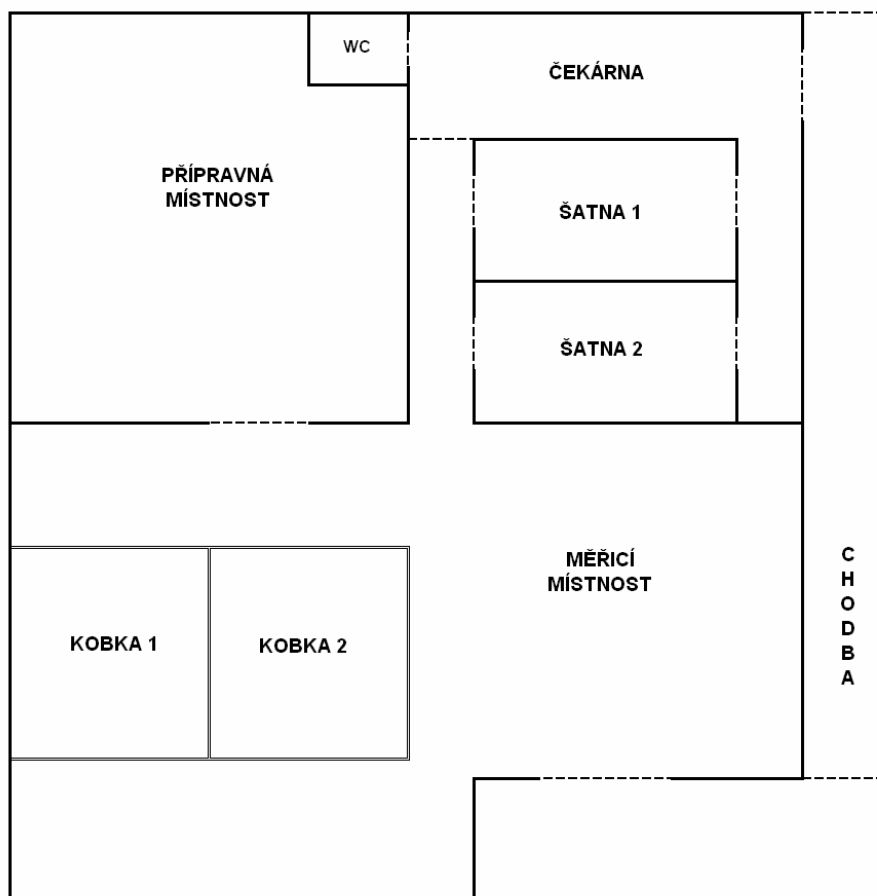
Hygienickou smyčkou prochází každá osoba než přijde na samotné celotělové měření. V šatně se vysvlékne, odloží šperky, hodinky a osprchuje, oblékne do čistého pláště a může dále pokračovat k samotnému měření. Průchod smyčkou omezí výskyt povrchové kontaminace osoby, která by mohla vést k nadhodnocení aktivity radionuklidů obsažených v jejím těle, a také k možné povrchové kontaminaci kobky a detektoru CTP. Po měření se měřená osoba vrací stejnou cestou přes šatnu, kde se převlékne zpět do svých šatů a odchází.

Laboratoř disponuje dvěma celotělovými počítači, umístěnými ve stínících kobkách. V jedné kobce je umístěný vysoce účinný (relativní účinnost 117%) polovodičový detektor, který je používán ke standardnímu měření osob v sedě. Toto měřicí uspořádání je vhodné k měření radionuklidů v těle měřené osoby emitující gama záření o energii vyšší než 100 keV. Stínící kobka je zkonstruována z ocelových plátů, které pocházejí z tanků Tygr z II. světové války. Použití staré oceli bylo zvoleno jednak proto, že

v šedesátých letech bylo prostředí kontaminováno v důsledku pokusů s jadernými zbraněmi v atmosféře, jednak pro již tehdy rozšířenou kontaminaci oceli ^{60}Co , pocházejícího z průmyslových aplikací. Zevnitř je kobka vyložena tenkými pláty elektrolytické mědi. Na obrázku 6.1 je označena jako KOBKA 1 [16].

V druhé kobce je umístěna sestava čtyř LEGe (Low Energy Germanium) detektorů, umístěných na pojezdových rámech, umožňujících jejich variabilní nastavení. LEGe detektory jsou určeny k měření nízkoenergetického gama záření v rozsahu přibližně od 15 keV do 200 keV. Lze je nastavit do polohy pro měření lebky, které se využívá hlavně pro stanovení obsahu ^{241}Am v kostře nebo do polohy pro měření plic, ve které se stanoví radionuklidy deponované v plicích. Stínící kobka je sestavena z bloků, vyrobených z oceli, která byla před vystavěním kobky kontrolována na přítomnost radionuklidů, zevnitř obložena pláty olova, mědi a vyložena tenkými pláty elektrolytické mědi. Na obrázku 6.1 je označena jako KOBKA 2.

Obr. 6.1 Schéma laboratoře CTP SÚRO Praha



Laboratoř má k dispozici také mobilní kontejner, který je určený k havarijnímu měření osob mimo areál SÚRO Praha, obrázek 6.2. Kontejner je plně vybaven pro samostatný provoz, a díky dvěma elektrocentrálám dokáže být energeticky nezávislý. Je v něm umístěno částečně stíněné křeslo, které by mělo snižovat příspěvek záření z pozadí, přicházející ze směru měřené osoby. Stínění detektoru se v současné době vyvíjí, staré stínění nevyhovovalo nově použitým detektorům

Obr. 6.2 Mobilní kontejner SÚRO Praha, pohled zvenku, pohled zevnitř



6.2 Přehled detektorů

V případě havárie s dopadem na velké množství osob by bylo potřeba pro jejich měření využít co největšího počtu detektorů. Pro vytvoření metodiky pro odhad vnitřní kontaminace in-vivo byly typově vybrány detektory, které jsou obvykle běžnou součástí vybavení jiných spektrometrických laboratoří nebo jsou součástí vybavení mobilních skupin. S použitím této metodiky by pak v havarijních podmínkách mohly být použity k odhadu vnitřní kontaminace osob in-vivo.

Detektor D 23 je vysoce účinný polovodičový detektor (relativní účinnost 117%), který je součástí celotělového počítače a běžně používán pro celotělová měření ve stínící kobce 1 laboratoře CTP. Detektor D 25 je přenosný polovodičový detektor o relativní účinnosti 16 % pro různá použití při měření in vivo. Přístroj Exploranium GR - 130 se scintilačním detektorem je běžnou součástí vybavení mobilních skupin a slouží jako

havarijní spektrometr a měřič dávkového příkonu. Scintilační sonda Empos se používá k měření radioaktivního jódu ve štítné žláze in vivo v laboratoři CTP. Scintilační sonda Bicron a scintilační sonda LaBr jsou využívány Mobilní skupinou SÚRO pro terénní spektrometrická měření. Scintilační sonda LaBr je novým typem scintilačního detektoru s krystalem LaBr_3 s rychlejší odezvou a lepší rozlišovací schopností než klasické scintilační detektory s krystalem NaI(Tl) , jak uvádí výrobce [13].

Přehled použitých detektorů a jejich parametrů je v tabulce 6.1. Uvedená relativní účinnost (v %) detektorů je poměr účinnosti zkoumaného detektoru k absolutní účinnosti η scintilačního detektoru NaI(Tl) o velikosti 3 in x 3 in (76,2 mm x 76,2 mm), pro energii 1,33MeV bodového zdroje ^{60}Co , ve vzdálenosti 25 cm od středu čela detektoru, násobený 100 ($\eta = 0,0012$) [18].

Relativní účinnost je používána jako charakteristika polovodičových detektorů, pro názornost byla v tabulce 6.1 použita i jako charakteristika detektorů scintilačních.

Tab. 6.1. Přehled použitých detektorů a jejich parametrů

Název	Typ detektoru	Rozměry krystalu	FWHM 662keV [keV]	Relativní účinnost
D 23	Polovodičový - HPGe	průměr : 82,0 mm výška : 108,0 mm	1,8	121 %
D 25	Polovodičový - HPGe	průměr : 52,0 mm výška : 40,5 mm	1,9	16 %
Exploranium GR-130	Scintilační - NaI(Tl)	průměr : 38,0 mm výška : 55,0 mm	48	13 %
Sonda Empos	Scintilační - NaI(Tl)	průměr : 45,0 mm výška : 50,0 mm	76	18 %
Sonda Bicron	Scintilační - NaI(Tl)	průměr : 76,2 mm výška : 76,2 mm	38	100 %
Sonda LaBr	Scintilační - $\text{LaBr}_3(\text{Ce})$	průměr : 38,1 mm výška : 38,1 mm	29	12 %

7 KALIBRACE DETEKTORŮ

Pro kvantitativní stanovení aktivity v těle měřené osoby nebo obecně v jakémkoli vzorku, je zapotřebí znát účinnost detektoru pro určitou energii a geometrii měření. Proto se pro každou geometrii měření vytváří tzv. účinnostní křivka detektoru, pomocí které lze vyhodnotit aktivitu v celém měřeném spektru. Účinnostní křivka vzniká prokladem bodových účinností, naměřených pomocí sady kalibračních etalonů o známé aktivitě v potřebné geometrii tak aby emitované záření použitých radionuklidů obsáhlo nejlépe celé energetické spektrum.

Výpočet bodové účinnosti se provádí podle následujícího vzorce [20]:

$$\eta = \frac{P}{\left(T \cdot Y \cdot A_0 \cdot e^{\left(\frac{\ln(2)}{T_{1/2}} \cdot \Delta t \right)} \right)} \quad /7.1/$$

Kde:

P je plocha píku o určité energii,

T je délka měření,

Y je zastoupení dané gama linie při přeměně radionuklidu,

A_0 je aktivita etalonu k referenčnímu datu,

$T_{1/2}$ je poločas přeměny radionuklidu,

Δt je rozdíl data měření a referenčního data, ve dnech [20].

Základní kalibrační geometrií všech detektorů používaných ve spektrometrii je geometrie, kdy je bodový zdroj umístěn ve vzdálenosti 25 cm od středu čela detektoru. V této geometrii se též stanovuje relativní účinnost detektoru pro energii 1,33 MeV izotopu ^{60}Co . Pro celotělová měření je zavedena geometrie sedící osoby, kdy je detektor umístěn ve vzdálenosti 43 cm od opěradla a 33 cm od sedáku židle, bez ohledu na rozměry měřené osoby. Tato geometrická konfigurace byla zavedena z hlediska co nejvíce možné nezávislosti výsledku na distribuci radionuklidu v lidském těle. Ke kalibraci geometrie sedící osoby se používá tzv. kalibrační fantom, který simuluje tvarem a materiálem lidské tělo. Pořízení kalibračního fantomu je velmi nákladné a

vyplatí se pouze spektrometrickým laboratořím, které se zabývají měřením obsahu radionuklidů v lidském těle. V následující práci je proto hledán obecný vztah mezi geometrií sedící osoby a základní geometrií bodového zářiče ve vzdálenosti 25 cm od středu čela detektoru, k jejíž kalibraci je potřeba pouze sada etalonů bodových zdrojů, obdobně jako v práci [9]. Díky znalosti tohoto vztahu by bylo možné použít téměř jakýkoli detektor k měření a rychlému odhadu aktivity v těle měřené osoby.

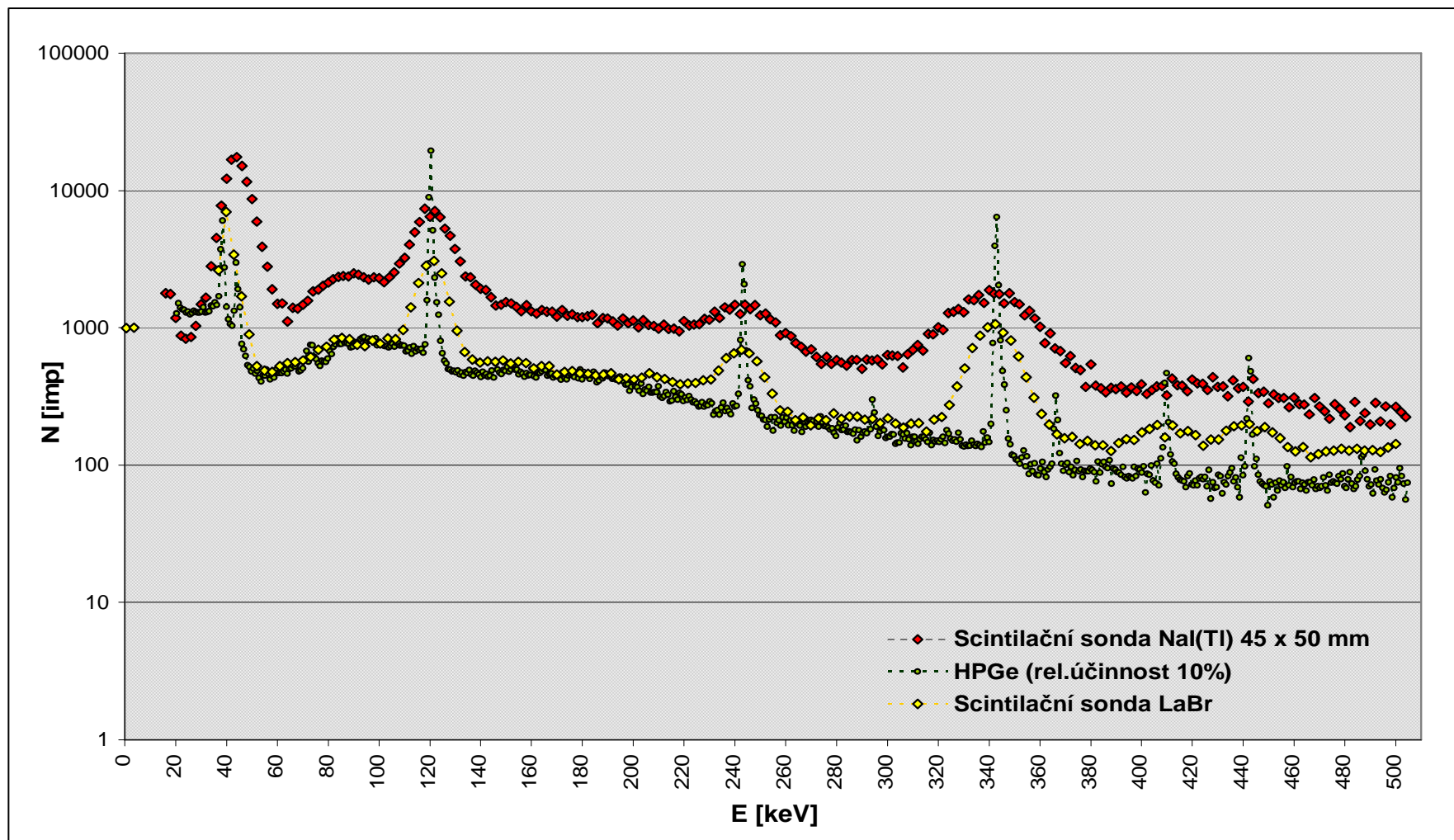
7.1 Kalibrační spektrum

Účinnostní kalibrace se provádí v celém rozsahu energetického spektra detektoru a to přibližně od 60 keV do 3000 keV, v závislosti na typu použitého detektoru a jeho schopnosti detekce. Účinnost detekce nízkých energií - menších než 60 keV závisí na vnější úpravě – opláštění detektoru.

Ke kalibraci se používají kalibrační radionuklidy buď monoenergetické, emitující fotony pouze o jedné energii, případně i radionuklidy emitující fotony o více energiích. Volba radionuklidu, použitého ke kalibraci závisí mimo jiné na tzv. **energetickém rozlišení detektoru – FWHM**, což je tzv. **pološířka** fotopíku – jeho šířka v poloviční výšce. Tento parametr detektoru je velmi důležitý z hlediska identifikace dvou vedle sebe se nacházejících píků ve spektru.

Polovodičové detektory mají mnohem lepší energetickou rozlišovací schopnost než detektory scintilační a jsou tudíž mnohem vhodnější pro měření složitých spekter. Na obrázku 7.1 je porovnání spektra ^{152}Eu naměřeného polovodičovým detektorem o relativní účinnosti 10%, scintilačním detektorem NaI(Tl) o průměru 45 mm a výšce 55 mm a novým typem scintilačního detektoru s krystalem $\text{LaBr}_3(\text{Ce})$ o velikosti 1,5 in x 1,5 in (38,1 mm x 38,1 mm). Ze spektra je zřejmé, že mnoho energetických linií ve spektru obsažených nelze scintilačními detektory odlišit. Ačkoli scintilační sonda $\text{LaBr}_3(\text{Ce})$ má přibližně dvojnásobně lepší rozlišení než scintilační sonda NaI(Tl), pořád není vhodná pro měření složitějších spekter jako je spektrum ^{152}Eu . Z tohoto důvodu nebylo možné použít k účinnostní kalibraci scintilačních detektorů etalon s nuklidem ^{152}Eu , který je jedním ze tří nuklidů dostupných ke kalibraci geometrie sedící osoby pomocí kalibračního fantomu.

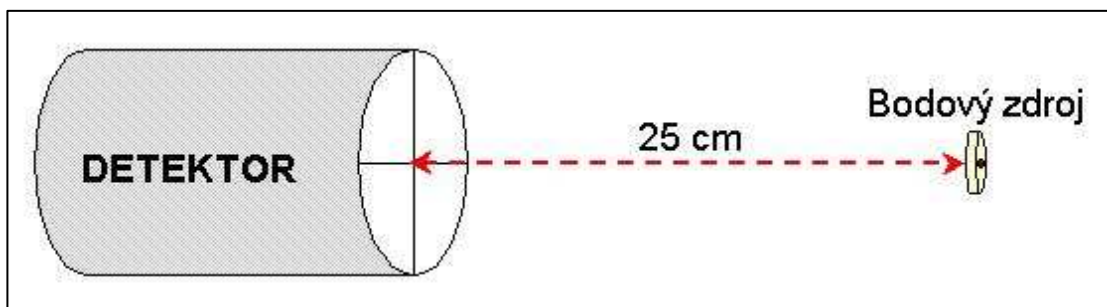
Obr. 7.1 Porovnání spektra ^{152}Eu naměřeného polovodičovým HPGe detektorem a scintilačními detektory NaI(Tl) a LaBr₃(Ce), za 1000s



7.2 Kalibrace geometrie bodového zdroje ve vzdálenosti 25 cm od středu čela detektoru

Ke kalibraci geometrie bodového zdroje se používají etalony, u nichž je nanesen radionuklid na střed polyethylenového kotoučku a lze jej od určité vzdálenosti od detektoru považovat za bodový. Zdroj je umístěn 25 cm od středu čela detektoru, uspořádání geometrie je patrné z obrázku č. 7.2. Tato geometrie je v dalším textu označena jako B-6. Bodové účinnosti pro jednotlivé energie a detektory jsou uvedeny v tabulce 7.1 až 7.6, souhrn účinností pro hlavní kalibrační energie je uveden v tabulce 7.8. Účinnostní křivky vytvořené prokladem bodových účinností jsou v grafu na obrázku 7.3, rovnice polynomů účinnostních křivek jednotlivých detektorů byly vypočteny pomocí programu na měření a vyhodnocování spekter Genie 2000 a jsou uvedeny v tabulce 7.7.

Obr. 7.2 Uspořádání geometrie B-6



Kalibrace bodového zdroje ve vzdálenosti 25 cm byly pro detektory Sonda Bicon, Sonda Empos GR-Exploranium, Sonda LaBr a D 23 naměřeny a vytvořeny pro účely této práce a dále se budou používat při vyhodnocování gamaspektrometrických měření laboratoře CTP nebo Mobilní skupiny SÚRO Praha. U detektoru D 25 byly použity hodnoty z již zavedené geometrie bodového zdroje ve vzdálenosti 25 cm, dříve již běžně používané.

Tab. 7.1 Kalibrace scintilační sondy Bicron – geometrie bodového zdroje ve vzdálenosti 25 cm od čela detektoru

Detektor : Sonda Bicron			Geometrie : Bodový zdroj ve vzdálenosti 25 cm									
Nuklid	Energie [keV]	Zastoupení	Poločas [dny]	Aktivita [kBq]	Referenční datum	Chyba aktivity [%]	Datum měření	Rozpad [d]	Plocha píku [imp]	Chyba plochy [%]	Délka měření [s]	Účinnost
Am - 241	59.6	0.36	157858	17.1	20.12.2007	0.3	20.3.2008	91	12045	1.6	400	4.94E-03
Co - 57	122.0	0.86	272	171.7	30.11.2007	0.4	20.3.2008	111	59688	0.6	100	5.39E-03
Cs - 137	661.7	0.85	10983	16.8	20.12.2007	0.5	20.3.2008	91	28755	1.3	1000	2.03E-03
Co - 60	1173.2	1.00	1925	209.3	30.11.2007	0.3	20.3.2008	111	23396	1.3	100	1.16E-03
	1332.5	1.00	1925	209.3	30.11.2007	0.3	20.3.2008	111	21387	1.2	100	1.06E-03
Na - 22	1274.5	1.00	950	112.2	30.11.2007	0.5	20.3.2008	111	62552	0.6	500	1.21E-03
Mn - 54	834.8	1.00	312	13.0	20.12.2007	0.6	20.3.2008	91	17966	1.6	1000	1.69E-03
Zn - 65	1115.5	0.51	244	883.0	15.2.2008	0.5	20.3.2008	34	285149	0.2	500	1.40E-03
Hg - 203	279.2	0.82	47	242.6	20.12.2007	2.0	20.3.2008	91	78904	0.6	400	3.86E-03

Tab. 7.2 Kalibrace scintilační sondy GR Exploranium – geometrie bodového zdroje ve vzdálenosti 25 cm od čela detektoru

Detektor : GR Exploranium			Geometrie : Bodový zdroj ve vzdálenosti 25 cm									
Nuklid	Energie [keV]	Zastoupení	Poločas [dny]	Aktivita [kBq]	Referenční datum	Chyba aktivity [%]	Datum měření	Rozpad [d]	Plocha píku [imp]	Chyba plochy [%]	Délka měření [s]	Účinnost
Am - 241	59.6	0.36	157858	613.4	6.8.1992	0.4	28.3.2007	5347	29465	5.0	100	1.38E-03
Co - 57	122.0	0.86	272	153.1	1.9.2005	1.0	28.3.2007	573	29013	5.0	600	1.59E-03
Cs - 137	661.7	0.85	10983	301.8	1.10.1978	2.7	2.4.2007	10410	15967	5.0	300	4.00E-04
Ba - 133	81.0	0.37	3842	150.3	8.8.1988	1.7	29.3.2007	6807	24157	5.0	600	2.46E-03
	356.0	0.62	3842	150.3	8.8.1988	1.7	29.3.2007	6807	9767	5.0	600	5.95E-04
Co - 60	1173.2	1.00	1925	227.0	28.11.1997	1.1	28.3.2007	3407	6610	5.0	600	1.66E-04
	1332.5	1.00	1925	227.0	28.11.1997	1.1	28.3.2007	3407	5998	5.0	600	1.50E-04
Pb - 210	46.5	0.04	8145	24.8	17.3.1997	3.0	29.3.2007	3664	530	10.0	600	1.15E-03
Mn - 54	834.8	1.00	312	354.0	20.5.2002	1.5	2.4.2007	1778	3773	5.0	1800	3.06E-04
Zn - 65	1115.5	0.51	244	802.6	20.5.2002	0.9	2.4.2007	1778	1017	8.0	1800	2.16E-04
Hg - 203	279.2	0.82	47	13.9	30.4.2007	2.0	7.8.2007	99	2804	5.0	1800	6.00E-04

Tab. 7.3 Kalibrace scintilační sondy Empos – geometrie bodového zdroje ve vzdálenosti 25 cm od čela detektoru

Detektor : Sonda Empos			Geometrie : Bodový zdroj ve vzdálenosti 25 cm									
Nuklid	Energie [keV]	Zastoupení	Poločas [dny]	Aktivita [kBq]	Referenční datum	Chyba aktivity [%]	Datum měření	Rozpad [d]	Plocha píku [imp]	Chyba plochy [%]	Délka měření [s]	Účinnost
Am - 241	59.6	0.36	157858	16.4	14.10.2005	0.4	13.2.2007	487	18607	5.0	1800	1.77E-03
Co - 57	122.0	0.86	272	153.1	1.9.2005	1.0	28.2.2007	545	42656	5.0	600	2.18E-03
Cs - 137	661.7	0.85	10983	19.2	17.5.1989	2.7	12.2.2007	6480	19668	5.0	3600	5.04E-04
Ba - 133	81.0	0.34	3842	150.3	8.8.1988	1.7	13.2.2007	6763	60636	5.0	1800	2.23E-03
Co - 60	1173.2	1.00	1925	219.1	8.8.1988	0.9	12.2.2007	6762	12173	5.0	1800	3.53E-04
	1332.5	1.00	1925	219.1	8.8.1988	0.9	12.2.2007	6762	7488	5.0	1800	2.17E-04
Pb - 210	46.5	0.04	8145	305.8	17.3.1997	1.0	14.2.2007	3621	27208	5.0	1800	1.58E-03
I - 129	30.0	0.78	5.7E+09	10.2	7.2.1996	2.0	14.2.2007	4025	17778	5.0	1800	1.24E-03
Mn - 54	834.8	1.00	312	354.0	20.5.2002	1.5	2.4.2007	1778	3489	5.0	1200	4.25E-04
Zn - 65	1115.5	0.51	244	802.6	20.5.2002	0.9	2.4.2007	1778	1504	5.0	2000	2.88E-04
Hg - 203	279.2	0.82	47	13.9	30.4.2007	2.0	30.4.2007	0	17263	5.0	1200	1.27E-03

Tab. 7.4 Kalibrace scintilační sondy LaBr – geometrie bodového zdroje ve vzdálenosti 25 cm od čela detektoru

Detektor : Sonda LaBr			Geometrie : Bodový zdroj ve vzdálenosti 25 cm									
Nuklid	Energie [keV]	Zastoupení	Poločas [dny]	Aktivita [kBq]	Referenční datum	Chyba aktivity [%]	Datum měření	Rozpad [d]	Plocha píku [imp]	Chyba plochy [%]	Délka měření [s]	Účinnost
Am - 241	59.6	0.36	157858	486.2	30.11.2007	0.3	16.7.2008	229	71625	0.0	400	1.03E-03
Co - 57	122.0	0.86	272	171.7	30.11.2007	0.4	16.7.2008	229	74248	0.0	1000	9.06E-04
Cs - 137	661.7	0.85	10983	335.5	30.11.2007	0.5	16.7.2008	229	24754	0.5	300	2.93E-04
Co - 60	1173.2	1.00	1925	209.3	30.11.2007	0.3	16.7.2008	229	9313	3.2	300	1.61E-04
	1332.5	1.00	1925	209.3	30.11.2007	0.3	16.7.2008	229	8387	0.9	300	1.45E-04
Na 22	1274.5	1.00	950	112.2	30.11.2007	0.5	16.7.2008	229	8909	0.4	600	1.56E-04
Mn - 54	834.8	1.00	312	317.5	30.11.2007	0.6	16.7.2008	229	17952	0.3	400	2.35E-04
Zn - 65	1115.5	0.51	244	883.0	15.2.2008	0.5	16.7.2008	152	20875	0.6	400	1.79E-04
Hg - 203	279.2	0.82	47	242.6	20.12.2007	2.0	15.7.2008	208	17421	0.2	3000	6.48E-04
Y - 88	898.0	0.94	107	212.8	30.11.2007	2.0	15.7.2008	228	5986	0.2	600	2.20E-04

Tab. 7.5 Kalibrace polovodičového detektoru D 23 – geometrie bodového zdroje ve vzdálenosti 25 cm od čela detektoru

Detektor : D 23		Geometrie : Bodový zdroj ve vzdálenosti 25 cm										
Nuklid	Energie [keV]	Zastoupení	Poločas [dny]	Aktivita [kBq]	Referenční datum	Chyba aktivity [%]	Datum měření	Rozpad [d]	Plocha píku [imp]	Chyba plochy [%]	Délka měření [s]	Účinnost
Am - 241	59.6	0.36	157858	486.2	30.11.2007	1.0	16.7.2008	229	51302	0.5	200	1.47E-03
Co - 57	122.0	0.86	272	171.7	30.11.2007	1.0	16.7.2008	229	92390	0.3	300	3.76E-03
	136.0	0.11	272	171.7	30.11.2007	1.0	16.7.2008	229	11626	1.0	300	3.79E-03
Mn - 54	834.8	1.00	312	13.0	20.12.2007	1.0	16.7.2008	209	11842	0.9	800	1.81E-03
Cs - 137	661.7	0.85	10983	17.0	20.12.2007	5.0	16.7.2008	209	11609	0.0	400	2.04E-03
Ba - 133	81.0	0.34	3842	3.8	20.12.2007	1.0	16.7.2008	209	5879	0.1	1500	3.12E-03
	276.4	0.07	3842	3.8	20.12.2007	1.0	16.7.2008	209	1233	0.7	1500	3.11E-03
	302.9	0.18	3842	3.8	20.12.2007	1.0	16.7.2008	209	3011	0.5	1500	2.97E-03
	356.0	0.62	3842	3.8	20.12.2007	1.0	16.7.2008	209	9579	0.7	1500	2.79E-03
	383.9	0.09	3842	3.8	20.12.2007	1.0	16.7.2008	209	1358	0.4	1500	2.75E-03
Eu - 152	121.8	0.31	4946	39.4	20.12.2007	1.0	16.7.2008	209	25040	0.6	600	3.56E-03
	244.7	0.08	4946	39.4	20.12.2007	1.0	16.7.2008	209	5941	0.1	600	3.36E-03
	344.3	0.27	4946	39.4	20.12.2007	1.0	16.7.2008	209	17642	0.6	600	2.83E-03
	778.9	0.13	4946	39.4	20.12.2007	1.0	16.7.2008	209	5705	0.6	600	1.93E-03
	964.0	0.14	4946	39.4	20.12.2007	1.0	16.7.2008	209	5810	0.3	600	1.77E-03
	1112.1	0.14	4946	39.4	20.12.2007	1.0	16.7.2008	209	5023	0.1	600	1.62E-03
	1408.1	0.21	4946	39.4	20.12.2007	1.0	16.7.2008	209	6912	0.3	600	1.44E-03
Co - 60	1173.2	1.00	1925	12.9	20.12.2007	1.0	16.7.2008	209	11013	0.4	600	1.53E-03
	1332.5	1.00	1925	12.9	20.12.2007	1.0	16.7.2008	209	10198	0.5	600	1.42E-03
Pb - 210	46.5	0.04	8145	132.5	15.2.2008	2.0	16.7.2008	152	4566	0.1	1800	4.56E-04
Hg - 203	279.2	0.82	47	242.6	20.12.2007	1.0	16.7.2008	209	15067	7.3	500	3.32E-03

Tab. 7.6 Kalibrace polovodičového detektoru D 25 – geometrie bodového zdroje ve vzdálenosti 25 cm od čela detektoru

Detektor :		D 25 Geometrie : Bodový zdroj ve vzdálenosti 25 cm										
Nuklid	Energie [keV]	Zastoupení	Poločas [dny]	Aktivita [kBq]	Referenční datum	Chyba aktivity [%]	Datum měření	Rozpad [d]	Plocha píku [imp]	Chyba plochy [%]	Délka měření [s]	Účinnost
Am - 241	59.6	0.36	157858	487.3	8.8.1988	0.4	26.3.1999	3882	426535	0.2	2000	1.25E-03
Co - 57	122.0	0.86	272	172.4	7.2.1996	1.0	31.3.1999	1148	145259	0.3	11000	1.67E-03
	136.0	0.11	272	172.4	7.2.1996	1.0	31.3.1999	1148	17306	0.8	11000	1.60E-03
Cs - 137	661.7	0.85	10983	341.1	15.11.1993	2.7	26.3.1999	1957	191559	0.2	2000	3.73E-04
Ba - 133	81.0	0.37	3842	148.1	21.3.1989	1.7	31.3.1999	3662	671405	0.1	16274	1.47E-03
	276.4	0.07	3842	148.1	21.3.1989	1.7	31.3.1999	3662	85134	0.3	16274	9.54E-04
	302.9	0.18	3842	148.1	21.3.1989	1.7	31.3.1999	3662	189153	0.2	16274	8.29E-04
	356.0	0.62	3842	148.1	21.3.1989	1.7	31.3.1999	3662	560209	0.1	16274	7.23E-04
	383.9	0.09	3842	148.1	21.3.1989	1.7	31.3.1999	3662	73913	0.4	16274	6.65E-04
Co - 60	1173.2	1.00	1925	753.1	20.12.1991	1.1	24.3.1999	2651	124926	0.3	2000	2.16E-04
	1332.5	1.00	1925	753.1	20.12.1991	1.1	24.3.1999	2651	109273	0.3	2000	1.88E-04
Pb - 210	46.5	0.04	8145	305.8	17.3.1997	3.0	26.3.1999	739	19520	0.7	3000	5.33E-04
Eu - 152	121.8	0.31	4946	432.0	8.8.1988	1.5	1.4.1999	3888	240883	0.2	2000	1.57E-03
	244.7	0.08	4946	432.0	8.8.1988	1.5	1.4.1999	3888	41643	0.5	2000	1.08E-03
	344.3	0.27	4946	432.0	8.8.1988	1.5	1.4.1999	3888	97711	0.3	2000	7.17E-04
	778.9	0.13	4946	432.0	8.8.1988	1.5	1.4.1999	3888	20025	0.7	2000	3.15E-04
	964.0	0.14	4946	432.0	8.8.1988	1.5	1.4.1999	3888	19391	0.7	2000	2.71E-04
	1112.1	0.13	4946	432.0	8.8.1988	1.5	1.4.1999	3888	15999	0.8	2000	2.38E-04
	1408.1	0.22	4946	432.0	8.8.1988	1.5	1.4.1999	3888	19208	0.7	2000	1.74E-04

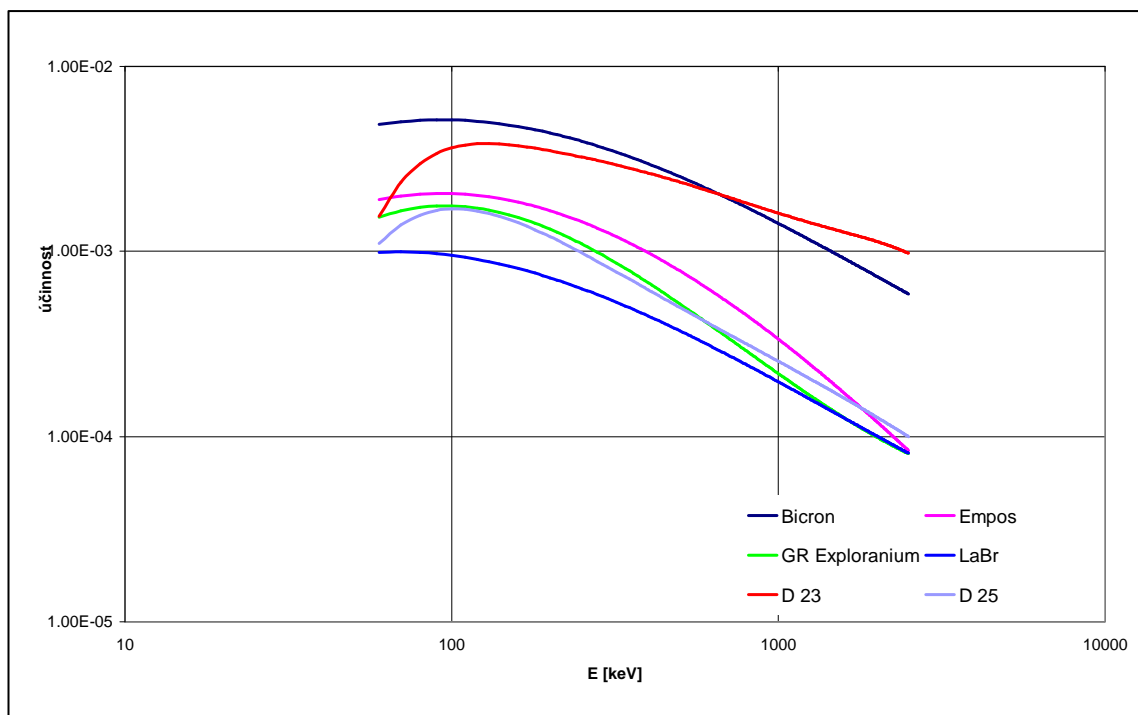
Tab. 7.7 Rovnice polynomů účinnostních křivek jednotlivých detektorů pro geometrii B-6, vypočtené pomocí programu Genie 2000

Detektor	<i>7.2.1.1 Rovnice polynomu účinnostní křivky</i>
Sonda Bicron	$\text{Ln}(\text{Eff}) = -14,326024 + 4,631534 * \text{Ln}(E) - 0,7210541 * \text{Ln}(E)^2 + 0,03088331 * \text{Ln}(E)^3$
GR Exploranium	$\text{Ln}(\text{Eff}) = -28,265772 + 11,646406 * \text{Ln}(E) - 1,945037 * \text{Ln}(E)^2 + 0,09768494 * \text{Ln}(E)^3$
Sonda Empos	$\text{Ln}(\text{Eff}) = -16,858194 + 5,295414 * \text{Ln}(E) - 0,7784981 * \text{Ln}(E)^2 + 0,02860121 * \text{Ln}(E)^3$
Sonda LaBr	$\text{Ln}(\text{Eff}) = -15,120879 + 4,495245 * \text{Ln}(E) - 0,748288 * \text{Ln}(E)^2 + 0,034115 * \text{Ln}(E)^3$
D 23	$\text{Ln}(\text{Eff}) = -1031,922241 + 1009,205444 * \text{Ln}(E) - 412,000153 * \text{Ln}(E)^2 + 89,388069 * \text{Ln}(E)^3 - 10,867088 * \text{Ln}(E)^4 + 0,701472 * \text{Ln}(E)^5 - 0,018775 * \text{Ln}(E)^6$
D 25	$\text{Ln}(\text{Eff}) = -224,50296 + 179,546463 * \text{Ln}(E) - 60,02424 * \text{Ln}(E)^2 + 10,48081 * \text{Ln}(E)^3 - 1,0127221 * \text{Ln}(E)^4 + 0,051323328 * \text{Ln}(E)^5 - 0,001066413 * \text{Ln}(E)^6$

Tab. 7.8 Souhrn účinností geometrie bodového zdroje ve vzdálenosti 25 cm od čela detektoru pro jednotlivé detektory

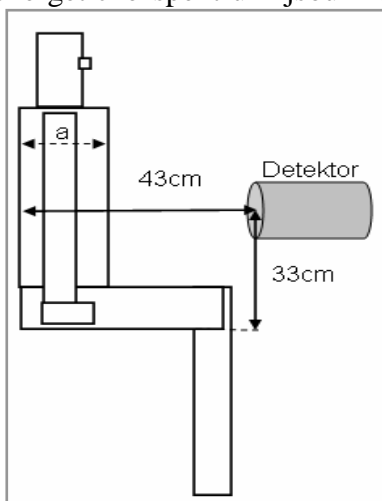
Geometrie B - 6						
Energie [keV]	Účinnosti					
	Sonda Bicron	GR Exploranium	Sonda Empos	Sonda LaBr	DET 23	DET 25
122	5.03E-03	1.70E-03	2.00E-03	9.00E-04	3.82E-03	1.64E-03
279	3.72E-03	9.91E-04	1.34E-03	5.85E-04	3.10E-03	8.84E-04
356	3.21E-03	7.70E-04	1.09E-03	4.90E-04	2.79E-03	6.96E-04
662	2.03E-03	3.67E-04	5.70E-04	2.91E-04	2.03E-03	3.79E-04
835	1.66E-03	2.74E-04	4.27E-04	2.34E-04	1.78E-03	3.03E-04
1116	1.28E-03	1.91E-04	2.88E-04	1.78E-04	1.52E-03	2.29E-04
1173	1.22E-03	1.80E-04	2.69E-04	1.69E-04	1.48E-03	2.18E-04
1333	1.08E-03	1.54E-04	2.23E-04	1.49E-04	1.38E-03	1.92E-04

Obr. 7.3 Účinnostní křivky detektorů pro geometrii bodového zdroje ve vzdálenosti 25 cm vytvořené z prokladu bodových účinností



7.3 Kalibrace geometrie sedící osoby

Ke kalibraci geometrie sedící osoby byl použit kalibrační fantom typ SET Uph-02T. Je tvořen z polyethylenových bloků dvou velikostí, ve kterých jsou umístěny vždy dvě tyčinky s radionuklidem. Z těchto bloků lze dle návodu složit celkem 6 různých figur, kterým odpovídá aktivita podle počtu a typu bloků, ze kterých je figura složena. Parametry jednotlivých figur jsou uvedeny v tabulce 7.9. Pro kalibraci přes celé energetické spektrum jsou k dispozici tři sady kalibračních tyčinek s nuklidy : ^{137}Cs ,



^{60}Co a ^{152}Eu . Z výčtu byla vyřazena figura P1, odpovídající ročnímu dítěti, pro kterou nebyla kalibrace prováděna z důvodu praktické nepoužitelnosti při reálném měření. Standardní figurou používanou ke kalibraci geometrie sedící osoby je figura **P5**, odpovídající průměrnému dospělému člověku [3]. Detektor je umístěn 43cm od opěradla a 33cm od sedáku židle, schéma geometrie sedící osoby je na obrázku 7.4.

Obr. 7.4 Geometrie C-130, sedící osoba

Tato geometrie je zvolena tak, aby odezva detektoru na záření emitované radionuklidy v těle měřené osoby byla co největší a zároveň maximálně nezávislá na distribuci radionuklidu v těle. Geometrie je v dalším textu označena jako C – 130. Bodové účinnosti pro jednotlivé energie a detektory jsou uvedeny v tabulce 7.10 až 7.15. Účinnostní křivky, vytvořené prokladem bodových účinností jsou v grafu na obrázku 7.5 a souhrn účinností pro hlavní kalibrační energie je uveden v tabulce 7.16.

Tab. 7.9 Parametry jednotlivých figur

Figura	Váha [kg]	Výška postavy [cm]	Tloušťka postavy ¹ [cm]	Aktivita [kBq]			Přibližný věk
				^{60}Co	^{137}Cs	^{152}Eu	
P2	20,9	121	10,9	3,82	3,86	3,54	6 let
P3	42,9	160	11,8	7,98	8,09	7,40	14 let
P4	61,5	170,5	14,3	11,1	11,2	10,3	Dospělý
P5	77,8		15,7	14,4	14,5	13,3	
P6	95,2		19,4	17,5	17,7	16,3	

¹Tloušťka postavy je označená na obr. Xy písmenem "a"

Tab. 7.10 Kalibrace scintilační sondy Bicon – geometrie sedící osoby

Detektor : Sonda Bicon			Geometrie : Sedící osoba - figura P 5									
Nuklid	Energie [keV]	Zastoupení	Poločas [dny]	Aktivita [kBq]	Referenční datum	Chyba aktivity [%]	Datum měření	Rozpad [d]	Plocha píku [imp]	Chyba plochy [%]	Délka měření [s]	Účinnost
Cs - 137	661.7	0.85	10983	14.5	3.8.1998	5.0	21.3.2008	3518	55676	0.7	9000	6.25E-04
Co - 60	1173.2	1.00	1925	14.3	3.8.1998	5.0	7.4.2008	3535	21180	1.7	14000	3.77E-04
	1332.5	1.00	1925	14.3	3.8.1998	5.0	7.4.2008	3535	19709	1.5	14000	3.50E-04

Tab. 7.11 Kalibrace scintilační sondy GR Exploranium – geometrie sedící osoby

Detektor : GR Exploranium			Geometrie : Sedící osoba - figura P 5									
Nuklid	Energie [keV]	Zastoupení	Poločas [dny]	Aktivita [kBq]	Referenční datum	Chyba aktivity [%]	Datum měření	Rozpad [d]	Plocha píku [imp]	Chyba plochy [%]	Délka měření [s]	Účinnost
Cs - 137	661.7	0.85	10983	14.5	3.8.1998	5.0	27.3.2007	3158	5774	10.0	5400	1.06E-04
Co - 60	1173.2	1.00	1925	14.3	3.8.1998	5.0	12.4.2007	3174	1261	10.0	5400	5.11E-05
	1332.5	1.00	1925	14.3	3.8.1998	5.0	12.4.2007	3174	1150	10.0	5400	4.65E-05

Tab. 7.12 Kalibrace scintilační sondy Empos – geometrie sedící osoby

Detektor : Sonda Empos			Geometrie : Sedící osoba - figura P 5									
Nuklid	Energie [keV]	Zastoupení	Poločas [dny]	Aktivita [kBq]	Referenční datum	Chyba aktivity [%]	Datum měření	Rozpad [d]	Plocha píku [imp]	Chyba plochy [%]	Délka měření [s]	Účinnost
Cs - 137	661.7	0.85	10983	14.5	3.8.1998	5.0	22.3.2007	3153	1798	10.0	1200	1.48E-04
Co - 60	1173.2	1.00	1925	14.3	3.8.1998	5.0	5.4.2007	3167	34442	10.0	60000	1.25E-04
	1332.5	1.00	1925	14.3	3.8.1998	5.0	5.4.2007	3167	20284	10.0	60000	7.37E-05

Tab. 7.13 Kalibrace scintilační sondy LaBr – geometrie sedící osoby

Detektor :		Sonda LaBr										
		Geometrie :					Sedící osoba - figura P 5					
Nuklid	Energie [keV]	Zastoupení	Poločas [dny]	Aktivita [kBq]	Referenční datum	Chyba aktivity [%]	Datum měření	Rozpad [d]	Plocha píku [imp]	Chyba plochy [%]	Délka měření [s]	Účinnost
Cs - 137	661.7	0.85	10983	14.5	3.8.1998	5.0	23.7.2008	3642	35284	1.2	50000	7.19E-05

Tab. 7.14 Kalibrace polovodičového detektoru D 23 – geometrie sedící osoby

Detektor :		D 23										
		Geometrie :					Sedící osoba - figura P 5					
Nuklid	Energie [keV]	Zastoupení	Poločas [dny]	Aktivita [kBq]	Referenční datum	Chyba aktivity [%]	Datum měření	Rozpad [d]	Plocha píku [imp]	Chyba plochy [%]	Délka měření [s]	Účinnost
Cs - 137	661.7	0.85	10983	14.5	3.8.1998	5.0	19.6.2007	3242	387618	0.2	60000	6.42E-04
Co - 60	1173.2	1.00	1925	14.3	3.8.1998	5.0	22.8.2007	3306	16002	0.8	6500	5.65E-04
	1332.5	1.00	1925	14.3	3.8.1998	5.0	22.8.2007	3306	15765	0.8	6500	5.56E-04
Eu - 152	121.8	0.31	4946	59.04	1.9.2005	5.0	21.8.2007	719	37980	0.8	3500	7.73E-04
	244.7	0.08	4946	59.04	1.9.2005	5.0	21.8.2007	719	10983	1.6	3500	7.61E-04
	344.3	0.27	4946	59.04	1.9.2005	5.0	21.8.2007	719	35417	0.6	3500	6.97E-04
	778.9	0.13	4946	59.04	1.9.2005	5.0	21.8.2007	719	14424	1.0	3500	5.98E-04
	964.0	0.14	4946	59.04	1.9.2005	5.0	21.8.2007	719	15447	0.9	3500	5.78E-04
	1112.1	0.14	4946	59.04	1.9.2005	5.0	21.8.2007	719	13682	0.9	3500	5.40E-04
	1408.1	0.21	4946	59.04	1.9.2005	5.0	21.8.2007	719	20176	0.7	3500	5.15E-04

Tab. 7.15 Kalibrace polovodičového detektoru D 25 – geometrie sedící osoby

Detektor :		D 25		Geometrie :		Sedící osoba - figura P 5						
Nuklid	Energie [keV]	Zastoupení	Poločas [dny]	Aktivita [kBq]	Referenční datum	Chyba aktivity [%]	Datum měření	Rozpad [d]	Plocha píku [imp]	Chyba plochy [%]	Délka měření [s]	Účinnost
Cs - 137	661.7	0.85	10983	14.5	3.8.1998	5.0	1.4.2004	2068	27600	0.2	27000	9.43E-05
Co - 60	1173.2	1.00	1925	14.4	3.8.1998	5.0	19.6.2008	3608	5420	1.4	20000	6.91E-05
	1332.5	1.00	1925	14.4	3.8.1998	5.0	19.6.2008	3608	4990	1.4	20000	6.35E-05
Eu - 152	121.8	0.31	4946	13.3	3.8.1998	5.0	19.3.2004	2055	18400	0.8	27000	2.23E-04
	344.3	0.27	4946	13.3	3.8.1998	5.0	19.3.2004	2055	10400	0.6	27000	1.42E-04
	778.9	0.13	4946	13.3	3.8.1998	5.0	19.3.2004	2055	2930	1.0	27000	8.44E-05
	964.0	0.14	4946	13.3	3.8.1998	5.0	19.3.2004	2055	2870	0.9	27000	7.45E-05
	1112.1	0.14	4946	13.3	3.8.1998	5.0	19.3.2004	2055	2480	0.9	27000	6.80E-05
	1408.1	0.21	4946	13.3	3.8.1998	5.0	19.3.2004	2055	3200	0.7	27000	5.67E-05

U detektoru D 25 byly použity v případě ^{137}Cs a ^{152}Eu dříve naměřené hodnoty, určené k výpočtu účinnosti kalibrace geometrie sedící osoby, pro účely oddělení Vnitřní kontaminace SÚRO Praha.

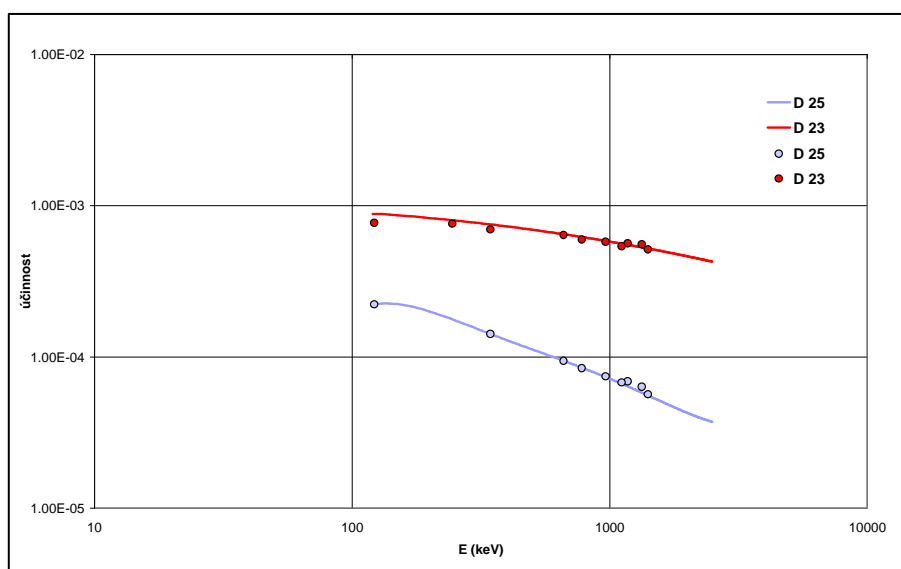
Tab. 7.16 Souhrn účinností geometrie sedící osoby pro jednotlivé detektory

Geometrie C - 130						
Energie [keV]	Účinnosti					
	Sonda Bicron	GR Exploranium	Sonda Empos	Sonda LaBr	DET 23	DET 25
122					6.63E-04	2.23E-04
245					7.61E-04	
344					6.97E-04	1.42E-04
662	6.25E-04	1.06E-04	1.48E-04	7.19E-05	6.42E-04	9.43E-05
779					5.98E-04	8.44E-05
964					5.78E-04	7.45E-05
1112					5.40E-04	6.80E-05
1173	3.77E-04	5.11E-05	1.25E-04		5.65E-04	6.91E-05
1333	3.50E-04	4.65E-05	7.37E-05		5.56E-04	6.35E-05
1408					5.15E-04	5.67E-05

Tab. 7.17 Rovnice polynomů účinnostních křivek polovodičových detektorů pro geometrii C-130, vypočtené pomocí programu Genie 2000

Detektor	7.3.1.1 Rovnice polynomu účinnostní křivky
D 23	$\text{Ln}(\text{Eff}) = -7.08384 + 0.1136 \cdot \text{Ln}(E) - 0.014036 \cdot \text{Ln}(E)^2 - 0.001471 \cdot \text{Ln}(E)^3$
D 25	$\text{Ln}(\text{Eff}) = -452.565979 + 353.617554 \cdot \text{Ln}(E) - 111.6743 \cdot \text{Ln}(E)^2 + 17.51696 \cdot \text{Ln}(E)^3 - 1.3668904 \cdot \text{Ln}(E)^4 + 0.042438462 \cdot \text{Ln}(E)^5$

Obr. 7.5 Účinnostní křivky polovodičových detektorů pro geometrii sedící osoby.



7.4 Odvození korekčního faktoru mezi geometriemi bodového zdroje ve vzdálenosti 25 cm a sedící osoby

Porovnáním účinností geometrií celotělového měření a bodového zdroje ve vzdálenosti 25cm získáme vztah, díky kterému bude možný hrubý odhad aktivity v těle měřené osoby bez nutnosti kalibrace detektoru pomocí kalibračního fantomu [9]. Vzájemným poměrem účinností získáme korekční faktor, kterým by se dělila aktivita získaná vyhodnocením spektra s účinnostní křivkou geometrie B-6. Porovnání účinností obou geometrií je uvedeno v tabulkách 7.18 – 7.19. Korekční faktor je počítán dle následujícího vztahu :

$$K = \frac{C - 130}{B - 6} \quad /7.2/$$

Kde *C-130* je účinnost pro geometrii sedící osoby, *B-6* je účinnost pro geometrii bodového zdroje ve vzdálenosti 25cm.

Tab 7.18 Porovnání účinností bodového zdroje ve vzdálenosti 25cm a sedící osoby, pro scintilační sondy Bicron, GR-Exploranium a Empos

Energie [keV]	Porovnání účinností								
	Sonda Bicron			GR - Exploranium			Sonda Empos		
	B-6	C-130	K	B-6	C-130	K	B-6	C-130	K
122	5.03E-03			1.71E-03			2.00E-03		
245	3.98E-03			1.12E-03			1.47E-03		
344	3.28E-03			7.99E-04			1.13E-03		
662	2.03E-03	6.25E-04	0.31	3.68E-04	1.06E-04	0.29	5.71E-04	1.48E-04	0.26
779	1.77E-03			2.99E-04			4.67E-04		
964	1.46E-03			2.29E-04			3.53E-04		
1112	1.29E-03			1.92E-04			2.90E-04		
1173	1.22E-03	3.77E-04	0.31	1.80E-04	5.11E-05	0.28	3.53E-04	1.25E-04	0.36
1333	1.08E-03	3.50E-04	0.32	1.54E-04	4.65E-05	0.30	2.17E-04	7.37E-05	0.34
1408	1.03E-03			1.45E-04			2.06E-04		
Průměr			0.31			0.29			0.32

Tab 7.19 Porovnání účinností bodového zdroje ve vzdálenosti 25cm a sedící osoby, pro scintilační sondu LaBr a polovodičové detektory D 23 a D 25

Energie [keV]	Porovnání účinností								
	Sonda LaBr			D 23			D 25		
	B-6	C-130	K	B-6	C-130	K	B-6	C-130	K
122	9.01E-04			3.82E-03	8.89E-04	0.23	1.65E-03	2.23E-04	0.14
245	6.38E-04			3.26E-03	8.02E-04	0.25	1.00E-03	1.77E-04	0.18
344	5.03E-04			2.84E-03	7.52E-04	0.27	7.19E-04	1.42E-04	0.20
662	2.91E-04	7.19E-05	0.25	2.03E-03	6.48E-04	0.32	3.79E-04	9.44E-05	0.25
779	2.50E-04			1.85E-03	6.21E-04	0.34	3.24E-04	8.51E-05	0.26
964	2.05E-04			1.64E-03	5.85E-04	0.36	2.64E-04	7.37E-05	0.28
1112	1.78E-04			1.52E-03	5.61E-04	0.37	2.30E-04	6.66E-05	0.29
1173	1.69E-04			1.48E-03	5.52E-04	0.37	2.18E-04	6.40E-05	0.29
1333	1.50E-04			1.38E-03	5.31E-04	0.38	1.92E-04	5.81E-05	0.30
1408	1.42E-04			1.35E-03	5.22E-04	0.39	1.82E-04	5.57E-05	0.31
Průměr			0.25			0.34			0.27

7.5 Diskuse části 7

U scintilačních detektorů byly porovnávány účinnosti bodového zdroje ve vzdálenosti 25cm, vypočtené pomocí účinnostní křivky, s experimentálními účinnostmi pro jednotlivé energie geometrie sedící osoby. Porovnání účinnosti vypočtené pomocí účinnostní křivky (B-6) s experimentální účinností stanovené pro jednotlivé energie (C-130), bylo provedeno z důvodu nedostatečného množství použitelných kalibračních etalonů pro kalibraci geometrie sedící osoby. Ke kalibraci geometrie sedící osoby jsou k dispozici pouze dva radionuklidy s dobře rozlišitelnými energiemi scintilačními detektory a to ^{137}Cs (662keV) a ^{60}Co (1173 keV a 1332keV). Etalon s nuklidem ^{152}Eu z důvodu špatné rozlišovací schopnosti scintilačních detektorů nelze ke kalibraci použít. V případě Sondy LaBr, byl ke kalibraci sedící osoby použitelný pouze etalon ^{137}Cs . Pro velký obsah přírodních izotopů ^{138}La a ^{40}K v sondě a malé aktivitě etalonu ^{60}Co v kalibračním fantomu, nebylo možné tento etalon ke kalibraci použít. Nuklid ^{60}Co emituje gama kvanta o energiích 1173 keV a 1333 keV, které se nacházejí v oblasti Comptonovské hrany od energie 1436keV izotopu ^{138}La a od energie 1462 keV izotopu ^{40}K a v případě malých aktivit ^{60}Co jsou ve spektru nečitelná.

U polovodičových detektorů byly porovnávány u obou geometrií účinnosti vypočtené pomocí účinnostních křivek, které bylo možné vytvořit, díky dobré rozlišovací schopnosti detektorů a možnosti použití etalonu ^{152}Eu .

Poměrem účinnosti geometrie sedící osoby a bodového zdroje ve vzdálenosti 25cm pro jednotlivé energie, viz. tabulky 7.18 – 7.19, byly získány korekční faktory K. Z výsledků je zřejmé, že korekční faktory jsou u všech detektorů podobné, průměrné hodnoty se pohybují v rozmezí **0,25 až 0,34**. Výsledky nám dovolují zobecnění korekčního faktoru mezi geometrií sedící osoby a geometrií bodového zdroje ve vzdálenosti 25cm na hodnotu **0,30** pro všechny typy detektorů a rozsah energií přibližně od 350 keV výše. V práci [3], zabývající se přestupními koeficienty mezi geometrií bodového zdroje ve vzdálenosti 25 cm a geometrií celotělového měření, byly teoreticky odvozeny koeficienty v rozmezí **0,2 až 0,3** v závislosti na energii záření. Experimentálně stanovené koeficienty, uvedené v této práci vykazují s teoretickými koeficienty z práce [9] dobrou shodu. Výsledky této práce jsou též součástí práce [10].

8 ODHAD NEJISTOTY MĚŘENÍ

Při celotělovém měření vstupuje do měření kromě standardních nejistot, vyskytujících se ve spektrometrickém měření i mnoho dalších faktorů, které mohou významně ovlivnit správnost výsledné hodnoty. Určitý vliv mohou mít jak rozměry měřené osoby, nepřesnost v umístění detektoru do správné geometrie, tak i například částečné odstínění pozadí měřenou osobou. Na základě měření, určitým způsobem simulující odchylky od kalibrační geometrie, byly stanoveny nejistoty, které mohou vstupovat do reálného měření osob. Hodnoty naměřené pro stanovení nejistot byly statisticky zpracovány. Rozptyl souboru dat byl počítán podle vzorce [13]:

$$\Delta = \frac{\sum(x - \bar{x})^2}{n} \quad , \quad /8.1/$$

a směrodatná odchylka podle vzorce [13]:

$$\sigma = \sqrt{\frac{\sum(x - \bar{x})^2}{n}} \quad , \quad /8.2/$$

kde x je naměřená hodnota, \bar{x} je střední hodnota z naměřených hodnot, n je počet hodnot v souboru [13].

8.1 Korekce na somatické odlišnosti

Vzhledem k tomu, že tělesné konstituce jednotlivých lidí se liší, je zapotřebí zkoumat vliv tohoto parametru na výslednou účinnost detektoru. Proto byly porovnávány účinnosti naměřené pro pět kalibračních figur, reprezentující různé tělesné konstituce. Parametry jednotlivých figur, sestavovaných z kalibračního fantomu jsou uvedeny v tabulce 7.9, v části 7.3. Figury P2 a P3 odpovídají rozměry přibližně šestiletému a čtrnáctiletému dítěti, figury P4, P5 a P6 odpovídají dospělému člověku. Referenční figurou byla zvolena figura P5, odpovídající průměrnému dospělému člověku [3], v tabulce 7.9 je vyznačena tučně. Měření bylo prováděno polovodičovým detektorem D23, u ostatních detektorů se pro tyto případy předpokládá stejné chování. Porovnání

vlivu rozdílných tělesných proporcí měřených osob na účinnost detektoru pro geometrii sedící osoby je uveden v tabulkách 8.1 – 8.4.

Tab. 8.1 Účinnosti detektoru D 23 pro dané energie a různé figury

Energie [keV]	P2	P3	P4	P5	P6
122	9.98E-04	7.31E-04	6.75E-04	6.63E-04	6.86E-04
245	1.13E-03	8.29E-04	7.33E-04	7.61E-04	7.77E-04
344	9.44E-04	7.35E-04	6.67E-04	6.97E-04	7.34E-04
662	8.30E-04	6.70E-04	6.24E-04	6.42E-04	6.68E-04
779	7.87E-04	5.98E-04	5.76E-04	5.98E-04	6.25E-04
964	7.24E-04	5.67E-04	5.70E-04	5.78E-04	6.18E-04
1112	6.68E-04	5.42E-04	5.23E-04	5.40E-04	5.70E-04
1173	6.87E-04	5.54E-04	5.35E-04	5.65E-04	6.14E-04
1333	6.70E-04	5.32E-04	5.21E-04	5.56E-04	5.91E-04
1408	6.25E-04	5.02E-04	4.83E-04	5.15E-04	5.42E-04

Tab. 8.2 Statistické zpracování účinností detektoru D 23 pro dané energie a různé figury

E[keV]	Minimální účinnost	Maximální účinnost	Rozdíl Max-Min	Průměr účinností	Rozptyl	Směrodatná odchylka
122	6.63E-04	9.98E-04	3.36E-04	7.51E-04	1.59E-08	1.41E-04
245	7.33E-04	1.13E-03	3.95E-04	8.46E-04	2.09E-08	1.62E-04
344	6.67E-04	9.44E-04	2.77E-04	7.55E-04	9.53E-09	1.09E-04
779	6.24E-04	8.30E-04	2.05E-04	6.87E-04	5.39E-09	8.21E-05
964	5.76E-04	7.87E-04	2.11E-04	6.37E-04	5.84E-09	8.54E-05
1112	5.67E-04	7.24E-04	1.57E-04	6.12E-04	3.50E-09	6.62E-05
1408	5.23E-04	6.68E-04	1.45E-04	5.69E-04	2.70E-09	5.81E-05
662	5.35E-04	6.87E-04	1.53E-04	5.91E-04	3.01E-09	6.13E-05
1173	5.21E-04	6.70E-04	1.49E-04	5.74E-04	2.87E-09	5.99E-05
1333	4.83E-04	6.25E-04	1.41E-04	5.33E-04	2.45E-09	5.53E-05

Tab. 8.3 Účinnosti detektoru D 23 pro dané energie a různé figury - relativně

Energie [keV]	P2	P3	P4	P5	P6
122	1.51	1.10	1.02	1.00	1.04
245	1.48	1.09	0.96	1.00	1.02
344	1.35	1.05	0.96	1.00	1.05
662	1.29	1.04	0.97	1.00	1.04
779	1.31	1.00	0.96	1.00	1.05
964	1.25	0.98	0.99	1.00	1.07
1112	1.24	1.00	0.97	1.00	1.06
1173	1.22	0.98	0.95	1.00	1.09
1333	1.21	0.96	0.94	1.00	1.06
1408	1.21	0.97	0.94	1.00	1.05

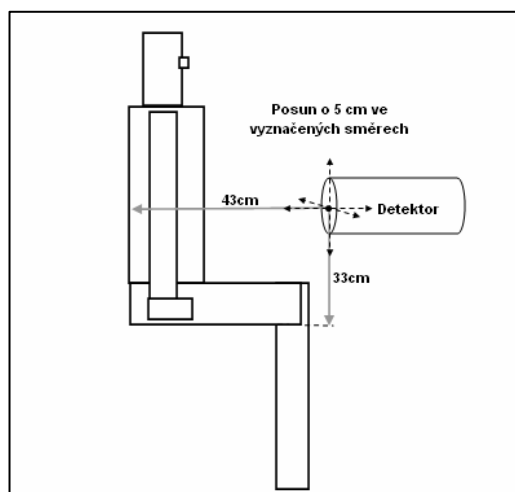
Tab. 8.4 Statistické zpracování účinností detektoru D 23 pro dané energie a různé figury
- relativně

E[keV]	Minimální účinnost	Maximální účinnost	Rozdíl Max-Min	Průměr účinností	Rozptyl	Směrodatná odchylka
122	1.00	1.51	0.51	1.13	0.04	0.21
245	0.96	1.48	0.52	1.11	0.04	0.21
344	0.96	1.35	0.40	1.08	0.02	0.16
779	0.97	1.29	0.32	1.07	0.01	0.13
964	0.96	1.31	0.35	1.06	0.02	0.14
1112	0.98	1.25	0.27	1.06	0.01	0.11
1408	0.97	1.24	0.27	1.05	0.01	0.11
662	0.95	1.22	0.27	1.05	0.01	0.11
1173	0.94	1.21	0.27	1.03	0.01	0.11
1333	0.94	1.21	0.27	1.04	0.01	0.11

8.2 Nejistoty způsobené nepřesností v umístění detektoru

Zdrojem další nejistoty detektoru má vliv i jeho umístění vůči měřené osobě, pokud umístění neodpovídá kalibrační geometrii, vstupují do měření další nejistoty. Pro posouzení závažnosti těchto chyb byl kalibrační fantom postupně naplněn jednotlivými radionuklidy a změřena účinnost nejprve v přesné kalibrační geometrii C-130 a následně v geometrii s posunem. Detektor byl posunut vždy o 5cm ve směrech : "dopředu" - směrem k fantomu, "dozadu" - směrem od fantomu, "doleva" - směrem vlevo z pohledu fantomu, "doprava" - směrem vpravo z pohledu fantomu, "dolů" - směrem dolů ve vertikálním směru a "nahoru" - směrem nahoru ve vertikálním směru. Měření bylo prováděno polovodičovým detektorem D 23, u ostatních detektorů se pro tyto případy předpokládá stejné chování. Posuny geometrie jsou znázorněny na obrázku 8.1. Vliv nepřesnosti umístění detektoru vůči měřené osobě na účinnost detektoru pro jednotlivé energie je uveden v tabulkách 8.5 – 8.8.

Obr. 8.1 Geometrie sedící osoby s vyznačenými směry posunu



Tab. 8.5 Účinnost detektoru D 23 pro dané energie při posunu detektoru o 5cm udaným směrem

E[keV]	geom.130	dopředu	dozadu	doleva	doprava	dolu	nahoru
122	7.39E-04	8.63E-04	5.95E-04	7.37E-04	7.33E-04	8.64E-04	6.62E-04
245	7.91E-04	9.72E-04	6.44E-04	8.26E-04	7.91E-04	9.11E-04	7.24E-04
344	7.49E-04	8.98E-04	6.18E-04	7.54E-04	7.53E-04	8.58E-04	6.61E-04
662	6.73E-04	8.24E-04	5.63E-04	6.70E-04	6.76E-04	7.56E-04	5.31E-04
779	6.11E-04	7.20E-04	5.06E-04	6.19E-04	6.06E-04	7.05E-04	5.51E-04
964	5.93E-04	6.99E-04	4.93E-04	5.91E-04	5.92E-04	6.74E-04	5.27E-04
1112	5.73E-04	6.80E-04	4.78E-04	5.74E-04	5.76E-04	6.60E-04	5.10E-04
1173	5.37E-04	6.40E-04	4.55E-04	5.37E-04	5.34E-04	6.24E-04	4.79E-04
1333	5.16E-04	6.19E-04	4.34E-04	5.15E-04	5.15E-04	6.06E-04	4.60E-04
1408	5.27E-04	6.34E-04	4.41E-04	5.29E-04	5.28E-04	6.00E-04	4.71E-04

Tab. 8.6 Statistické zpracování účinností pro dané energie při posouvání detektoru D 23

E[keV]	Minimální účinnost	Maximální účinnost	Rozdíl Max-Min	Průměr účinností	Rozptyl	Směrodatná odchylka
122	5.95E-04	8.64E-04	2.69E-04	7.42E-04	8.22E-09	9.79E-05
245	6.44E-04	9.72E-04	3.28E-04	8.08E-04	1.03E-08	1.10E-04
344	6.18E-04	8.98E-04	2.80E-04	7.56E-04	8.37E-09	9.88E-05
662	5.31E-04	8.24E-04	2.93E-04	6.71E-04	8.84E-09	1.02E-04
779	5.06E-04	7.20E-04	2.14E-04	6.17E-04	5.03E-09	7.66E-05
964	4.93E-04	6.99E-04	2.07E-04	5.96E-04	4.60E-09	7.32E-05
1112	4.78E-04	6.80E-04	2.02E-04	5.79E-04	4.53E-09	7.27E-05
1173	4.55E-04	6.40E-04	1.85E-04	5.44E-04	4.01E-09	6.84E-05
1333	4.34E-04	6.19E-04	1.85E-04	5.24E-04	4.02E-09	6.85E-05
1408	4.41E-04	6.34E-04	1.93E-04	5.33E-04	3.86E-09	6.71E-05

Tab. 8.7 Účinnost při posunu detektoru D 23 o 5cm udaným směrem – relativně

E [keV]	geom.130	dopředu	dozadu	doleva	doprava	dolu	nahoru
122	1.00	1.17	0.81	1.00	0.99	1.17	0.90
245	1.00	1.23	0.81	1.04	1.00	1.15	0.92
344	1.00	1.20	0.83	1.01	1.01	1.15	0.88
662	1.00	1.22	0.84	0.99	1.00	1.12	0.79
779	1.00	1.18	0.83	1.01	0.99	1.15	0.90
964	1.00	1.18	0.83	1.00	1.00	1.14	0.89
1112	1.00	1.19	0.83	1.00	1.00	1.15	0.89
1173	1.00	1.19	0.85	1.00	1.00	1.16	0.89
1333	1.00	1.20	0.84	1.00	1.00	1.17	0.89
1408	1.00	1.20	0.84	1.00	1.00	1.14	0.89

Tab. 8.8 Statistické zpracování účinností pro dané energie při posouvání detektoru D 23 - relativně

E [keV]	Minimální účinnost	Maximální účinnost	Rozdíl Max-Min	Průměr účinností	Rozptyl	Směrodatná odchylka
122	0.81	1.17	0.36	1.00	0.02	0.13
245	0.81	1.23	0.41	1.02	0.02	0.14
344	0.83	1.20	0.37	1.01	0.01	0.13
662	0.79	1.22	0.44	1.00	0.02	0.15
779	0.83	1.18	0.35	1.01	0.01	0.13
964	0.83	1.18	0.35	1.00	0.01	0.12
1112	0.83	1.19	0.35	1.01	0.01	0.13
1173	0.85	1.19	0.34	1.01	0.01	0.13
1333	0.84	1.20	0.36	1.01	0.02	0.13
1408	0.84	1.20	0.37	1.01	0.01	0.13

8.3 Zeslabení záření z pozadí měřenou osobou

Od měřeného spektra se vždy odečítá tzv. „pozadí“, což je spektrum naměřené detektorem s prázdným fantomem. Pro rychlost se v některých případech, zejména při použití polovodičového detektoru, používá spektrum, změřené v nepřítomnosti měřené osoby. Za normální radiační situace se v pozadovém spektru objevují píky přírodních radionuklidů, obsažených v okolních materiálech a vzduchu. Při radiační mimořádné události se v pozadovém spektru mohou vyskytovat i píky od umělých nuklidů, které

byly uvolněny do životního prostředí při havárii. Proto je při havarijním měření důležité, aby bylo pozadí měřeno a hodnoceno průběžně a nedocházelo tak k falešné identifikaci nuklidů, či k falešnému nadhodnocení nebo naopak podhodnocení aktivit v těle měřené osoby. K falešnému podhodnocení aktivity může dojít také v případě, kdy bude nuklid měřený v těle osoby i v pozadí a bude docházet k zeslabení záření z pozadí měřenou osobou. Při odečtu pozadového spektra od spektra měřené osoby pak dojde k odečtu většího počtu impulsů než je správné a zmenší se výsledná plocha píku. Pro zjištění, jak ovlivňuje tloušťka měřené osoby (fantomu) pozadové záření, bylo provedeno měření detektorem D 23 s nenaplněnými figurami fantomu P2 - P6.

Jako zdroje záření bylo použito přírodního radionuklidu ^{40}K a umělého radionuklidu ^{137}Cs , přítomných v materiálu obložení stínící kobky a pozorováno jeho zeslabení fantomem. Výsledky měření jsou uvedeny v tabulce 8.9, kde jsou uvedeny plochy píků 662 keV a 1462 keV, naměřených ve stínící kobce za 40000 s, v tabulce 8.10 jsou uvedeny poměry ploch píků naměřených s jednotlivými prázdnými figurami fantomu a bez fantomu. Vzhledem k nízkému počtu impulsů nejsou výsledky pro figury P3 a P6 navzájem statisticky odlišitelné a smysl má pouze průměrná hodnota. Průměr uvedený v tabulce 8.9 a 8.10 je průměrná hodnota z figur P3 – P6, figura s označením 0 je měření bez fantomu.

Tab. 8.9 Měření zeslabení pozadí nenaplněným fantomem

Figura	Datum měření	Délka měření [s]	Tloušťka figury [cm]	Plocha píku	
				662 keV	1461 keV
0*	10.10.2007	40000	0	1047 ± 32	1219 ± 35
P2	17.10.2007	40000	11	1016 ± 32	1220 ± 35
P3	16.10.2007	40000	13.5	807 ± 28	1139 ± 34
P4	15.10.2007	40000	16.5	768 ± 28	1103 ± 33
P5	12.10.2007	40000	24.5	810 ± 28	1033 ± 32
P6	11.10.2007	40000	30	851 ± 29	1069 ± 33
Průměr				809 ± 28	1086 ± 33

Tab. 8.10 Poměry ploch píků získaných měření pozadí s nenaplněným fantomem a měření bez fantomu

Figura	Poměr plochy píku s fantomem a bez fantomu	
	662 keV	1461 keV
0*	1.00 ± 0.03	1.00 ± 0.03
P2	0.97 ± 0.03	1.00 ± 0.03
P3	0.77 ± 0.03	0.93 ± 0.03
P4	0.73 ± 0.04	0.90 ± 0.03
P5	0.77 ± 0.03	0.85 ± 0.03
P6	0.81 ± 0.03	0.88 ± 0.03
Průměr	0.77 ± 0.03	0.89 ± 0.03

8.4 Diskuse části 8

Nejistoty stanovení aktivity vyplývající z rozdílných tělesných proporcí měřených osob byly stanovené pomocí měření různých figur kalibračního fantomu, reprezentující jednotlivé tělesné typy. Vliv této nejistoty na stanovení aktivity radionuklidu v těle měřené osoby je potřeba brát v úvahu hlavně při měření nízkých energií (pod 300 keV), kdy se pohybuje kolem 20 %, pro vyšší energie kolem 11 %. Významnou roli pak hraje nejistota způsobená rozdílem v tělesných proporcích mezi dospělým člověkem, reprezentovaným figurou P 5 a šestiletým dítětem, reprezentovaným figurou P 2. Při rutinním monitorování vnitřní kontaminace se měření dětí neuvažuje, ovšem při havarijním měření by se musela tato nejistota vzít v úvahu. Maximálně omezit tyto nejistoty lze použitím konkrétních kalibračních křivek, stanovených pro jednotlivé typy osob, což není při havarijním měření reálné.

Nejistoty v důsledku nepřesného umístění detektoru byly zkoumány posunem detektoru o 5cm v udaném směru vůči kalibračnímu fantomu. Při nepřesném nastavení detektoru vůči měřené osobě, může být nejistota jednoho měření až 13%. Při rutinním měření osob lze tyto nejistoty omezit důkladným nastavením měřicí geometrie, při havarijním měření je potřeba vliv této nejistoty stanovení aktivity radionuklidu v těle osoby uvážit. Nejistota vstupující do měření v důsledku zeslabení záření z pozadí měřenou osobou byla stanovena pomocí radionuklidů, vyskytujících se v obložení stínící kobky a figur kalibračního fantomu nenaplněného tyčinkami s radionuklidem. Porovnáním plochy píků 662 keV od ^{137}Cs a 1462 keV od ^{40}K byly získány nejistoty vzniklé zeslabením

záření jednotlivými figurami. Z výsledků je zřejmé, že v případě figury P2 k zeslabování píků z pozadí téměř nedochází, zatímco u figur P3 – P6 k zeslabení dochází. Zeslabení píku o energii 662 keV u figur P3 – P6 je průměrně o 23 %, zeslabení píku o energii 1462keV je v průměru o 11 %. Zeslabení záření z pozadí je závislé na energii samotného záření a dá se předpokládat, že nejistota v důsledku zeslabení měřenou osobou se bude s nižší energií zvyšovat. Zeslabení záření z pozadí měřenou osobou ukazuje, že v případě, kdy je v pozadovém spektru významně zastoupen radionuklid se stejnou energií gama kvanta, jako je radionuklid v těle měřené osoby, je nezbytné výslednou aktivitu korigovat, nejlépe na základě průběžného měření pozadí s nenaplněným fantomem. V případě odečtení spektra pozadí měřeného ve volném prostoru by mohlo dojít k významnému podhodnocení výsledné aktivity v těle měřené osoby.

9 MĚŘENÍ POZADÍ A STANOVENÍ MDA

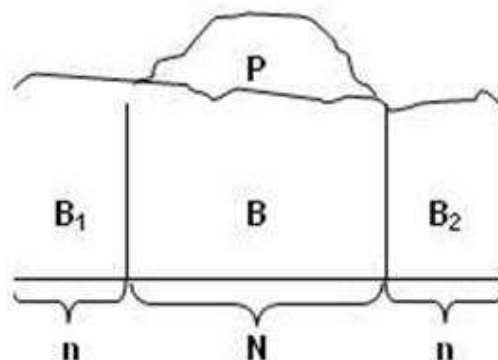
Citlivost metody stanovení aktivity v těle měřené osoby je dána velikostí **minimální detekovatelné aktivity – MDA**, což je minimální aktivita kterou jsme schopni ještě zodpovědně určit. MDA je závislá na délce měření, účinnosti detektoru, přítomnosti resp. nepřítomnosti píků v pozadí i na výtěžku gama linie radionuklidu ve spektru. Výpočet MDA je dán následujícím vzorcem [18] :

$$MDA = \frac{k^2 + 2k \sqrt{\left(\frac{N}{2n}\right)\left(1 + \frac{N}{2n}\right)(B_1 + B_2) + \frac{P}{t_p} \cdot t + \frac{s_p^2}{t_p^2} \cdot t^2}}{\eta Y t C} , \quad /9.1/$$

kde: $k = 1,645$ pro hladinu významnosti 5% , N – počet kanálů pod píkem (oblastí píku), n – počet kanálů v okolí píku (oblastí píku), B_1 – počet impulsů v kanálech v okolí píku vlevo, B_2 – počet impulsů v kanálech v okolí píku vpravo, η - účinnost detektoru na dané energii, Y - výtěžek gama linie daného radionuklidu , P - počet impulsů v interferujícím píku, t – délka měření, t_p - doba měření pozadí, s_p - standardní odchylka P , C – konstanta [18].

Schéma odečtu parametrů ze spektra pro výpočet MDA je na obrázku 9.1.

Obr. 9.1. Schéma odečtu parametrů pro výpočet MDA ze spektra



Při měření osob velice záleží na prostředí, ve kterém je měření prováděno a úrovni jeho pozadí, proto je zapotřebí volit rozumný kompromis mezi délkou měření a hodnotou MDA, tak aby samotné měření netrvalo příliš dlouho a zároveň hodnota MDA byla dostatečně nízká, tzn. i při předpokladu pozitivní aktivity na úrovni MDA byla tato aktivita dostatečně nižší než aktivity, které jsou již předmětem zájmu.

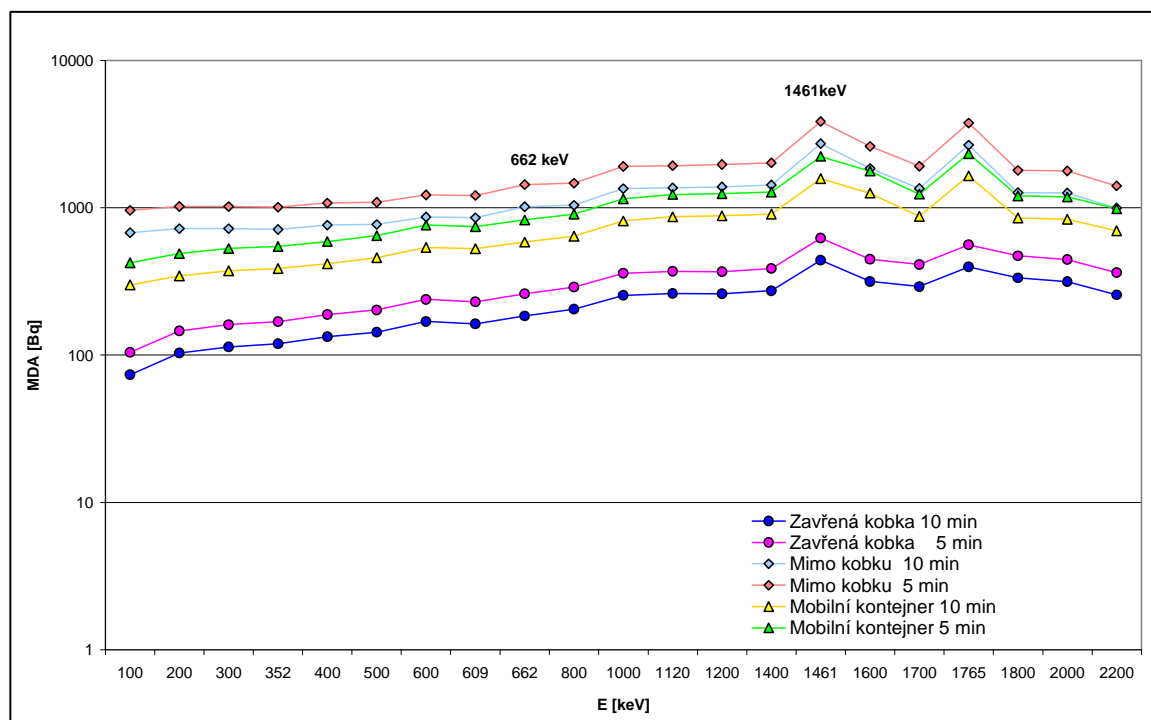
V následujících tabulkách 9.1 až 9.6 a grafech na obrázcích 9.2 až 9.7 jsou stanoveny hodnoty MDA všech detektorů, pro prostředí stínící kobky, místnosti laboratoře CTP (v textu označeno jako "Mimo kobku") a mobilního kontejneru. MDA byly počítány pro energie, jednotlivé radionuklidy budou mít MDA vyšší, dle výtěžku zájmových gama linií. Hodnoty MDA byly počítány s účinností geometrie bodového zdroje ve vzdálenosti 25 cm od čela detektoru, pro délku měření 5 a 10 minut. MDA pro geometrii sedící osoby lze jednoduše odvodit pomocí korekčního faktoru, stanoveného v kapitole 7.4. této práce.

V tabulkách 9.7 až 9.9 jsou vypočteny příjmy v důsledku inhalace nebo ingesce, potřebné k obdržení úvazku efektivní dávky 1mSv, 200 mSv a 1 Sv u vybraných radionuklidů důležitých z hlediska vnitřní kontaminace (viz. část 3).

Tab 9.1 Sonda Bicron - hodnoty MDA pro různá prostředí a různé časy měření,
v geometrii B - 6

Sonda Bicron		Geometrie B - 6				
Energie [keV]	MDA [Bq]					
	Zavřená kobka 10 min	Zavřená kobka 5 min	Mimo kobku 10 min	Mimo kobku 5 min	Mobilní kontejner 10 min	Mobilní kontejner 5 min
100	74	104	679	960	299	423
200	103	146	721	1020	345	489
300	114	161	721	1019	374	528
352	119	169	713	1009	387	547
400	133	188	762	1077	417	589
500	143	202	770	1088	458	647
600	169	239	865	1223	539	762
609	163	230	856	1210	527	745
662	184	261	1015	1436	584	826
800	205	289	1039	1469	640	905
1000	254	360	1348	1906	813	1150
1120	262	370	1366	1931	868	1228
1200	260	368	1387	1962	880	1244
1400	274	387	1427	2017	904	1278
1461	440	623	2723	3850	1576	2229
1600	316	447	1845	2609	1254	1773
1700	291	412	1351	1911	874	1236
1765	397	562	2660	3762	1647	2330
1800	334	472	1267	1792	852	1206
2000	314	445	1258	1779	836	1183
2200	256	363	995	1408	698	987

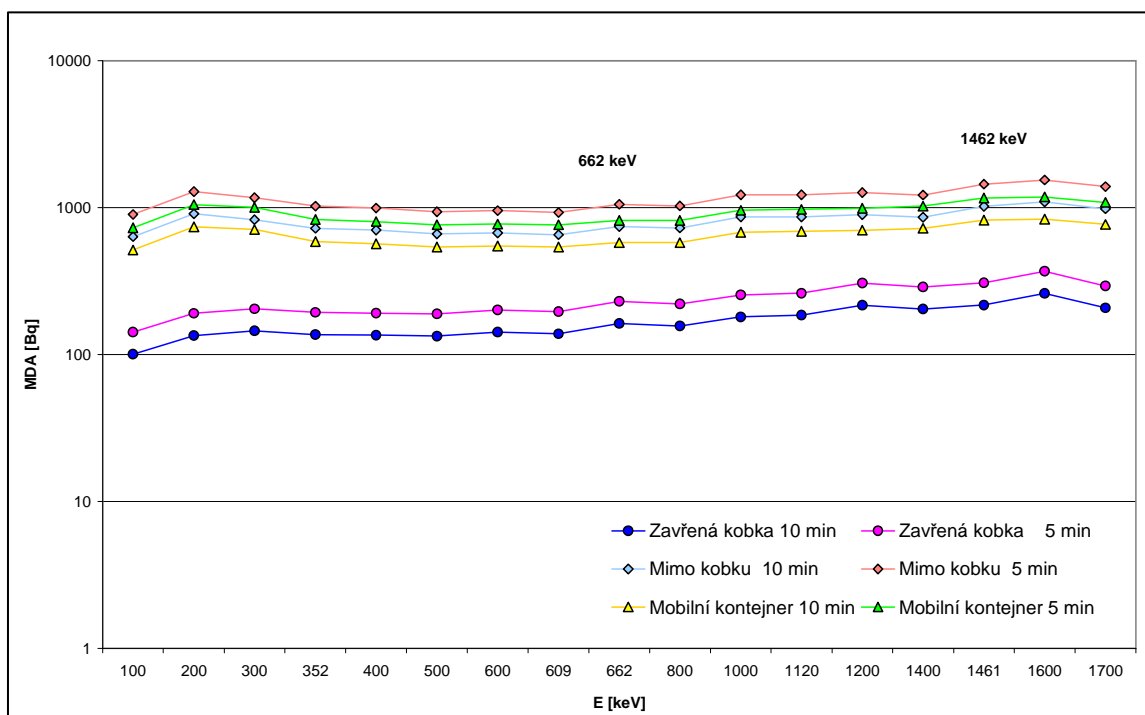
Obr 9.2 Sonda Bicron – Graf hodnot MDA pro různá prostředí a různé časy měření,
v geometrii B – 6



Tab 9.2 GR Exploranium - hodnoty MDA pro různá prostředí a různé časy měření,
v geometrii B - 6

GR Exploranium		Geometrie B - 6				
Energie [keV]	MDA [Bq]					
	Zavřená kobka 10 min	Zavřená kobka 5 min	Mimo kobku 10 min	Mimo kobku 5 min	Mobilní kontejner 10 min	Mobilní kontejner 5 min
100	100	142	636	899	515	729
200	135	191	909	1285	740	1047
300	145	205	827	1170	711	1006
352	137	193	724	1024	588	832
400	135	192	703	995	568	803
500	133	189	662	936	540	764
600	142	201	674	953	548	775
609	138	196	655	926	541	765
662	163	230	745	1053	578	817
800	156	221	727	1028	578	818
1000	180	255	865	1224	679	960
1120	185	262	865	1224	689	974
1200	217	306	896	1267	702	992
1400	204	288	861	1218	724	1024
1461	217	307	1021	1444	822	1163
1600	261	369	1091	1543	837	1183
1700	207	293	984	1391	768	1087

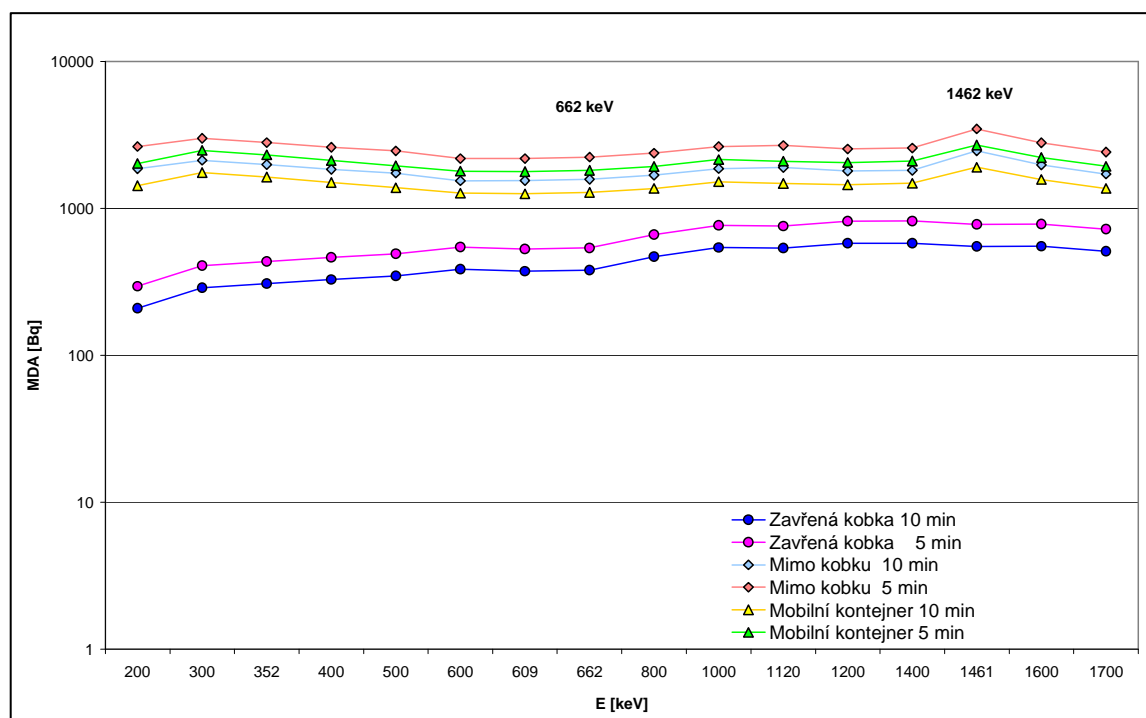
Obr 9.3 GR Exploranium – Graf hodnot MDA pro různá prostředí a různé časy měření,
v geometrii B - 6



Tab 9.3 Sonda Empos - hodnoty MDA pro různá prostředí a různé časy měření,
v geometrii B - 6

Sonda Empos		Geometrie B - 6				
Energie [keV]	MDA [Bq]					
	Zavřená kobka 10 min	Zavřená kobka 5 min	Mimo kobku 10 min	Mimo kobku 5 min	Mobilní kontejner 10 min	Mobilní kontejner 5 min
200	209	295	1864	2636	1430	2023
300	288	408	2124	3004	1758	2486
352	308	435	1986	2809	1637	2314
400	328	464	1845	2609	1501	2123
500	347	491	1741	2462	1382	1954
600	386	546	1543	2182	1269	1794
609	374	529	1545	2185	1260	1782
662	381	538	1579	2234	1285	1818
800	470	665	1684	2381	1365	1931
1000	542	766	1868	2641	1520	2150
1120	537	759	1901	2689	1482	2096
1200	579	819	1797	2542	1451	2052
1400	580	820	1821	2575	1486	2102
1461	551	779	2463	3483	1910	2701
1600	553	783	1976	2795	1574	2226
1700	511	722	1714	2424	1368	1935

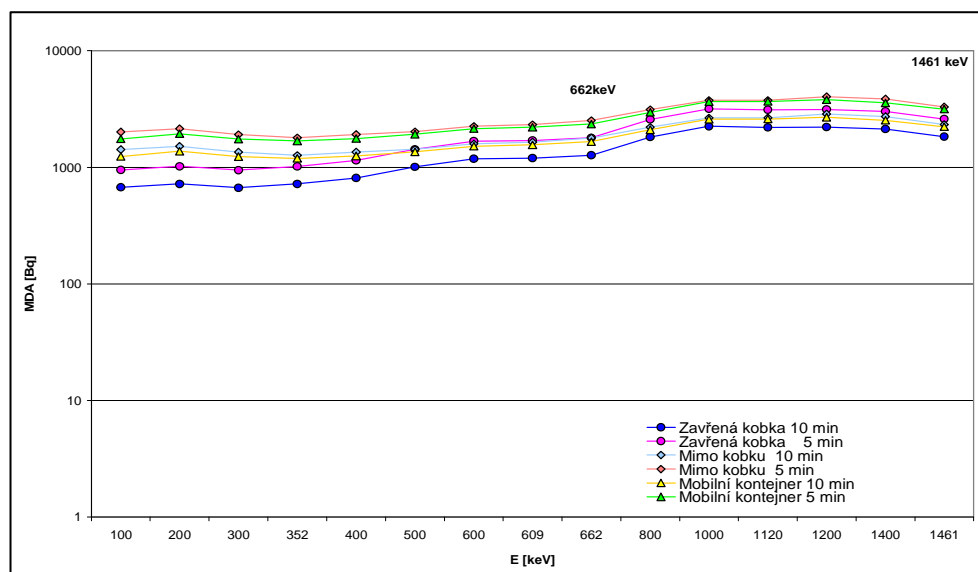
Obr 9.4 Sonda Empos – Graf hodnot MDA pro různá prostředí a různé časy měření,
v geometrii B - 6



Tab 9.4 Sonda LaBr - hodnoty MDA pro různá prostředí a různé časy měření, v geometrii B - 6

Energie [keV]	Sonda LaBr Geometrie B - 6					
	MDA [Bq]					
	Zavřená kobka 10 min	Zavřená kobka 5 min	Mimo kobku 10 min	Mimo kobku 5 min	Mobilní kontejner 10 min	Mobilní kontejner 5 min
100	673	951	1421	2010	1242	1756
200	721	1020	1517	2146	1373	1942
300	668	945	1351	1910	1236	1748
352	720	1019	1267	1792	1192	1686
400	809	1144	1351	1910	1250	1767
500	1009	1427	1431	2023	1360	1924
600	1183	1673	1588	2246	1517	2146
609	1201	1699	1643	2324	1563	2210
662	1269	1795	1786	2526	1662	2351
800	1821	2575	2211	3127	2101	2971
1000	2248	3179	2657	3758	2584	3654
1120	2205	3118	2659	3761	2600	3677
1200	2217	3136	2861	4046	2689	3803
1400	2134	3018	2724	3853	2530	3578
1461	1837	2598	2332	3297	2230	3154

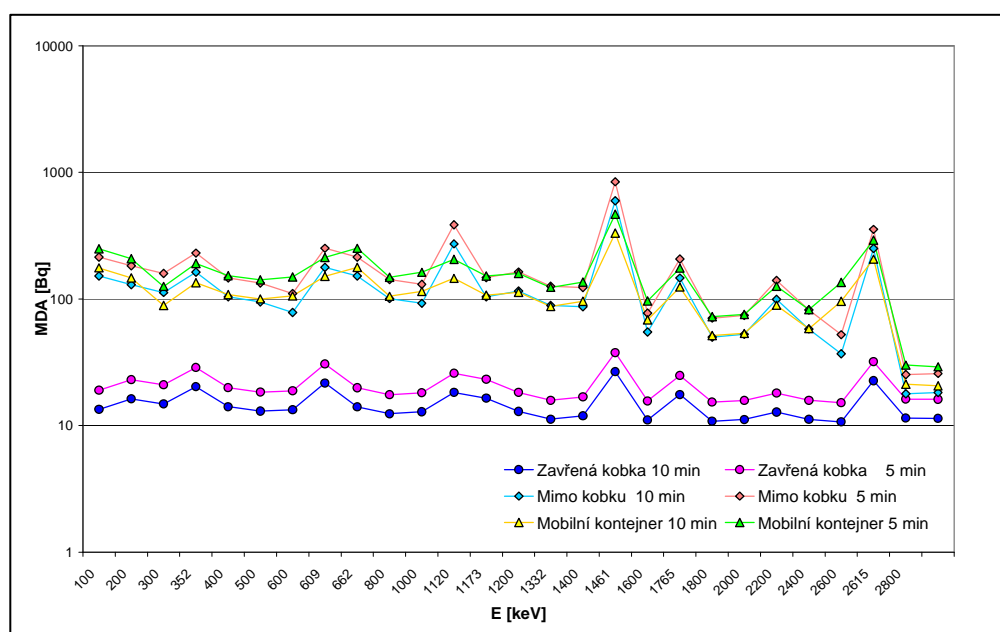
Obr 9.5 Sonda LaBr – Graf hodnot MDA pro různá prostředí a různé časy měření, v geometrii B - 6



Tab 9.5 Det 23 - hodnoty MDA pro různá prostředí a různé časy měření, v geometrii B-6

D 23		Geometrie B - 6				
Energie [keV]	MDA [Bq]					
	Zavřená kobka 10 min	Zavřená kobka 5 min	Mimo kobku 10 min	Mimo kobku 5 min	Mobilní kontejner 10 min	Mobilní kontejner 5 min
100	13	19	152	215	176	249
200	16	23	130	183	147	208
300	15	21	113	159	89	126
352	20	29	163	230	135	191
400	14	20	104	147	108	153
500	13	18	95	134	100	142
600	13	19	78	110	106	150
609	22	31	178	251	151	213
662	14	20	152	215	178	252
800	12	18	101	142	105	149
1000	13	18	92	131	115	163
1120	18	26	272	385	146	206
1173	16	23	104	147	107	152
1200	13	18	116	164	113	159
1332	11	16	89	126	87	123
1400	12	17	87	123	96	136
1461	27	38	597	845	331	468
1600	11	16	55	77	68	96
1765	18	25	146	207	124	175
1800	11	15	50	71	51	73
2000	11	16	52	74	53	76
2200	13	18	99	140	89	126
2400	11	16	58	82	58	82
2600	11	15	37	52	96	135
2615	23	32	251	355	207	292
2800	11	16	18	25	21	30
3000	11	16	18	26	21	29

Obr 9.6 Det 23 – Graf hodnot MDA pro různá prostředí a různé časy měření, v geometrii B – 6

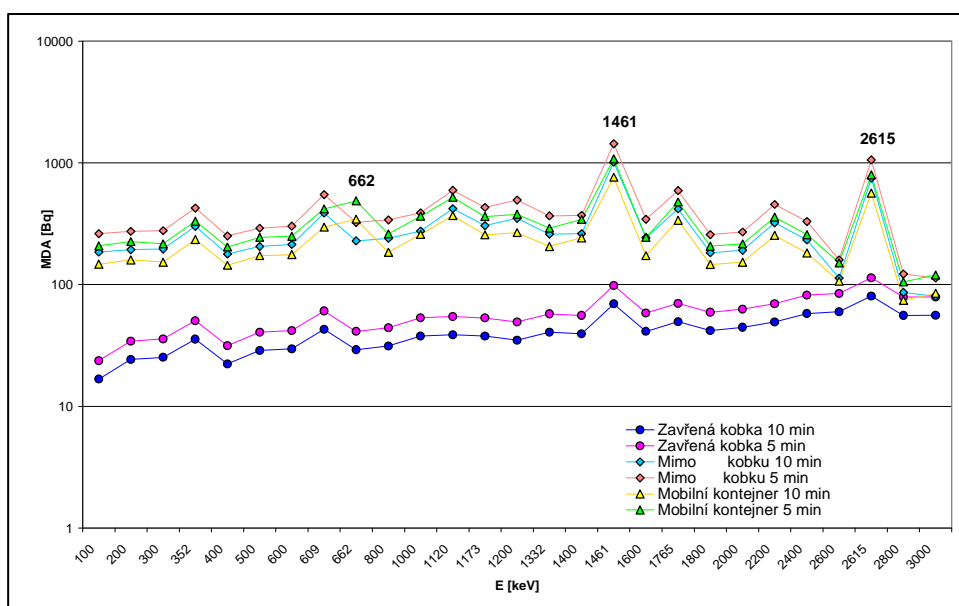


Tab 9.6 Det 25 - hodnoty MDA pro různá prostředí a různé časy měření, v geometrii B

- 6

D 25 Geometrie B - 6						
Energie [keV]	MDA [Bq]					
	Zavřená kobka 10 min	Zavřená kobka 5 min	Mimo kobku 10 min	Mimo kobku 5 min	Mobilní kontejner 10 min	Mobilní kontejner 5 min
100	17	24	185	262	147	208
200	24	34	194	274	160	226
300	25	36	196	277	153	217
352	36	50	301	426	235	332
400	22	32	178	252	144	204
500	29	41	206	291	173	245
600	30	42	214	303	176	250
609	43	61	387	548	296	419
662	29	41	229	324	345	488
800	31	44	240	340	185	261
1000	38	53	275	388	258	365
1120	39	55	422	596	369	522
1173	38	53	305	432	256	363
1200	35	49	350	495	267	378
1332	41	57	260	368	205	291
1400	39	56	262	371	242	343
1461	70	98	1016	1437	763	1079
1600	41	58	243	344	173	244
1765	50	70	418	592	337	477
1800	42	59	182	258	146	207
2000	45	63	192	271	153	216
2200	49	70	322	455	253	358
2400	58	82	233	330	182	257
2600	60	85	113	160	107	151
2615	81	114	748	1058	564	798
2800	56	79	86	122	74	105
3000	56	79	80	113	85	120

Obr 9.7 Det 25 – Graf hodnot MDA pro různá prostředí a různé časy měření, v geometrii B - 6



Tab. 9.7 Příjmy v důsledku inhalace, resp. ingesce potřebné k obdržení úvazku efektivní dávky 1mSv, 200 mSv a 1 Sv.

Vybrané radionuklidy.

Nuklid	T _{1/2}	Typ absorpce v plicích	f ₁	h _{inh} [Sv/Bq] d _{ama} =5μm	Příjem inhalací na 1mSv [Bq]	Příjem inhalací na 200mSv [Bq]	Příjem inhalací na 1Sv [Bq]	f ₁	h _{ing} [Sv/Bq]	Příjem ingescí na 1mSv [Bq]	Příjem ingescí na 200mSv [Bq]	Příjem ingescí na 1Sv [Bq]
³ H	12.3 y							1.0	1.8E-11	5.6E+07	1.1E+10	5.6E+10
²² Na	2.6 y	F	1.0	2.0E-09	5.0E+05	1.0E+08	5.0E+08	1.0	4.2E-11	2.4E+07	4.8E+09	2.4E+10
⁵¹ Cr	27.7 d	F	0.1	3.0E-11	3.3E+07	6.7E+09	3.3E+10	0.1	3.8E-11	2.6E+07	5.3E+09	2.6E+10
		M	0.1	3.4E-11	2.9E+07	5.9E+09	2.9E+10	0.0	3.7E-11	2.7E+07	5.4E+09	2.7E+10
		S	0.1	3.6E-11	2.8E+07	5.6E+09	2.8E+10					
⁵⁴ Mn	312.0 d	F	0.1	1.1E-09	9.1E+05	1.8E+08	9.1E+08	0.1	7.1E-10	1.4E+06	2.8E+08	1.4E+09
		M	0.1	1.2E-09	8.3E+05	1.7E+08	8.3E+08					
⁵⁷ Co	271.8 d	M	0.1	3.9E-10	2.6E+06	5.1E+08	2.6E+09	0.1	2.1E-10	4.8E+06	9.5E+08	4.8E+09
		S	0.1	6.0E-10	1.7E+06	3.3E+08	1.7E+09	0.1	1.9E-10	5.3E+06	1.1E+09	5.3E+09
⁵⁸ Co	70.9 d	M	0.1	1.4E-09	7.1E+05	1.4E+08	7.1E+08	0.1	7.4E-10	1.4E+06	2.7E+08	1.4E+09
		S	0.1	1.7E-09	5.9E+05	1.2E+08	5.9E+08	0.1	7.0E-10	1.4E+06	2.9E+08	1.4E+09
⁵⁹ Fe	44.5 d	F	0.1	3.0E-09	3.3E+05	6.7E+07	3.3E+08	0.1	1.8E-09	5.6E+05	1.1E+08	5.6E+08
		M	0.1	3.2E-09	3.1E+05	6.3E+07	3.1E+08					
⁶⁰ Co		M	0.1	7.1E-09	1.4E+05	2.8E+07	1.4E+08	0.1	3.4E-09	2.9E+05	5.9E+07	2.9E+08
		S	0.1	1.7E-08	5.9E+04	1.2E+07	5.9E+07	0.1	2.5E-09	4.0E+05	8.0E+07	4.0E+08
⁶⁵ Zn	244.1 d	S	0.5	2.8E-09	3.6E+05	7.1E+07	3.6E+08	0.5	3.9E-09	2.6E+05	5.1E+07	2.6E+08
⁸⁵ Sr	64.8 d	F	0.3	5.6E-10	1.8E+06	3.6E+08	1.8E+09	0.3	5.6E-10	1.8E+06	3.6E+08	1.8E+09
		S	0.0	6.4E-10	1.6E+06	3.1E+08	1.6E+09	0.0	3.3E-10	3.0E+06	6.1E+08	3.0E+09
⁸⁹ Sr	50.6 d	F	0.3	1.4E-09	7.1E+05	1.4E+08	7.1E+08	0.3	2.6E-09	3.8E+05	7.7E+07	3.8E+08
		S	0.0	5.6E-09	1.8E+05	3.6E+07	1.8E+08	0.0	2.3E-09	4.3E+05	8.7E+07	4.3E+08
⁹⁰ Sr	28.8 y	F	0.3	3.0E-08	3.3E+04	6.7E+06	3.3E+07	0.3	2.8E-08	3.6E+04	7.1E+06	3.6E+07
		S	0.0	7.7E-08	1.3E+04	2.6E+06	1.3E+07	0.0	2.7E-09	3.7E+05	7.4E+07	3.7E+08
¹⁰⁶ Ru	1.0 y	F	0.1	9.8E-09	1.0E+05	2.0E+07	1.0E+08	0.1	7.0E-09	1.4E+05	2.9E+07	1.4E+08
		M	0.1	1.7E-08	5.9E+04	1.2E+07	5.9E+07					
		S	0.1	3.5E-08	2.9E+04	5.7E+06	2.9E+07					
¹²³ I	13.2 h	F	1.0	1.1E-10	9.1E+06	1.8E+09	9.1E+09	1.0	2.1E-10	4.8E+06	9.5E+08	4.8E+09
¹²⁵ I	60.1 d	F	1.0	7.3E-09	1.4E+05	2.7E+07	1.4E+08	1.0	1.5E-08	6.7E+04	1.3E+07	6.7E+07
¹²⁹ I	1.6 x 10 ⁷ y	F	1.0	5.1E-08	2.0E+04	3.9E+06	2.0E+07	1.0	1.1E-07		1.8E+06	9.1E+06
¹³¹ I	8.0 d	F	1.0	1.1E-08	9.1E+04	1.8E+07	9.1E+07	1.0	2.2E-08	4.5E+04	9.1E+06	4.5E+07
¹³⁴ Cs	2.1 y	F	1.0	9.6E-09	1.0E+05	2.1E+07	1.0E+08	1.0	1.9E-08	5.3E+04	1.1E+07	5.3E+07
¹³⁷ Cs	30.0 y	F	1.0	6.7E-09	1.5E+05	3.0E+07	1.5E+08	1.0	1.3E-08	7.7E+04	1.5E+07	7.7E+07

Tab. 9.8 Příjmy v důsledku inhalace, resp. ingesce potřebné k obdržení úvazku efektivní dávky 1mSv, 200 mSv a 1 Sv.

Aktinidy.

Nuklid	$T_{1/2}$	Typ absorpce v plicích	f_1	h_{inh} [Sv/Bq] $d_{ama}=5\mu m$	Příjem inhalací na 1mSv [Bq]	Příjem inhalací na 200mSv [Bq]	Příjem inhalací na 1Sv [Bq]	f_1	h_{ing} [Sv/Bq]	Příjem ingescí na 1mSv [Bq]	Příjem ingescí na 200mSv [Bq]	Příjem ingescí na 1Sv [Bq]
²¹⁰ Po	138.4 d	F	1.E-01	7.1E-07	1.4E+03	2.8E+05	1.4E+06	1.E-01	2.4E-07	4.2E+03	8.3E+05	4.2E+06
²²⁶ Ra	1600 y	M	2.E-01	2.2E-06	4.5E+02	9.1E+04	4.5E+05	2.E-01	2.8E-07	3.6E+03	7.1E+05	3.6E+06
²²⁸ Ra	5.8 y	M	2.E-01	1.7E-06	5.9E+02	1.2E+05	5.9E+05	2.E-01	6.7E-07	1.5E+03	3.0E+05	1.5E+06
²²⁸ Th	1.9 y	M	5.E-04	2.3E-05	4.3E+01	8.7E+03	4.3E+04	5.E-04	7.0E-08	1.4E+04	2.9E+06	1.4E+07
		S	2.E-04	3.2E-05	3.1E+01	6.3E+03	3.1E+04	2.E-04	3.5E-08	2.9E+04	5.7E+06	2.9E+07
²³² Th	1.4 x 10 ¹⁰ y	M	5.E-04	2.9E-05	3.4E+01	6.9E+03	3.4E+04	5.E-04	2.2E-07	4.5E+03	9.1E+05	4.5E+06
		S	2.E-04	1.2E-05	8.3E+01	1.7E+04	8.3E+04	2.E-04	9.2E-08	1.1E+04	2.2E+06	1.1E+07
²³⁴ U	2.5 x 10 ⁵ y	F	2.E-02	6.4E-07	1.6E+03	3.1E+05	1.6E+06	2.E-02	4.9E-08	2.0E+04	4.1E+06	2.0E+07
		M	2.E-02	2.1E-06	4.8E+02	9.5E+04	4.8E+05	2.E-03	8.3E-09	1.2E+05	2.4E+07	1.2E+08
		S	2.E-03	6.8E-06	1.5E+02	2.9E+04	1.5E+05					
²³⁵ U	7.0 x 10 ⁸ y	F	2.E-02	6.0E-07	1.7E+03	3.3E+05	1.7E+06	2.E-02	4.6E-08	2.2E+04	4.3E+06	2.2E+07
		M	2.E-02	1.8E-06	5.6E+02	1.1E+05	5.6E+05	2.E-03	8.3E-09	1.2E+05	2.4E+07	1.2E+08
		S	2.E-03	6.1E-06	1.6E+02	3.3E+04	1.6E+05					
²³⁷ Np	2.1 x 10 ⁶ y	M	5.E-04	1.5E-05	6.7E+01	1.3E+04	6.7E+04	5.E-04	1.1E-07	9.1E+03	1.8E+06	9.1E+06
²³⁸ U	4.5 x 10 ⁹ y	F	2.E-02	5.8E-07	1.7E+03	3.4E+05	1.7E+06	2.E-02	4.4E-08	2.3E+04	4.5E+06	2.3E+07
		M	2.E-02	1.6E-06	6.3E+02	1.3E+05	6.3E+05	2.E-03	7.6E-09	1.3E+05	2.6E+07	1.3E+08
		S	2.E-03	5.7E-06	1.8E+02	3.5E+04	1.8E+05					
²³⁸ Pu	87.7 y	M	5.E-04	3.0E-05	3.3E+01	6.7E+03	3.3E+04	5.E-04	2.3E-07	4.3E+03	8.7E+05	4.3E+06
		S	1.E-05	1.1E-05	9.1E+01	1.8E+04	9.1E+04	1.E-05	8.8E-09	1.1E+05	2.3E+07	1.1E+08
²³⁹ Pu	2.4 x 10 ⁴ y	M	5.E-04	3.2E-05	3.1E+01	6.3E+03	3.1E+04	5.E-04	2.5E-07	4.0E+03	8.0E+05	4.0E+06
		S	1.E-05	8.3E-06	1.2E+02	2.4E+04	1.2E+05	1.E-05	9.0E-09	1.1E+05	2.2E+07	1.1E+08
								1.E-04	5.3E-08	1.9E+04	3.8E+06	1.9E+07
²⁴¹ Am	432.7 y	M	5.E-04	2.7E-05	3.7E+01	7.4E+03	3.7E+04	5.E-04	2.0E-07	5.0E+03	1.0E+06	5.0E+06
²⁴² Cm	162.9 d	M	5.E-04	3.7E-06	2.7E+02	5.4E+04	2.7E+05	5.E-04	1.2E-08	8.3E+04	1.7E+07	8.3E+07
²⁴⁴ Cm	18.1 y	M	5.E-04	1.7E-05	5.9E+01	1.2E+04	5.9E+04	5.E-04	1.2E-07	8.3E+03	1.7E+06	8.3E+06
²⁵² Cf	2.6 y	M	5.E-04	1.3E-05	7.7E+01	1.5E+04	7.7E+04	5.E-04	9.0E-08	1.1E+04	2.2E+06	1.1E+07

Tab. 9.9 Příjmy v důsledku inhalace, resp. ingesce potřebné k obdržení úvazku efektivní dávky 1mSv, 200 mSv a 1 Sv.

Nukleární medicína a výzkum.

Nuklid	$T_{1/2}$	Typ absorpce v plicích	f_1	h_{inh} [Sv/Bq] $d_{ama}=5\mu m$	Příjem inhalací na 1mSv [Bq]	Příjem inhalací na 200mSv [Bq]	Příjem inhalací na 1Sv [Bq]	f_1	h_{ing} [Sv/Bq]	Příjem ingescí na 1mSv [Bq]	Příjem ingescí na 200mSv [Bq]	Příjem ingescí na 1Sv [Bq]
³² P	14.3 d	F	8.E-01	1.1E-09	9.1E+05	1.8E+08	9.1E+08	8.E-01	2.4E-09	4.2E+05	8.3E+07	4.2E+08
³⁵ S	87.5 d	M	8.E-01	2.9E-09	3.4E+05	6.9E+07	3.4E+08	8.E-01	1.4E-10	7.1E+06	1.4E+09	7.1E+09
		F	8.E-01	8.0E-11	1.3E+07	2.5E+09	1.3E+10					
⁶⁷ Ga	3.3 d	F	1.E-03	1.1E-10	9.1E+05	1.8E+08	9.1E+08	1.E-01	1.9E-10	5.3E+06	1.1E+09	5.3E+09
^{99m} Tc	6.0 h	F	8.E-01	2.0E-11	5.0E+07	1.0E+10	5.0E+10	8.E-01	2.2E-11	4.5E+07	9.1E+09	4.5E+10
¹⁵³ Gd	241.6 d	F	5.E-04	2.5E-09	4.0E+05	8.0E+07	4.0E+08	5.E-04	2.7E-10	3.7E+06	7.4E+08	3.7E+09
²⁰¹ Tl	3.0 d	F	1.E+00	7.6E-11	1.3E+07	2.6E+09	1.3E+10	1.E+00	9.5E-11	1.1E+07	2.1E+09	1.1E+10
¹¹¹ In	2.8 d	F	2.E-02	2.2E-10	4.5E+06	9.1E+08	4.5E+09	2.E-02	2.9E-10	3.4E+06	6.9E+08	3.4E+09
		M	2.E-02	3.1E-10	3.2E+06	6.5E+08	3.2E+09					
¹⁵³ Sm	1.9 d	M	5.E-04	6.8E-10	1.5E+06	2.9E+08	1.5E+09	5.E-04	7.4E-10	1.4E+06	2.7E+08	1.4E+09
¹⁸⁶ Re	3.8 d	F	8.E-01	7.3E-10	1.4E+06	2.7E+08	1.4E+09	8.E-01	1.5E-09	6.7E+05	1.3E+08	6.7E+08
		M	8.E-01	1.2E-09	8.3E+05	1.7E+08	8.3E+08					
¹⁶⁹ Er	9.4 d	M	5.E-04	9.2E-10	1.1E+06	2.2E+08	1.1E+09	5.E-04	3.7E-10	2.7E+06	5.4E+08	2.7E+09
²²³ Ra	11.4 d	M	2.E-01	5.7E-06	1.8E+02	3.5E+04	1.8E+05	2.E-01	1.0E-07	1.0E+04	2.0E+06	1.0E+07

9.1 Diskuse části 9

U použitých detektorů byly počítány hodnoty MDA pro krátká měření v různých prostředích (ve stínící kobce CTP, v místnosti vedle stínící kobky CTP a v mobilním kontejneru), z pozadových spekter, která byla v daných prostředích naměřena. Délka měření těchto spekter byla minimálně 10 000s, z důvodu zmenšení vlivu statistického charakteru záření z pozadí. MDA pak byly přepočítány na čas měření 5 a 10 minut, podle vzorce [20] :

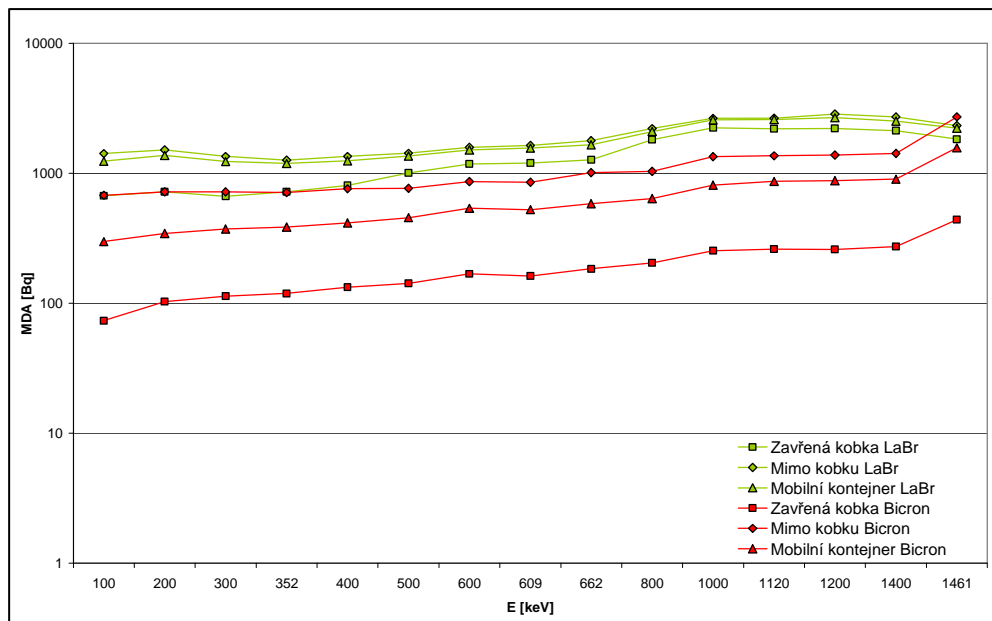
$$MDA_2 = \sqrt{\frac{T_1}{T_2}} \cdot MDA_1 \quad , \quad /9.2/$$

kde MDA_1 je hodnota MDA odpovídající reálnému času měření pozadového spektra, MDA_2 je hodnota MDA odpovídající času 5 resp. 10 minut, T_1 je reálný čas měření pozadového spektra, T_2 odpovídá času 5 resp. 10 minut, pro který je MDA_2 počítáno [20]. Ve všech pozadových spektrech se vyskytují píky od přírodních radionuklidů, které mají v oblasti píků negativní vliv na velikost MDA, nejvíce pak píky 609 keV a 1120 keV od ^{214}Bi (krátkodobý dceřiný produkt radonu) a 1462 keV od ^{40}K .

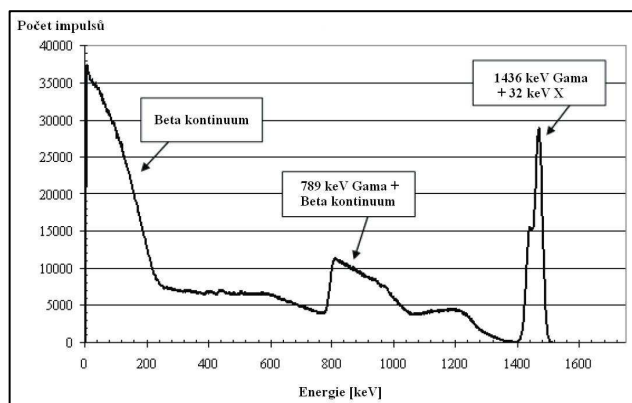
Z výsledků je zřejmé, že u polovodičových detektorů jsou hodnoty MDA nižší než u detektorů scintilačních srovnatelné velikosti nebo i větších. Je to způsobeno mnohem horší rozlišovací schopností scintilačních detektorů, kdy je počet kanálů pod píkem výrazně větší než by odpovídal stejnému píku u detektoru polovodičového a tedy příslušné pozadí pod píkem je mnohem vyšší. Ze všech grafů je zřejmé, že použití stínící kobky, snižující vliv přírodního pozadí, u všech detektorů výrazně snižuje i hodnotu MDA. Výjimkou je sonda LaBr, u které sice také dochází ke snížení hodnot MDA při použití stínící kobky, ale ne tak významně. Sonda LaBr je specifická svým obsahem přírodního radionuklidu ^{138}La v samotném krystalu detektoru, který významně zvyšuje pozadí v jakémkoli místě měření. Sonda detekuje záření emitované ^{138}La obsaženým v samotném krystalu a to jak gama o energiích 789 keV a 1436 keV , tak i beta o maximální energii 255 keV. Pozadové spektrum naměřené sondou LaBr je na obrázku 9.10, na obrázku 9.9 je pozadové spektrum sondy LaBr uvedené v literatuře [6]. Na obrázku 9.8 je porovnání hodnot MDA stanovených pro různá prostředí za 10 minut, pro sondy LaBr a Bicorn. Je patrné, že sonda LaBr kvůli obsahu tohoto nuklidu,

nikdy nemůže dosáhnout nižších hodnot MDA, ani při umístění ve stínění. Kvůli tomuto nedostatku lze sondu používat pouze na měření vysokých aktivit a na krátká měření.

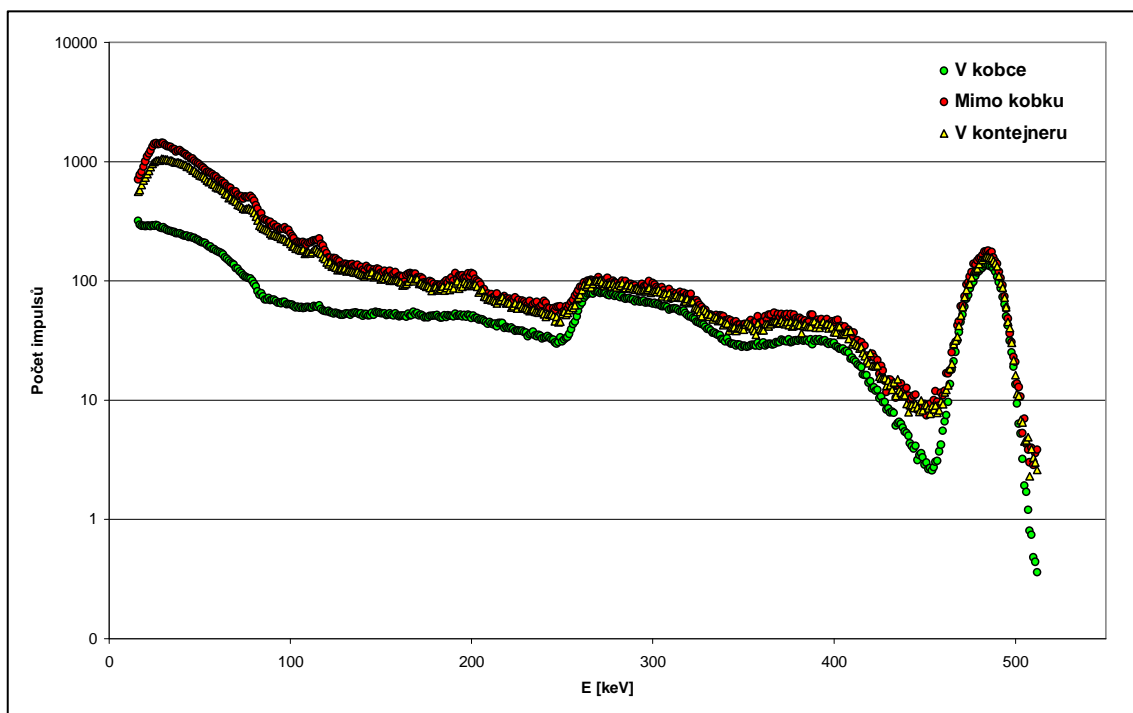
Obr. 9.8 Porovnání hodnot MDA pro různá prostředí za 10 minut, pro sondy LaBr a Bicron



Obr. 9.9 Pozadové spektrum Sondy LaBr, uváděné v literatuře [22]



Obr. 9.10 Pozadové spektrum naměřené sondou LaBr v různých prostředích, přepočtené na 1000 s.



Výše uvedené hodnoty MDA byly počítány s účinností geometrie bodového zdroje ve vzdálenosti 25 cm od středu čela detektoru. Hodnoty MDA pro geometrii sedící osoby budou přibližně třikrát vyšší, lze je z hodnot MDA pro geometrii bodového zdroje ve vzdálenosti 25cm přepočítat pomocí korekčního faktoru, stanoveného v části 7.4. této práce.

Při reálném havarijním měření osob je zapotřebí soustředit se na hodnoty MDA a hledat optimální čas a místo měření, tak aby úroveň hodnoty MDA byla pod hodnotou aktivity, které jsou předmětem zájmu. Pro tento účel jsou v tabulkách 9.7 až 9.9 jsou uvedeny příjmy vybraných radionuklidů potřebné k obdržení úvazku efektivní dávky ve výši 1mSv, 200mSv a 1Sv. Hodnoty příjmů radionuklidů v souvislosti s úvazkem efektivní dávky by měly být určující pro výběr citlivosti metody a dostatečné úrovně MDA. Tabulky 9.7 až 9.9 mohou také sloužit k rychlému odhadu úvazku efektivní dávky na základě způsobu a hodnoty příjmu daného radionuklidu.

10 CVIČENÍ PROPUSTNOSTI LABORATOŘE CTP SÚRO PRAHA

V situaci, kdy by v důsledku radiační mimořádné situace bylo potřeba stanovit úroveň vnitřní kontaminace většího počtu osob, je důležité znát schopnost laboratoře takovou situaci zvládnout. Je zapotřebí stanovit maximální počet osob, které mohou být změřeny za určitý časový úsek, tak aby nedošlo k zahlcení laboratoře a přitom byla její kapacita maximálně využita. Provedením cvičení simulujícího průběh havarijního měření lze zjistit schopnost laboratoře takovou situaci zvládnout a získat reálnou představu o technických a lidských zdrojích, potřebných ke zvládnutí havarijní situace. Výsledky cvičení by měly sloužit k plánování a zdokonalování havarijní připravenosti jak Oddělení vnitřní kontaminace, na kterém se laboratoř CTP nachází, tak i celého SÚRO Praha.

10.1 Plánování cvičení propustnosti laboratoře CTP

Řešení problému propustnosti laboratoře CTP ovlivňuje mnoho vstupních parametrů, které ve výsledku významně zasahují do průběhu měření, množství změřených osob a v neposlední řadě do nároků na personální zajištění měření. Všechny tyto vstupní parametry je potřeba vzít v úvahu při řešení reálných situací, ale pro plánování cvičení je nutné zvolit jeden výchozí předpoklad, od kterého se bude průběh cvičení odvíjet. Pro první cvičení propustnosti laboratoře CTP, které proběhlo dne 2.7.2008 byl zvolen nejméně náročný případ, kdy se nepředpokládala povrchová kontaminace oděvů příchozích osob, jež by měly být předem srozuměny s tím, aby přišly v jiném oděvu než v jakém byly v situaci, kdy mohlo dojít ke kontaminaci.

10.1.1 Plán průběhu cvičení propustnosti laboratoře CTP

10.1.1.1 Třídění osob

Třídění osob se provede na chodbě před vstupem do čekárny CTP. Třídění provádí jeden pracovník s přenosným detektorem dle Pracovního postupu SÚRO MS3 pro měření povrchové (plošné) kontaminace, bod 6.1. Postup měření osob. V případě, že

dávkový příkon přesáhne v kterékoli části měření osoby stanovenou mez (např. 5x více než pozadí), je osoba poslána do čekárny na další měření. Pokud dávkový příkon tuto mez nepřekročí, nepotřebuje osoba akutní vyšetření na CTP a je poslána domů.

Počet potřebných pracovníků : 1

10.1.1.2 Příprava v čekárně

V čekárně, osoby čekající na vyšetření, vyplní připravené dotazníky. Do dotazníků vyplní své osobní údaje (jméno, příjmení, datum narození, adresa, výška, váha), datum a událost která mohla vést k vnitřní kontaminaci a činnost, kterou vykonávali v době radiační události. Prázdné dotazníky a psací potřeby budou k dispozici na stole před vstupem do čekárny.

10.1.1.3 Příprava v šatně

Osoba se v šatně vysvlékne z šatů a ve sprše se pomocí připravených prostředků řádně umyje, včetně umytí vlasů. Oblékne si čistý plášť, při odchodu uzamkne šatnu a pokračuje dále na měření. Tímto způsobem by se měla odstranit případná povrchová kontaminace osoby a vyloučit nebo omezit kontaminaci CTP.

Počet pracovníků : 0

10.1.1.4 Měření

Osoba z šatny pokračuje na celotělové měření, kde odevzdá pracovníkovi vyplněný dotazník se svými údaji. Pracovník jí usadí do komory, uzavře ji a dá pokyn pracovníkovi obsluhujícímu měření ke spuštění měření. Po té mu předá osobní dotazník, který obdržel od měřené osoby, do kterého se budou dále zapisovat výsledky měření a odhad úvazku efektivní dávky. Délka měření je stanovena operativně, s přihlédnutím k MDA, předpokládanému radionuklidu / radionuklidů a počtu osob čekajících na měření.

Počet pracovníků : 1 pomáhající lidem při usazení k měření, zavírající a otvírající dveře
kobky

1 pracovník obsluhující měření

10.1.1.5 Vyhodnocení vnitřní kontaminace měřené osoby

Po ukončení měření spektrum vyhodnotí analytik a stanoví aktivitu v těle měřené osoby. Ze zjištěného příjmu vyhodnotí analytik úvazek efektivní dávky. Podle velikosti úvazku

efektivní dávky analytik rozhodne o dalším postupu. Bylo by vhodné, aby měření a analýzu spekter prováděly dvě různé osoby.

Počet pracovníků : 1 analytik - vyhodnocuje aktivitu radionuklidů v těle měřené osoby, stanoví úvazek efektivní dávky a rozhodne o dalším postupu.

10.1.2 Rozhodná kritéria pro další postup

Úroveň vnitřní kontaminace :

o Vysoká

Pokud úvazek efektivní dávky od jednoho radionuklidu nebo součet úvazků efektivní dávky od více radionuklidů přesahuje stanovenou mezní hodnotu, je kontaktováno specializované zdravotnické zařízení, aby si pacienta převzali. Zdravotníkům jsou poskytnuty veškeré potřebné informace o případu.

o Střední

Pokud úvazek efektivní dávky od jednoho radionuklidu nebo součet úvazků efektivní dávky od více radionuklidů se pohybuje blízko nad nebo blízko pod stanovenou mezní hodnotou, je provedeno ještě jedno delší měření osoby.

o Nízká

Pokud úvazek efektivní dávky od jednoho radionuklidu nebo součet úvazků efektivní dávky od více radionuklidů se pohybuje výrazně pod mezní hodnotou, předpokládá se že měřená osoba byla před vstupem na měření povrchově kontaminována nebo měla povrchově kontaminovaný oděv, jinak by po třídění osob nemohla být poslána na další vyšetření na CTP. Proto je provedeno měření povrchové kontaminace šatů měřené osoby. Pokud je povrchová kontaminace jejích šatů příliš vysoká, obstará se měřená osobě nový oděv - kontaktují se příbuzní měřené osoby, osoba je poučena a poslána domů. S kontaminovanými šaty se, dle aktivity a složení kontaminantu, zachází jako s radioaktivním odpadem.

10.1.3 Požadavky na cvičení

- Plánovaná délka cvičení propustnosti : 8 hodin,
- Předpokládaný počet změřených osob : 40
- Požadavky na pracovníky : minimálně 7 osob, z toho 2 experti.

10.1.4 Osobní dotazník k vyšetření na CTP

OSOBNÍ DOTAZNÍK K VYŠETŘENÍ NA CTP					
Jméno	Datum narození	Výška	Váha	Adresa	
Událost				Datum události	
Činnost osoby v době události					
Moč:	Datum sběru: od	do	Stolice:	Datum sběru: od	do
Číslo spektra :	Geometrie:		Komora :		
Nuklid	Aktivita [Bq]	Chyba [Bq]	MDA [Bq]	Příjem [Bq]	Úvazek [mSv]
Číslo spektra :	Geometrie:		Komora :		
Číslo spektra :	Geometrie:		Komora :		
Úvazek efektivní dávky - celkem :					mSv

Měřená osoba vyplňuje pouze dvojitě ohraničenou oblast podle vzoru vyplněného v čekárně. Zbytek vyplňuje pracovník ovládající měření a analytik.

10.2 Průběh cvičení propustnosti laboratoře CTP

Cvičení propustnosti laboratoře CTP proběhlo dne 2.7.2008, zúčastnilo se ho celkem 22 zaměstnanců SÚRO Praha, z toho 6 osob fungovalo jako pracovníci zajišťující měření a zbylých 16 osob jako měřené osoby. Celotělová měření probíhala simultánně dvěma detektory ve dvou stínících kobkách. Cvičení trvalo čtyři hodiny a bylo při něm provedeno celkem 38 měření osob.

Samotné cvičení začalo v 8:00, kdy přišla první skupina osob na měření. Při reálném cvičení se upustilo od bodu *a) Třídění osob*, z původního plánu cvičení a začalo se od bodu *b) Příprava v čekárně*. Zaměstnanci fungující jako měřené osoby vyplnili připravené dotazníky fiktivními osobními údaji a pokračovali dále do šatny. K dispozici byly dvě šatny, z toho jedna fungovala jako pánská a druhá jako dámská. V jednom okamžiku byly v přípravě a dále na měření vždy dvě osoby. V šatně se vysvlékly ze svých šatů, osprchovaly se a umyly vlasy, oblékly se do připravených čistých pláštíků a pokračovaly dále na měření. V měřicí místnosti předaly vyplněné osobní dotazníky pracovníkovi obsluhujícímu měření a pokračovaly na měření. Pro reálnou simulaci měření vnitřní kontaminace u měřených osob byl každé osobě propůjčen bodový zdroj, který si vzala s sebou do kobky na měření a tam ho libovolně umístila. Díky těmto zdrojům bylo naměřeno reálné spektrum a cvičně hodnoceno tak, jako by se přidaná aktivita nacházela v těle měřené osoby. K dispozici byly bodové zdroje ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{57}Co . Měření bylo prováděno ve dvou stínících kobkách, viz. plán laboratoře CTP Obr. 6.1. V kobce 1 je zařízen celotělový počítač pro měření v sedě standardně, k měření se používá polovodičový detektor D 23, s relativní účinností 117%. V kobce 2 byl zařízen provizorní celotělový počítač pro měření v sedě, za využití přenosného polovodičového detektoru D 25, s relativní účinností 16%, parametry detektorů jsou uvedeny v tabulce 6.1. Měření osob probíhalo 10 minut, během této doby se v šatnách připravovaly na měření další dvě osoby. Po ukončení měření byly změřené osoby poslány zpět do šaten, kde se převlékly do svých šatů a vyzvány, aby vyčkaly na výsledky stanovení úvazku efektivní dávky, zatímco osoby připravené na měření pokračovaly z šaten do měřicí místnosti. Vyplněné osobní dotazníky pro vyšetření na CTP předal pracovník obsluhující měření pracovníkovi ovládající měření poté, co usadil měřené osoby do

kobek a vydal pokyn ke spuštění měření. Pracovník ovládající měření přepsal základní údaje o měřené osobě do měřicího sešitu a vyplnil údaje o číslu spektra, geometrii a měřicí trase do osobního dotazníku měřené osoby. Po ukončení měření byly vyplněné dotazníky předány analytikovi, který provedl analýzu spektra a jeho vyhodnocení. Na základě stanoveného příjmu (aktivity radionuklidu) měřené osoby provedl analytik vyhodnocení úvazku efektivní dávky. Výsledky poté sdělil změřené osobě, čekající v čekárně. Zaměstnanci představující měřené osoby procházeli cyklem měření třikrát až čtyřikrát.

10.3 Vyhodnocení cvičení propustnosti laboratoře CTP

Zhodnocení cvičení z hlediska časových nároků je uvedeno v tabulce 10.1, z hlediska personálních nároků v tabulce 10.2. Souhrn výsledků měření osob a stanovení úvazků efektivní dávky, je uveden v tabulce 10.3, jména osob byla zaměněna za kódy odpovídající číslu měřeného spektra, data narození uvedená v souhrnu jsou fiktivní. Příjem radionuklidu u osob byl počítán ke dni předcházejícímu měření 30.6.2008, který byl stanoven jako datum předpokládané nehody.

Tab. 10.1 Zhodnocení cvičení z hlediska časových nároků

Činnost	Potřebný čas
Vyplňování dotazníků	5 min
Příprava na měření v šatně (sprchování, mytí vlasů, převlékání)	15 min
Měření (samotné měření včetně usazení a vypuštění ze stínící kobky)	15 min z toho 10 min měření
Prevlékání v šatně zpět do svých šatů	5 min
Celková doba pobytu měřené osoby od okamžiku vstupu do šatny do opuštění šatny při návratu z měření	35 - 40 min
Průměrná doba na jednu změřenou osobu	6,3 min
Celková délka trvání cvičení	240 min

Tab. 10.2 Zhodnocení cvičení z hlediska personálních nároků

Pracovník	Potřebný počet na jednu směnu
Podávající informace v šatně	1
Obsluhující měření - usazuje měřené osoby k měření	1
Ovládající měření - spouští a ukončuje měření	1
Analytik - vyhodnocuje aktivity a úvahy efektivní dávky	1
Celkem	4

Tab. 10.3 Výsledky měření osob při cvičení propustnosti laboratoře CTP

Číslo spektra / kód osoby	Datum narození	datum měření	Detektor / Kobka	Délka měření [s]	Nuklid	Aktivita [Bq]	Příjem* [Bq]	Úvazek efektivní dávky [mSv]
CCTP001	30.9.1951	1.7.2008	23 / 1	600	-			
CCTP002	28.1.1928	1.7.2008	25 / 2	600	Co-60	7.E+03	1.E+04	1
CCTP003	11.11.1968	1.7.2008	23 / 1	600	-			
CCTP004	26.12.1960	1.7.2008	25 / 2	600	Co-60	1.E+03	2.E+03	0.2
CCTP005	20.1.1946	1.7.2008	23 / 1	600	-			
CCTP006	5.8.1985	1.7.2008	25 / 2	600	Co-60	4.E+05	9.E+05	60
CCTP007	1.4.1985	1.7.2008	23 / 1	600	Co-60	4.E+05	8.E+03	0.6
CCTP008	15.6.1948	1.7.2008	25 / 2	600	Cs-137	8.E+05	1.E+06	10
CCTP009	22.3.1956	1.7.2008	23 / 1	600	Co-57	4.E+04	7.E+04	<0.1
CCTP010	1.7.1950	1.7.2008	25 / 2	600	Cs-137	5.E+04	6.E+04	0.7
CCTP011	13.9.1955	1.7.2008	23 / 1	600	Co - 57	5.E+05	1.E+06	0.7
CCTP012	2.7.1978	1.7.2008	25 / 2	600	Co - 57	4.E+05	8.E+05	0.5
CCTP013	18.6.1971	1.7.2008	23 / 1	600	Cs-137	2.E+05	3.E+05	2
CCTP014	12.3.1982	1.7.2008	25 / 2	600	Co - 57	2.E+04	4.E+04	<0.1
CCTP015	1.2.1959	1.7.2008	23 / 1	600	Cs-137	2.E+06	3.E+06	20
CCTP016	22.8.1967	1.7.2008	25 / 2	600	Co-60	3.E+04	6.E+04	4
CCTP017	15.4.1964	1.7.2008	23 / 1	600	-			
CCTP018	12.6.1979	1.7.2008	25 / 2	600	Co-60	3.E+05	6.E+05	40
CCTP019	4.5.1957	1.7.2008	23 / 1	600	-			
CCTP020	21.4.1965	1.7.2008	25 / 2	600	Co-60	2.E+05	3.E+05	20
CCTP021	18.8.1945	1.7.2008	23 / 1	600	-			
CCTP022	21.3.1963	1.7.2008	25 / 2	600	Co - 57	5.E+05	1.E+06	0.6
CCTP023	14.8.1947	1.7.2008	23 / 1	600	-			
CCTP024	15.11.1971	1.7.2008	25 / 2	600	Co - 57	3.E+03	6.E+03	<0.1
CCTP025	28.12.1941	1.7.2008	23 / 1	600	-			
CCTP026	15.9.1964	1.7.2008	25 / 2	600	Co - 57	7.E+03	1.E+04	<0.1
CCTP027	11.2.1963	1.7.2008	23 / 1	600	Co - 57	2.E+04	4.E+04	<0.1
CCTP028	11.8.1940	1.7.2008	25 / 2	600	Cs-137	1.E+06	2.E+06	10
CCTP029	31.5.1950	1.7.2008	23 / 1	600	Co - 57	2.E+04	5.E+04	<0.1
CCTP030	3.9.1983	1.7.2008	25 / 2	600	Co - 57	9.E+05	2.E+06	1
CCTP031	18.4.1975	1.7.2008	23 / 1	600	Co - 57	1.E+04	3.E+04	<0.1
CCTP032	1.8.1990	1.7.2008	25 / 2	600	Cs-137	3.E+04	5.E+04	0.3
CCTP033	5.11.1976	1.7.2008	23 / 1	600	Cs-137	1.E+06	2.E+06	10
CCTP034	16.8.1984	1.7.2008	25 / 2	600	Co - 57	2.E+04	4.E+04	<0.1
CCTP035	30.3.1961	1.7.2008	23 / 1	600	Co - 57	2.E+02	4.E+02	<0.1
					Cs-137	2.E+02	3.E+02	<0.1
CCTP036	31.7.1981	1.7.2008	25 / 2	600	Co - 57	2.E+05	4.E+05	0.2
CCTP037	28.9.1969	1.7.2008	23 / 1	600	Cs-137	2.E+06	3.E+06	20
CCTP038	7.4.1940	1.7.2008	25 / 2	600	Co - 57	1.E+06	2.E+06	1

10.4 Diskuse části 10

Cvičení proběhlo úspěšně a pomohlo vytipovat problémy, jejichž vyřešením však v budoucnu dojde ke zlepšení havarijní připravenosti SÚRO Praha.

První komplikace nastaly při vyplňování osobních dotazníků, kdy docházelo k nepochopení ze strany měřených osob. Podnětné připomínky byly zaznamenány a po další diskusi se zřejmě přistoupí ke změnám těchto dotazníků. Častá připomínka měřených osob se týkala požadavku na dalšího pracovníka umístěného v čekárně, který by osobám čekajícím na měření pomáhal při vyplňování dotazníků a zároveň každému pečlivě vysvětlil průběh příchodu k měření a měření samotné. Tento nedostatek lze také vyřešit umístěním posteru s podrobným návodem v čekárně. Další fáze, kdy docházelo k výměně osob připravujících se na měření a osob vracejících se z měření v šatnách, proběhla plynule. Časem se však objevil problém s hromaděním vody v okolí sprchových koutů. Tento technický nedostatek lze vyřešit kontrolou a případným úklidem šaten, po průchodu předem stanoveného počtu osob. Dalším, avšak předem známým, problémem bylo otevírání a zavírání dveří u stínících kobek, které má na starosti pracovník obsluhující měření. Tato činnost je fyzicky velmi náročná a problém je řešitelný pouze technicky, zajištěním elektronického otevírání a zavírání dveří, které ovšem povede k citelnému prodloužení doby potřebné k umístění a vypuštění měřené osoby ze stínící kobky. Ovládání měření a následné vyhodnocování spekter proběhlo bez komplikací. Plynulá návaznost měření a vyhodnocování spekter je ovšem závislá na technickém vybavení laboratoře, kdy je potřeba mít k dispozici dva počítače s plnou verzí měřicího a vyhodnocovacího programu spekter Genie 2000, aby mohlo měření a vyhodnocování probíhat zároveň. V současné době je v laboratoři CTP k dispozici pouze jeden takový počítač s plnou verzí softwaru Genie 2000. Při kontaminaci většího počtu osob jedním či dvěma radionuklidy lze ovšem použít zjednodušeného postupu vyhodnocování. Zatím největším problémem je však personální zajištění havarijního měření. Na oddělení vnitřní kontaminace, pod které laboratoř CTP spadá, jsou v současné době zaměstnáni pouze dva odborníci. Pro zajištění měření vnitřně kontaminovaných osob v takovém rozsahu jako bylo prováděné cvičení, je nezbytné požádat o pomoc dalšího zaměstnance SÚRO.

11 ZÁVĚR

V rámci rozvíjení havarijní připravenosti Státního ústavu radiační ochrany v Praze (SÚRO) vznikla potřeba vyvinout metodiku pro rychlé stanovení aktivity radionuklidů in vivo u osob potenciálně kontaminovaných radionuklidy, uvolněnými do prostředí v důsledku radiační nehody nebo havárie. Nová rychlá metoda by měla umožnit toto stanovení pomocí snadno dostupné improvizované techniky na základě známých parametrů takto použitých detektorů a bez nutnosti jejich kalibrace pomocí kalibračních fantomů.

V této práci je na základě experimentálních dat odhadnut vztah mezi účinností bodového zdroje ve vzdálenosti 25 cm od detektoru a účinností celotělového měření. Poměrem účinnosti geometrie sedící osoby a bodového zdroje ve vzdálenosti 25 cm pro jednotlivé energie, byly získány korekční faktory K, jejichž průměrné hodnoty se pohybují v rozmezí 0,25 až 0,34. Výsledky umožňují zobecnění korekčního faktoru mezi geometrií sedící osoby a geometrií bodového zdroje ve vzdálenosti 25 cm na hodnotu 0,30 pro všechny typy detektorů a rozsah energií záření gama přibližně od 300 keV výše.

Dále byly v práci odhadnuty nejistoty stanovení aktivity radionuklidů v těle měřené osoby při použití kalibrace s fantomem.. Vliv nejistoty stanovení aktivity vyplývající z rozdílných tělesných proporcí měřených osob je potřeba brát v úvahu hlavně při měření nízkých energií (pod 300 keV), kdy se pohybuje kolem 20 %, pro vyšší energie kolem 11 %. Významnou roli pak hraje nejistota způsobená rozdílem v tělesných proporcích mezi dospělým člověkem a dítětem. Nejistoty v důsledku nepřesného umístění detektoru vůči měřené osobě mohou být až 13%. Nejistota vstupující do měření v důsledku zeslabení záření z pozadí měřenou osobou závisí na energii záření i na jejích tělesných proporcích. Zeslabení píku o energii 662 keV u dospělého člověka vyšlo průměrně o 23 %, zeslabení píku o energii 1462 keV v průměru o 11 %.

Významem stanovení minimální detekovatelné aktivity (MDA) pro havarijní měření je hlavně určení úrovně citlivosti měření a její optimalizace ve vztahu k potřebným odvozeným úrovním. V práci jsou vypočteny hodnoty MDA pro všechny použité detektory, pro tři prostředí - stínící kobku, měřicí místnost laboratoře celotělového

počítače (CTP) a mobilní kontejner a pro dobu měření 10 minut. Při měření pozadí pro výpočet MDA bylo pozorováno neobvyklé pozad'ové spektrum scintilační sondy LaBr. Po proměření této sondy, na polovodičovém HPGe detektoru, bylo zjištěno, že v krystalu sondy ($\text{LaBr}_3(\text{Ce})$) je obsaženo velké množství přírodního radionuklidu ^{138}La ($T_{1/2} = 10^{11}$ let [23]) a menší, ale nezanedbatelné množství ^{40}K ($T_{1/2} = 1,3 \cdot 10^9$ let [23]). Právě přítomnost ^{138}La v objemu krystalu sondy způsobuje v pozad'ovém spektru "hrboly", které vznikají detekcí samotného gama záření, samotného beta záření i koincencí beta - gama záření, emitovaného ^{138}La . Vlastnosti sondy budou dále zkoumány.

Na závěr byla provedena zkouška propustnosti laboratoře CTP, při které byl odhadnut maximální počet osob, které by laboratoř byla schopna změřit za určitý čas; během 4 hodin bylo změřeno 38 osob. Nedostatky a problémy odhalené v průběhu zkoušky a po jejím vyhodnocení budou odstraněny a na tomto základě bude vytvořena metodika pro měření většího počtu osob v laboratoři CTP SÚRO.

Výsledky této práce budou základem pro vytvoření expresní havarijní metodiky, která by v případě radiační mimořádné události měla napomoci k rychlému stanovení závažnosti a rozsahu vnitřní kontaminace zasažených osob a dopomohou při rozvoji havarijní připravenosti Státního ústavu radiační ochrany v Praze.

12 POUŽITÁ LITERATURA

- [1] *Generic procedures for assessment and response during a radiological emergency*, IAEA-TECDOC- 1162, Vienna: IAEA. 2000.
- [2] Hušák V., Musílek L., Šeda J., Kliment V. : *Dozimetrie vnitřních zářičů*, FJFI ČVUT, Praha 1987.
- [3] ICRP Publication 23 : *Reference man : Anatomical, Physiological and Metabolic Characteristic*. 23. Amsterdam: Elsevier, 1975
- [4] *ICRP Publication 30: Limits for Intakes of Radionuclides by Workers*. 30. Amsterdam: Elsevier, 1989.
- [5] *ICRP Publication 66: Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection*. 66. Amsterdam: Elsevier, 1995.
- [6] *ICRP Publication 70: Basic Anatomical & Physiological Data for use in Radiological Protection : The Skeleton*. 70. Amsterdam: Elsevier, 1996.
- [7] *ICRP Publication 78: Individual monitoring for internal exposure of workers*. 78. Amsterdam: Elsevier, 1997.
- [8] *ICRP Publication 100: Human Alimentary Tract Model for Radiological Protection*. 100. Amsterdam: Elsevier, 2007.
- [9] Malátová I., Bučina I., Drábová D., Češpírová I. : Simplified calibration and evaluation procedures for improvised whole body gama spectrometry in emergency situations. In: *Restoration of environments affexted by residuem from radiological accidents: Approaches to decision making*. IAEA-TECDOC-11131. Vienna : IAEA, May 2000.
- [10] Malátová I., kolektiv spoluřešitelů. *Etapa A 01B Hodnocení vnitřního ozáření osob, Závěrečná zpráva projektu výzkumu a vývoje SÚJB č.3/2006*. Praha : SÚRO. 2007
- [11] *Manual for First Responders to a Radiological Emergency*, IAEA-EPR - FIRST RESPONDERS, Vienna: IAEA. 2006.
- [12] Matějka K., Fajman V., Hron M., Kolros A., Polách S. *Vyhořelé jaderné palivo*. FJFI ČVUT, Praha : Katedra jaderných reaktorů. 1996.

- [13] Meloun M., Militký J. *Statistické zpracování experimentálních dat*, 1. Vydání. Praha : Plus spol. s.r.o., 1994.
- [14] *Method for Developing Arrangements for Response to a Nuclear or Radiological Emergency*, IAEA-EPR – EMERGENCY PREPAREDNESS AND RESPONSE, Vienna: IAEA. 2003.
- [15] *Model IPROL-1 Intelligent LaBr Probe with Sourceless Stabilization for the Inspector 1000*, Canberra Industries, Inc., USA: Canberra. 2006.
- [16] Pospíšilová H., Pfeiferová V., Malátová I. : Celotělový počítač SÚRO - budování nového pracoviště. *Sborník rozšířených abstraktů XXIX Dny radiační ochrany Kouty nad Desnou 2007*. FJFI ČVUT . 1. Vydání. Praha : ČVUT, 2007. Str. 179.
- [17] *Principy a praxe radiační ochrany*, editor V.Klener, SÚJB, Praha : Azin CZ. 2000
- [18] *Radiační ochrana: Doporučení zabezpečení osobního monitorování při činnostech vedoucích k ozáření, část II. – vnitřní ozáření*. Praha : SÚJB. 2005
- [19] *Rapid monitoring of large groups of internally contaminated people following a radiation accident*, IAEA-TECDOC- 746, Vienna: IAEA. 1994.
- [20] Rulík P. : *Materiály k odborné konzultaci na SÚRO Praha*, 2004
- [21] URL: <<http://www.cez.cz>> [citováno 25.7.2008].
- [22] URL: <<http://www.detectors.saint-gobain.com>> [citováno 7.7.2008].
- [23] URL: <<http://ie.lbl.gov/toi>> [citováno 8.8.2008].
- [24] URL: <<http://www.jaderne.info>> [citováno 25.7.2008].
- [25] URL: <<http://www.remm.nlm.gov/rdd.htm>> [citováno 9.8.2008].
- [26] Vyhláška č. 499/2005 Sb. Státního úřadu pro jadernou bezpečnost ze dne 6.prosince 2005 o radiační ochraně.

13 KLÍČOVÁ SLOVA

Expresní havarijní metodika

Radiační mimořádná situace

Havarijní připravenost

Účinnostní kalibrace

Vnitřní kontaminace

Celotělový počítač

Měření in vivo