

**Státní úřad  
pro jadernou bezpečnost**

# **radiační ochrana**

## **Doporučení**

**ZABEZPEČENÍ OSOBNÍHO MONITOROVÁNÍ  
PŘI ČINNOSTECH VEDOUCÍCH K OZÁŘENÍ**

**ČÁST II. - VNITŘNÍ OZÁŘENÍ**

**SÚJB  
červenec 2005**

Zabezpečení osobního monitorování při  
činnostech vedoucích k ozáření

Část II. - vnitřní ozáření

SÚJB  
červenec 2005

Radiační ochrana

červenec 2005

ZABEZPEČENÍ OSOBNÍHO MONITOROVÁNÍ  
PŘI ČINNOSTECH VEDOUCÍCH K OZÁŘENÍ

ČÁST II. - VNITŘNÍ OZÁŘENÍ

Vydal: Státní úřad pro jadernou bezpečnost  
Tisk:

Účelová publikace bez jazykové úpravy

## Předmluva

Dlouholeté zkušenosti z praxe radiační ochrany v České republice a požadavky na harmonizaci našich právních předpisů s Evropským společenstvím vedly k tomu, že v období let 1995 až 2002 byla dotvářena moderní legislativa tohoto oboru. Zákonem č. 18/1997 Sb. v platném znění (Atomový zákon) a na něj navazující vyhláškou Státního úřadu pro jadernou bezpečnost č.307/2002 Sb. byl vytvořen legislativní rámec pro zavedení všech mezinárodně přijatých principů a požadavků k zajištění radiační ochrany do praxe tohoto oboru:

- **zdůvodnění** - požadavek, aby každá činnost vedoucí k ozáření osob (každý typ nakládání se zdrojem ionizujícího záření, radiační činnosti, činnosti, při nichž jsou využívány přírodní radionuklidy) byly zdůvodněny před tím, než budou povoleny, tzn. aby tyto činnosti přinášely společnosti více prospěchu než nákladů, újmy,
- **optimalizace** činností vedoucích k ozáření - použití takových technických, organizačních opatření, nástrojů, metod a pomůcek při provádění těchto činností, aby ozáření osob při nich bylo tak nízké, jak lze rozumně s uvážením společenských a ekonomických možností dosáhnout,
- **limitování** ozáření osob - systém prostředků a metod, na základě kterého lze provádět adekvátní kontrolu ozáření osob při stanovených činnostech vedoucích k ozáření,
- **ochrana** zdroje ionizujícího záření - vytvoření technických a organizačních opatření, které snižují na společensky a ekonomicky akceptovatelnou úroveň možnost zneužití daného zdroje ionizujícího záření k jiným účelům, než je povolené nakládání s ním.

Předkládané Doporučení SÚJB je, věnováno problémům souvisejícím s aplikací třetího uvedeného principu radiační ochrany - systémem limitování ozáření osob.

V r. 2003 vyšla v této řadě první část Doporučení SÚJB „Zabezpečení osobního monitorování při činnostech vedoucích k ozáření“ - část I. - zevní ozáření. Předkládaná část II. - monitorování vnitřního ozáření je, stejně jako část I., určena všem pracovníkům vykonávajícím radiační činnosti, zejména však držitelům povolení vydaných v souladu s Atomovým zákonem a vyhláškou SÚJB č. 307/2002 Sb. Při zpracování Doporučení bylo přihlíženo k praxi ustálené za dlouhá léta na pracovištích se zdroji ionizujícího záření, současným, publikovaným poznatkům a praxi radiační ochrany uplatňované jak v ČR, tak na zahraničních pracovištích.

Očekáváme, že v následujícím období po vydání tohoto Doporučení a jeho ověřování v praxi se objeví ze strany jeho uživatelů připomínky a komentáře, které nám laskavě zašlete.

Doporučení zpracovali pracovníci Státního ústavu radiační ochrany pod vedením Ing. Ireny Malátové, CSc. Do textu byly zahrnuty kritické připomínky pracovníků Státního úřadu pro jadernou bezpečnost Ing. Karly Petrové, Ing. Zdeňka Prouzy, CSc., Ing. Jana Matznera a Ing. Zuzany Paškové. Cennými připomínkami přispěli oponenti výzkumného úkolu Studium chování radionuklidů v lidském organismu a rozvoj nových přístupů k odhadu expozice z vnitřní kontaminace, v jehož rámci bylo doporučení vypracováno, Prof. Ing. Václav Hušák, CSc. (Klinika nukleární medicíny, Lékařská fakulta UP Olomouc) a MUDr. Emil Kunz, CSc. Z pracovišť s dlouholetou zkušeností s monitorováním vnitřní kontaminace jsme obdrželi

cenné připomínky od Ing. Boženy Jurochové (Jaderná elektrárna Dukovany), Ing Dušana Ondriše (Jaderná elektrárna Jaslovské Bohunice, Slovensko) a Ing. Pavla Bryndziara (Jaderná elektrárna Mochovce, Slovensko).

Ing. Karla Petrová  
náměstkyně SÚJB pro radiační ochranu

V Praze, červenec 2005

<b>Ú V O D .....</b>	<b>8</b>
PROBLÉMY VÝPOČTU DÁVKY Z VNITŘNÍHO OZÁŘENÍ .....	9
POUŽITÉ VELIČINY A JEDNOTKY .....	9
LIMITY PRO RADIAČNÍ PRACOVNÍKY .....	11
<i>Odvozené limity</i> .....	11
KONVERZNÍ FAKTORY PRO VÝPOČET DÁVEK Z VNITŘNÍ KONTAMINACE .....	12
<i>Zvláštní ustanovení pro výpočet dávek z vnitřní kontaminace radionuklidů uranové a thoriové řady</i> .....	13
<b>BIOKINETICKÉ MODELY – DOPORUČENÍ ICRP .....</b>	<b>15</b>
POSTUPY PRO STANOVENÍ PŘÍJMU A ÚVAZKU EFEKTIVNÍ DÁVKY .....	16
<i>Monitorování po lékařské intervenci</i> .....	19
<i>Vztah mezi staršími a novými veličinami pro hodnocení ozáření z příjmu radionuklidů</i> .....	20
<b>PROGRAMY MONITOROVÁNÍ.....</b>	<b>21</b>
NÁLEŽITOSTI PROGRAMU MONITOROVÁNÍ .....	22
PROGRAMY MONITOROVÁNÍ VNITŘNÍ KONTAMINACE.....	22
<i>Monitorování osobní</i> .....	22
<i>Referenční úrovně</i> .....	23
POSTUPNÉ ZPŘESŇOVÁNÍ MODELŮ PŘI HODNOCENÍ PŘÍJMU .....	25
MONITOROVÁNÍ V PŘÍPADĚ NEHOD .....	27
STANOVENÍ MONITOROVACÍCH INTERVALŮ PRO VNITŘNÍ KONTAMINACI .....	28
<i>Odvozené úrovně pro objemové aktivity ve vzduchu – DAC</i> .....	30
<b>METODY MONITOROVÁNÍ VNITŘNÍ KONTAMINACE.....</b>	<b>32</b>
POŽADAVEK NA CITLIVOST METOD .....	32
PŘÍMÉ METODY .....	34
<i>Celotělové počítače</i> .....	34
<i>Měření aktivity radioizotopů jódu ve štítné žláze</i> .....	34
<i>Srovnání polovodičových a scintilačních detektorů pro měření in vivo</i> .....	35
<i>Kalibrace celotělových počítačů s fantomy lidského těla</i> .....	35
<i>Postup při stanovení aktivity v těle nebo orgánu na základě přímého měření</i> .....	36
<i>Měření aktivity radionuklidu v ranách</i> .....	37
NEPŘÍMÉ METODY .....	37
<i>Biologické vzorky</i> .....	37
<i>Vzorky z pracovního prostředí</i> .....	39
<i>Odběr a doprava vzorků</i> .....	39
<i>Analýza vzorků</i> .....	40
<i>Používané analytické techniky</i> .....	41
<i>Separace radionuklidů</i> .....	45
<i>Příprava vzorků na měření</i> .....	46
MONITOROVÁNÍ PRACOVNÍHO MÍSTA (§ 76 VYHLÁŠKY 307/2002 O RADIAČNÍ OCHRANĚ).....	47
SPECIFIKA MONITOROVÁNÍ JEDNOTLIVÝCH RADIONUKLIDŮ .....	48
<i>Izotopy jódu</i> .....	49
<i>Radium 226, uran 238 a thorium 232</i> .....	54
<i>Plutonium a americium</i> .....	54
<i>Tritium</i> .....	57
<i>Stroncium 90</i> .....	58

<b>NEJISTOTY PŘI STANOVENÍ PŘÍJMŮ</b> .....	<b>59</b>
NEJISTOTY STANOVENÍ AKTIVIT .....	59
NEJISTOTY ODHADŮ PŘÍJMŮ .....	60
<b>PROGRAMY ZABEZPEČOVÁNÍ JAKOSTI</b> .....	<b>61</b>
<b>LITERATURA</b> .....	<b>62</b>

# Ú v o d

Vnitřním ozářením se obecně 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 nebo o přítomnost přírodních radionuklidů v organismu v přírodní izotopické směsi prvku, který je normální součástí organismu, nebo o lékařské použití radionuklidů.

Obecně se radionuklidy dostávají do organismu několika cestami:

- ingesční, tj. přechodem radioaktivního materiálu ústy do zažívacího traktu,
- inhalací, tj. vdechnutím radioaktivní látky ve formě aerosolu, páry, plynu apod. spolu se vzduchem,
- přestupem poraněním přes kůži (sem lze zařadit i injekční aplikaci při lékařském použití),
- absorpcí přes neporaněnou kůži – např. tritium.

Jakmile je radionuklid přítomen v těle, jeho biokinetika je velmi složitá a k jejímu popisu je třeba zavést zjednodušující předpoklady. Pro odhad dávek z vnitřní kontaminace jsou z výše zmíněných možných cest vstupu radionuklidu do organismu nejdůležitější ingesce a inhalace, a to jak pro obyvatele, tak pro radiační pracovníky. (Cestu ingesce nelze pro radiační pracovníky apriori neuvažovat, přestože zákaz jíst, pít a kouřit na pracovištích s otevřenými zářiči je samozřejmý. Při vstupu cestou inhalace může dojít k tomu, že část materiálu je polknuta).

I když je lidské tělo převážně složeno z kyslíku, uhlíku a vodíku, obsahuje velké množství ostatních prvků; toto složení je detailně rozebráno v publikaci ICRP 23 Reference Man. Téměř všechny tyto prvky mají radioaktivní izotopy, které, když se dostanou do těla, sledují stejné biokinetické cesty jako jejich neradioaktivní izotopy. Některé prvky (např. fosfor, jód, draslík) se podílejí na specifických metabolických procesech, čímž je též řízena jejich distribuce a transport v těle. Další prvky, tedy i jejich radioizotopy, se obvykle chovají jako analogy přítomné v těle ve větším množství. Tak na příklad cesium sleduje draslík a alkalické zeminy stroncium, baryum a radium sledují chování vápníku. Některé radionuklidy, jako např. plutonium či americium nemají přírodní analogy a jejich chování v těle je určeno jejich afinitou k buněčným komponentám a transportnímu systému v těle; proto je chování právě těchto radionuklidů značně složité a dosud ne zcela probádáno.



## Problémy výpočtu dávky z vnitřního ozáření

Odhad dávek z vnitřního ozáření je poněkud složitější než odhad při externím ozáření. Jde zejména o následující důvody:

- Dávky z vnitřního ozáření nelze měřit přímo.
- Distribuce radionuklidu v těle může být velmi nehomogenní, navíc v závislosti na typu vysílaného záření může být i distribuce dávky v jednotlivé tkáni nehomogenní.
- Dávky z vnitřního ozáření se realizují v delším časovém období. Zatímco v případě zevního ozáření obdrží jedinec dávku v definovaném čase, kdy se nachází v poli záření, dávka z radionuklidu, který se dostal do těla, se realizuje tak dlouho, dokud radionuklid z těla nezmizí biologickým procesem vylučování nebo radioaktivním rozpadem či kombinací obou procesů.
- Každý prvek se chová jinak.
- Chování radionuklidu v organismu závisí na jeho fyzikální (např. velikost aerosolů) a chemické formě a cestě vstupu do organismu.
- Distribuce radionuklidu se může v čase měnit; jsou-li přítomny či vznikají-li dceřiné radionuklidy, jejich kinetika v organismu se může lišit od kinetiky radionuklidu mateřského.

Tyto problémy se řeší matematickým modelováním chování radionuklidů v organismu.

## Použité veličiny a jednotky

V Doporučení ICRP 60 byla navržena pro vyjádření dávky jednotlivým tkáním či orgánům veličina ekvivalentní dávka  $H_T$ . Tato veličina pak byla použita v Basic Safety Standards a u nás je zavedena ve Vyhlášce Státního úřadu pro jadernou bezpečnost o radiační ochraně č.307/2002Sb (dále jen Vyhláška). Pro záření druhu R je pak ekvivalentní dávka  $H_{T,R}$  definována vztahem

$$H_{T,R} = w_R \cdot D_{T,R} \quad (1)$$

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

$$H_T = \sum_R H_{T,R} = \sum_R w_R \cdot D_{T,R} \quad (2)$$

Jednotkou v soustavě SI pro ekvivalentní dávku je  $J\ kg^{-1}$  se speciálním názvem sievert (Sv). Radiační váhové faktory jsou uvedeny ve vyhlášce 307/2002Sb v příloze 5, tab.1.

Pro hodnocení ozáření celého těla z hlediska stochastických účinků je zavedena veličina efektivní dávka  $E$  (ICRP 60, BSS, Vyhláška 307/2002Sb), která je definována jako součet ekvivalentních dávek v jednotlivých tkáních či orgánech, vážených tkáňovým váhovým faktorem  $w_T$

$$E = \sum_T w_T \cdot H_T = \sum_T \sum_R w_T \cdot w_R \cdot D_{T,R} \quad (3)$$

Jednotkou efektivní dávky v SI soustavě je  $J\ kg^{-1}$  se speciálním názvem sievert (Sv). Tkáňové váhové faktory  $w_T$  vyjadřují míru závažnosti ozáření jednotlivých orgánů při celotělovém ozáření. Tkáňové váhové faktory, doporučené v ICRP 60, převzaté i naší legislativou, jsou ve Vyhlášce uvedeny v příloze 5 v tabulce 2.

Při zevním ozáření organismu dochází k depozici energie pouze po dobu, po kterou se člověk nachází v poli záření. 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, byl zaveden pro účel limitování ozáření od vnitřních zářičů úvazek ekvivalentní dávky a úvazek efektivní dávky.

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

$$H_T(\tau) = \int_{t_0}^{t_0 + \tau} \dot{H}_T(t) dt \quad (4)$$

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

pracovníky se obvykle používá integrační doba 50 let, pro obyvatelstvo se konzervativně uvažuje 70 let tak, aby byly zahrnuty i malé děti. Vynásobením odpovídajícími tkáňovými váhovými faktory a sumací přes všechny tkáně a orgány se dostane úvazek efektivní dávky

$$E(\tau) = \sum_T w_T \cdot H_T(\tau) \quad (5)$$

## Limity pro radiační pracovníky

Podle § 20 odst. (1) Vyhlášky limity pro radiační pracovníky jsou:

- a) pro součet efektivních dávek ze zevního ozáření a úvazků efektivních dávek z vnitřního ozáření hodnota 100 mSv za 5 za sebou jdoucích kalendářních roků;
- b) pro součet efektivních dávek ze zevního ozáření a úvazků efektivních dávek z vnitřního ozáření hodnota 50 mSv za kalendářní rok.

Podle § 21 odst. (1) Vyhlášky je limit pro učně a studenty od roku, v němž dovrší 16 let do roku, v němž dovrší 18 let, pro součet efektivních dávek ze zevního ozáření a úvazků efektivních dávek z vnitřního ozáření hodnota 6 mSv za kalendářní rok. Ostatní body v uvedených paragrafech se již k vnitřnímu ozáření nevztahují.

## Odvozené limity

Podle § 22 odst. (2) Vyhlášky jsou odvozenými limity pro vnitřní ozáření za kalendářní rok, kromě případů uvedených v odstavcích 4 a 5, pro příjem radionuklidů

- a) požitím hodnota podílu 20 mSv a konverzního faktoru  $h_{ing}$ ,
- b) vdechnutím hodnota podílu 20 mSv a konverzního faktoru  $h_{inh}$ .

Podle § 22 odst. (3) Vyhlášky při současném zevním i vnitřním ozáření v průběhu kalendářního roku se považují základní limity pro radiační pracovníky za nepřekročené, platí-li

$$H_p(10) + \sum h_{j,inh} I_{j,inh} + \sum h_{j,ing} I_{j,ing} \leq 20 \text{ mSv}, \quad (6)$$

kde  $H_p(10)$  je roční osobní dávkový ekvivalent v hloubce 10 mm,

$I_{j,inh}$ , popř.  $I_{j,ing}$  je roční příjem j-tého radionuklidu pro příjem vdechnutím, popř. požitím,  $h_{j,inh}$ , popř.  $h_{j,ing}$  je konverzní faktor j-tého radionuklidu a znamená úvazek efektivní dávky po příjmu 1 Bq vdechnutím, popř. požitím, které jsou tabelovány v příloze 3 Vyhlášky.

## Konverzní faktory pro výpočet dávek z vnitřní kontaminace

### *Výklad termínů uvedených ve Vyhlášce*

Konverzní faktory  $h_{j,inh}$ , popř.  $h_{j,ing}$  pro převod příjmu na dávku znamenají úvazek efektivní dávky po příjmu 1 Bq radionuklidu j po inhalaci, příp. po ingesci a jsou uvedeny ve Vyhlášce v příloze 3, tabulky 4, 5, 6 a 7. 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 absorbuje s poločasem 7000 dní. Pro plyny a páry jsou uvedeny konverzní faktory zvlášť v příloze 3 Vyhlášky v tabulce 7. Dále jsou ve Vyhlášce v příloze 3 uvedeny konverzní faktory pro různé velikosti aerosolu, charakterizované jejich aktivním mediánem aerodynamického průměru (AMAD).

*Aerodynamický průměr* je průměr částice tvaru koule o hustotě  $1 \text{ g/cm}^3$ , který má takovou rychlost při depozici jako částice uvažovaná. Aktivní medián aerodynamického průměru znamená, že 50 % aktivity aerosolu je spojeno s částicemi aerodynamického průměru větším než je AMAD.

Pro radiační pracovníky jsou uvedeny faktory pro AMAD  $1 \mu\text{m}$  a  $5 \mu\text{m}$ , pro obyvatelstvo pouze  $1 \mu\text{m}$ . Tyto velikosti byly vybrány na základě poznatků o velikosti aerosolu ve venkovním prostředí ( $1 \mu\text{m}$ ) a v průmyslovém prostředí ( $5 \mu\text{m}$ ). Pro obyvatelstvo jsou uvedeny dávkové faktory pro různé věkové skupiny.

U jednotlivých konverzních faktorů je vždy uvedena frakce  $f_1$ , která charakterizuje v modelových výpočtech frakci, která přechází v trávicím ústrojí do tělesných tekutin; tato frakce vyjadřuje rozpustnost dané formy radionuklidu. Je definována jako

$$f_1 = \frac{\lambda_B}{\lambda_B + \lambda_{SI}}, \quad (7)$$

kde  $\lambda_B$  je rychlostní konstanta pro přestup střešní stěnou do tělních tekutin,

$\lambda_{SI}$  je rychlostní konstanta pro přechod z tenkého střeva do horní části tlustého střeva.

Číselné hodnoty této frakce pro jednotlivé prvky a jejich vyjmenované sloučeniny jsou uvedeny v příloze 3 Vyhlášky v tabulce 2. Frakce  $f_1$  se vyskytuje i v tabulkách s konverzními faktory pro inhalaci, tam je však uvedena v záhlaví nesprávná definice. Konverzní faktory i frakce  $f_1$  jsou převzaty z Basic Safety Standards, základní literaturou jsou doporučení ICRP. Pro použití v praxi se vybírají takové faktory, aby co nejvíce odpovídaly charakteristice příslušné formy radionuklidu. Pokud není o chemických či fyzikálních parametrech nic známo, používají se konzervativně faktory maximální.

### **Zvláštní ustanovení pro výpočet dávek z vnitřní kontaminace radionuklidy uranové a thoriové řady**

V § 22 Vyhlášky odst. (4) a (5) udávají roční limit v odvozených veličinách, které lze pak srovnat přímo s měřenou hodnotou. Týká se to zejména uranových dolů, úpraven uranové rudy a prací v místech se zvýšenou koncentrací radonu v ovzduší.

§ 22 odst. (4) Vyhlášky udává mj. odvozený roční limit při ozáření způsobeném produkty přeměny radonu jako příjem celoroční průměrné ekvivalentní objemové aktivity radonu  $1260 \text{ Bq/m}^3$ . Při použití přepočtu podle ICRP 50, udávající pro koncentraci  $1 \text{ Bq/m}^3$  roční efektivní dávku  $0,014 \text{ mSv}$  pak  $1260 \text{ Bq/m}^3$  odpovídá přibližně  $20 \text{ mSv}$ .

V § 22 Vyhlášky odst. (5) se praví, že pro ozáření směsí dlouhodobých radionuklidů emitujících záření alfa uran – radiové řady je odvozeným ročním limitem příjem vdechnutím  $1850 \text{ Bq}$  za kalendářní rok. Tato hodnota byla vypočtena tak, že byl uvažován příjem rovnovážné směsi uran - radiové řady ( $^{238}\text{U}$ ,  $^{234}\text{U}$ ,  $^{230}\text{Th}$  a  $^{226}\text{Ra}$ ), pro každý radionuklid zvolen konzervativně dávkový faktor  $h_{inh}$  a z nich vypočten průměrný dávkový faktor. Je však třeba mít na mysli, že příjem dlouhodobých radionuklidů je jen jednou expoziční cestou, a že při zmíněných druzích prací je třeba uvažovat i ozáření z radonu a jeho krátkodobých rozpadových produktů a externí ozáření.

**Tab. 1.** Typy absorpce v plicích s odkazy na zdroje biokinetických modelů použitých pro výpočet dávkových faktorů.

Prvek	Typ absorpce v plicích <sup>(a)</sup>	Publikace ICRP <sup>(b)</sup>	Prvek	Typ absorpce v plicích <sup>(a)</sup>	Publikace ICRP <sup>(b)</sup>	Prvek	Typ absorpce v plicích <sup>(a)</sup>	Publikace ICRP <sup>(b)</sup>
Vodík	G	56	Niobium	M, S	56 a 67	Hafnium	F, M	30, část 3
Berylium	M, S	30, část 3	Molybden	F, S	67	Tantalum	M, S	30, část 3
Uhlík	G	56	Technecium	F	67	Tungsten	F	30, část 3
Fluor	F, M, S	30, část 2	Rutenium	F, S, G	56 a 67	Rhenium	F, M	30, část 2
Sodík	F	30, část 2	Rhodium	F, M, S	30, část 2	Osmium	F, M, S	30, část 2
Hořčík	F, M	30, část 3	Palladium	F, M, S	30, část 3	Iridium	F, M, S	30, část 2
Hliník	F, M	30, část 3	Stříbro	F, M, S	67	Platina	F	30, část 3
Silicon	F, M, S	30, část 3	Kadmium	F, M, S	30, část 2	Zlato	F, M, S	30, část 2
Fosfor	F, M	30, část 1	Indium	F, M	30, část 2	Rtuť (anorganická)	F, M	30, část 2
Síra	F, M, G	67	Cín	F, M	30, část 3	Rtuť (organická)	F	30, část 2
Chlor	F, M	30, část 2	Antimon	F, M	69	Thalium	F	30, část 3
Draslík	F	30, část 2	Tellur	F, M, G	67	Olovo	F	67
Vápník	M	30, část 2	Jód	F, G	56 a 67	Vismut	F, M	30, část 2
Skandium	S	30, část 3	Cesium	F	56 a 67	Polonium	F, M	67
Titan	F, M, S	30, část 3	Barium	F	67	Astat	F, M	30, část 3
Vanad	F, M	30, část 3	Lanthan	F, M	30, část 3	Francium	F	30, část 3
Chrom	F, M, S	30, část 2	Cér	M	56 a 67	Radium	M	67
Mangan	F, M	30, část 1	Praseodym	M, S	30, část 3	Aktinium	M, S	30, část 3
Železo	F, M	69	Neodym	M, S	30, část 3	Thorium	F, M, S	69
Kobalt	M, S	67	Prometheum	M, S	30, část 3	Protaktinium	M, S	30, část 3
Nikl	F, M, G	67	Samarium	M	30, část 3	Uranium	F, M, S	69
Měď	F, M, S	30, část 2	Europium	M	30, část 3	Neptunium	M	67
Zinek	F, M, S	67	Gadolinium	F, M	30, část 3	Plutonium	M, S	67
Galium	F, M	30, část 3	Terbium	M	30, část 3	Americium	M	67
Germanium	F, M	30, část 3	Dysprosium	M	30, část 3	Curium	M	71
Arsen	M	30, část 3	Holmium	M	30, část 3	Berkelium	M	30, část 4
Selen	F, M	69	Erbium	M	30, část 3	Kalifornium	M	30, část 4
Brom	F, M	30, část 2	Thulium	M	30, část 3	Einsteinium	M	30, část 4
Rubidium	F	30, část 2	Ytterbium	M, S	30, část 3	Fermium	M	30, část 4
Stroncium	F, S	67	Lutetium	M, S	30, část 3	Mendělevium	M	30, část 4
Ytrium	M, S	30, část 2						
Zirkon	F, M, S	56 a 67						

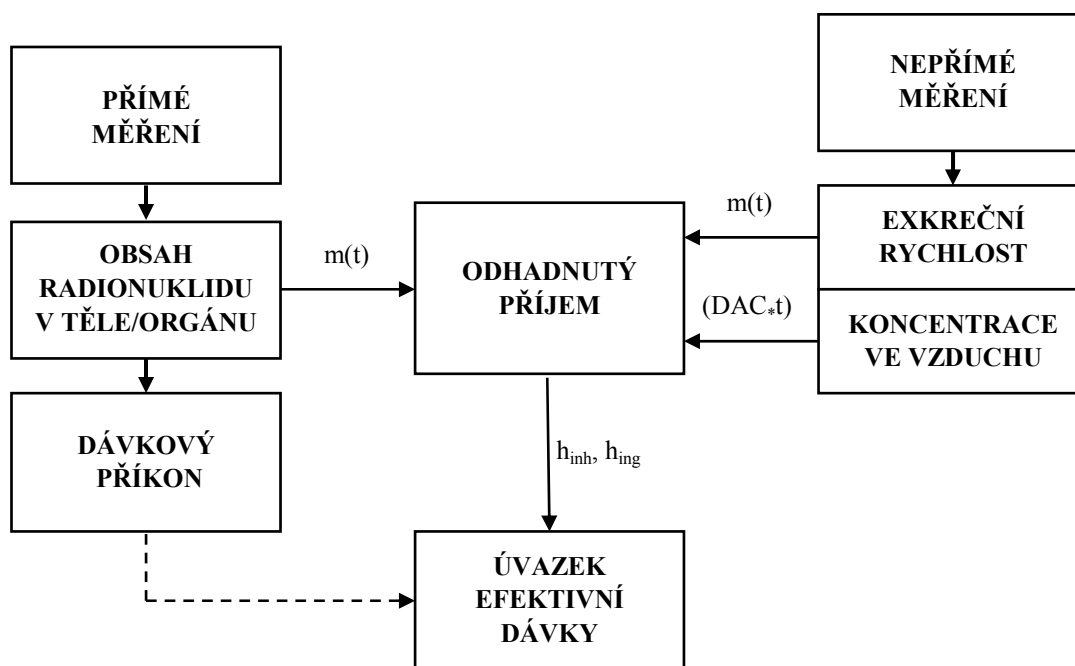
<sup>(a)</sup> Pro aerosoly: F (fast), M (moderate) nebo S (slow); G - plyny a páry.

<sup>(b)</sup> Publikace ICRP s detaily biokinetických modelů včetně ingesčních koeficientů.

# Biokinetické modely – doporučení ICRP

Biokinetické modely popisují kinetiku radionuklidů v organismu pomocí tzv. kompartmentů. Kompartment je vymezená oblast (část organismu, orgán nebo jeho část, tkáň nebo část tkáně), v níž se radionuklid okamžitě po vstupu homogenně rozdělí a aktivita radionuklidu vylučovaná z této oblasti je úměrná aktivitě radionuklidu aktuálně přítomné. Tyto děje lze pak popsat soustavou lineárních diferenciálních rovnic prvního řádu.

Dávkové faktory byly vypočteny pomocí biokinetických modelů, které jsou uvedeny v publikacích ICRP 30, 56, 67, 69, dávkové faktory jsou uvedeny v publikacích ICRP 68, 71, 72 a 78. Přehled současně používaných biokinetických modelů pro jednotlivé radionuklidy s odkazy na příslušné publikace jsou v tab. 1. V publikacích ICRP lze kromě faktorů pro úvazky efektivní dávky nalézt i faktory pro úvazky ekvivalentních dávek.



Obr. 1. Vztahy mezi veličinami stanovitelnými měření a úvazkem efektivní dávky.

## Postupy pro stanovení příjmu a úvazku efektivní dávky

Pokud se týká modelů kinetiky radionuklidů v organismu, v § 77 Vyhlášky se v odst. (6) praví, že příjmy radionuklidů, popřípadě úvazky efektivní dávky od vnitřního ozáření, jednotlivých radiačních pracovníků 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. V otázce modelů je tedy nechána určitá volnost, což je z hlediska praxe velmi důležité; modely podle doporučení ICRP se používají zejména pro predikci dávek. V případech skutečné kontaminace se někdy používá i zpřesněných modelů pro daného jednotlivce. Vztahy mezi veličinami stanovitelnými měřením a úvazkem efektivní dávky jsou na obr. 1.

Časové průběhy retenčních a exkrečních funkcí  $m(t)$  pro některé radionuklidy jsou uvedeny v příloze – a to ve formě tabulek v Excelu s numerickými hodnotami pro vybrané časy po příjmu.

Z naměřených hodnot aktivity radionuklidu v těle, v orgánu nebo ve vzorku exkret se příjem vypočte ze vztahu:

$$I = \frac{A}{m(t)} \quad (8)$$

kde  $I$  je příjem [Bq],

$A$  je měřená aktivita v těle, orgánu nebo v exkretech [Bq],

$m(t)$  je hodnota retenční nebo exkreční funkce v čase  $t$ , vyjádřená v Bq nebo Bq/d na 1 Bq příjmu.

Pokud je k dispozici větší počet naměřených údajů, lze k výpočtu příjmu použít více přístupů - principiálně nevážené nebo vážené lineární regrese. Některé softwary pak přímo umožňují vybrat si některý z uvedených přístupů. Pro konkrétní případy je pak třeba uvážit, který z těchto přístupů je adekvátní.



Obecný vzorec pro váženou lineární regresi je

$$I = \frac{\sum_{i=1}^n (w_i \cdot A_i \cdot m_i)}{\sum_{i=1}^n (w_i \cdot m_i^2)} \quad (9)$$

kde  $I$  je příjem [Bq],

$A_i$  je měřená aktivita v těle, orgánu nebo v exkrettech [Bq] při  $i$ -tém měření,

$m_i(t)$  je hodnota retenční nebo exkreční funkce pro  $i$ -té měření,

$w_i$  je váha jednotlivých očekávaných hodnot.

Podle použitých váhových faktorů pak lze použít:

1. Neváženou lineární regresi, při níž se uvažuje, že váha je pro všechny hodnoty konstantní a stejná; variance je nezávislá na velikosti měřené hodnoty

$$I = \frac{\sum_{i=1}^n (A_i \cdot m_i)}{\sum_{i=1}^n m_i^2} \quad (10)$$

Použití této metody je vhodné pokud mají všechny měřené hodnoty přibližně stejnou chybu měření i celkovou nejistotu stanovení.

2. Poměr průměrů je založen na předpokladu, že variance (rozptyl) očekávané hodnoty je úměrná očekávané hodnotě a váhy jsou vyjádřeny následujícím způsobem:

$$w_i = \frac{I}{k \cdot I \cdot m_i} \quad (11)$$

kde  $k$  je konstanta úměrnosti.

Pro příjem  $I$  pak obdržíme

$$I = \frac{\sum_{i=1}^n A_i}{\sum_{i=1}^n m_i} \quad (12)$$

Pro tento případ platí, že suma očekávaných hodnot se rovná sumě měřených hodnot

$$\sum_{i=1}^n A_i = I \cdot \sum_{i=1}^n m_i \quad (13)$$

Tento přístup lze použít pro sérii naměřených dat, která se vzájemně příliš neliší – např. při měření <sup>241</sup>Am ve skeletu či v exkretech pro časy v dlouhé době od příjmu

3. Průměr směrnic je opět odvozen z obecného vzorce, kdy váhy jsou definovány jako inverzně proporcionální čtverci retenční funkce pro jednotkový příjem

$$w_i = \frac{I}{k \cdot I^2 \cdot m_i^2} \quad (14)$$

Výsledný vzorec pro příjem má pak tvar

$$I = \frac{I}{n} \cdot \sum_{i=1}^n \frac{A_i}{m_i} \quad (15)$$

Tato metoda má opodstatnění, jestliže očekávaná variance jednotlivých měření je úměrná čtverci očekávaných hodnot. Je to též metoda nejvíce používaná při hodnocení dat z celotělového měření a z exkreční analýzy,

#### 4. Váhy definované uživatelem

$$w_i = \frac{I}{V_i} \quad (16)$$

kde  $V_i$  je statistický parametr definovaný uživatelem pro měření  $i$ . Tato metoda je vhodná při použití dat z měření *in vivo* a exkreční analýzy dohromady. Váhy se vyjadřují pomocí celkové nejistoty měření, která obsahuje jak statistickou chybu, tak chybu kalibrace i nejistotu, odvozenou ze systematické chyby.

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

$$E(50)[Sv] = I [Bq] \cdot h_{inh}(50)[Sv/Bq] \quad (17)$$

$$E(50)[Sv] = I [Bq] \cdot h_{ing}(50)[Sv/Bq] \quad (18)$$

kde  $h_{inh}(50)$  je úvazek efektivní dávky po inhalaci 1 Bq daného radionuklidu,

$h_{ing}(50)$  je úvazek efektivní dávky po ingestci 1 Bq daného radionuklidu.

Je třeba vždy použít takového dávkového konverzního faktoru, který byl vypočten z daného modelu. Použití dávkového konverzního faktoru, odvozeného ze standardního modelu pro situaci, kdy byl příjem spočítán z jiného modelu, je nepřijatelné.

#### **Monitorování po lékařské intervenci**

Jestliže v případě vyšší kontaminace byl použit lékařský zásah k prevenci zabudování (uptake) radionuklidu do tkání (např. podání neaktivního jódu) nebo ke zvýšení vylučování radionuklidu (např. podání DTPA pro zvýšení vylučování Am nebo Pu), pak je třeba vzít v úvahu, že se biokinetické chování radionuklidu v těle změní a nelze tedy přímo použít modely, uvedené v tabulkách v příloze a naměřená data nemohou být bez dalšího použita k vyhodnocení příjmu a úvazku efektivní dávky. V takových případech je třeba stanovit program speciálního monitorování, jímž se bude sledovat distribuce a retence radionuklidu v těle a na základě těchto informací pak počítat úvazek efektivní dávky integrací příkonů ekvivalentních dávek.

## Vztah mezi staršími a novými veličinami pro hodnocení ozáření z příjmu radionuklidů

Veličiny efektivní dávka a ekvivalentní dávka byly zavedeny na základě Doporučení ICRP 60 místo veličin dávkový ekvivalent v tkáni a efektivní dávkový ekvivalent, které byly zavedeny na základě Doporučení ICRP 26. Rozdíl je v aplikaci změněných tkáňových váhových faktorů  $w_T$  a radiačních váhových faktorů  $w_R$ .

Významné změny vnesl též nový plicní model z Publikace ICRP 66, který nahradil starší model z Publikace ICRP 30. Aerosol, deponovaný v dýchacím traktu byl podle rychlosti absorpce (clearance) z dýchacího traktu dělen na třídy D (days), W (weeks) a Y (years) místo současných F, M a S, které charakterizují pouze přestup z plic do krve. Pro radionuklidy, homogenně distribuované po celém organismu (např.  $^3\text{H}$ ) se změny v přístupu k hodnocení téměř neprojevily; významně se projevily u aktinidů.

# Programy monitorování

Při návrhu monitorovacího programu je třeba vzít v úvahu:

- zda je možná expozice zevním ozářením,
- jaké záření je přítomno (X,  $\gamma$ ,  $\beta$ , neutrony, těžké částice), jaká energetická spektra se očekávají,
- zda by mohlo dojít k desetinásobnému či vyššímu zvýšení dávkového příkonu oproti normální situaci,
- zda vznikají radionuklidy.

Pokud se používají radionuklidy, uvážit:

- zda jde o uzavřené nebo otevřené zdroje,
- jaká je jejich aktivita a stínění,
- zda je možný únik radionuklidů z uzavřených zdrojů,
- zda může dojít k rozprášení zdroje, ke ztrátě.

Při využívání otevřených zářičů uvážit:

- radionuklid, poločas, druh emitovaného záření a jeho energie, třída radiotoxicity,
- aktivita zpracovávaná na jednom místě, vybavenost místa (příloha č. 4 Vyhlášky, tabulky č. 1, 2, 3, 4),
- zda může za normálních okolností dojít k vnitřní kontaminaci,
- zda může za mimořádných okolností dojít k vnitřní kontaminaci,
- jak může být detekován únik radionuklidů do prostředí.

Důležitá úvaha je, zda existuje vztah mezi externím ozářením a vnitřní kontaminací. Tak např. u zářičů alfa a měkkých beta zářičů může být dávkový příkon při zpracovávání vysoké aktivity těchto radionuklidů velmi malý, přitom nebezpečí vnitřní kontaminace může být vysoké.

## **Náležitosti programu monitorování**

Při sestavování programu monitorování se vychází z požadavků Vyhlášky § 73 Náležitosti programu monitorování. Podle odst. (2) Vyhlášky musí program monitorování zahrnovat monitorování pro běžný provoz, pro předvídatelné odchylky od běžného provozu i pro případy radiačních nehod a havárií a musí obsahovat:

- a) vymezení veličin, které budou monitorovány, způsob, rozsah a frekvenci měření,
- b) návody na vyhodnocování výsledků měření,
- c) hodnoty referenčních úrovní a přehled příslušných opatření při jejich překročení,
- d) specifikaci metod měření,
- e) specifikaci používaných typů měřících přístrojů a pomůcek a jejich parametrů.

Podle odst. (3) Vyhlášky Program monitorování musí být navržen takovým způsobem a v takovém rozsahu, aby za provozu pracoviště umožňoval ověření požadavků limitování ozáření, prokazování, že radiační ochrana je optimalizována a zajištění dalších požadavků na bezpečný provoz pracovišť, zejména včasné zjištění odchylek od běžného provozu. Monitorování se podle povahy věci navrhuje a zavádí buď jako rutinní, t.j. kontinuální nebo periodické nebo jako operativní při určité činnosti s cílem zhodnotit a zajistit přijatelnost této činnosti z hlediska systému limitování. Dojde-li ke změnám v uspořádání pracoviště, ve zdrojích ionizujícího záření, způsobu a podmínkách nakládání s nimi, nebo ke změnám v monitorovacích metodách, program monitorování se aktualizuje.

## **Programy monitorování vnitřní kontaminace**

### **Monitorování osobní**

V § 77 odst. (6) Vyhlášky se praví „Na pracovištích, kde může dojít k vnitřnímu ozáření pracovníků, se příjmy radionuklidů, popřípadě úvazky efektivní dávky od vnitřního ozáření jednotlivých pracovníků zjišťují zpravidla měřeními aktivity radionuklidů v těle pracovníka nebo v jeho exkřech a převádí se na příjem pomocí modelů dýchacího traktu a kinetiky příslušných prvků. Při práci s otevřenými radionuklidovými zářiči je měření

aktivity v těle pracovníka nebo v jeho exkretech požadováno na pracovišti IV. kategorie vždy a na pracovištích III. kategorie, je-li tak stanoveno v programu monitorování.“

Programy pro monitorování vnitřní kontaminace se obvykle dělí podle cíle na:

- *rutinní (pravidelné)*, zaměřené na sledování vybraných pracovníků,
- *speciální (operativní)*, prováděné v případech podezření, že při neobvyklé události k vnitřní kontaminaci došlo nebo mohlo dojít nebo na základě jiných okolností (výsledky z rutinního monitorování exkret překračují referenční úroveň, výskyt vyšší objemová aktivita radionuklidu(ů) ve vzduchu, výskyt povrchové kontaminace apod.),
- *potvrzovací*, které se obvykle provádí v delších intervalech na pracovištích, na nichž se vnitřní kontaminace obvykle nevyskytuje a slouží pouze k potvrzení, že i nadále jsou všechna pravidla zacházení s otevřenými radionuklidovými zřídly dodržována.

Rutinní (pravidelné) a potvrzovací monitorování se děje zpravidla nejvhodnějším způsobem pro daný radionuklid (směs radionuklidů), tj. buď měřením in vivo nebo měřením aktivity radionuklidů v exkretech. Při speciálním monitorování je zpravidla známa doba příjmu a lze též zajistit vzorek kontaminantu ke stanovení jeho fyzikálně – chemických parametrů. Mezi speciální monitorování lze zařadit i monitorování poranění, při nichž by se radioaktivní materiál mohl dostat do organismu a monitorování po lékařských zásadách ke snížení obsahu radionuklidu v těle. V mnoha případech se doplňuje měření in vivo o měření exkret a měření na pracovišti, sleduje se časový vývoj retence a exkrece. Zvláštním případem speciálního monitorování je monitorování při nehodách. V těchto případech se pokud možno měří všechny možné složky (in vivo, exkreta, prostředí), z nichž lze příjem zrekonstruovat. Obvykle jde o složité záležitosti, proto je monitorování při nehodách věnována zvláštní kapitola.

## **Referenční úrovně**

V programu monitorování se podle § 75 Vyhlášky vymezují referenční úrovně, což jsou hodnoty nebo kritéria rozhodné pro určité předem stanovené postupy nebo opatření.

Referenční úrovně mohou být vyjádřeny v různých sledovaných veličinách. V následujícím textu budeme užívat referenční úrovně pro veličinu úvazek efektivní dávky. Pokud půjde o

referenční úroveň pro aktivitu radionuklidu – a to buď přímo měřenou v těle nebo v exkretech apod. nebo aktivitu vypočtenou z aktivit měřených a vyjádřenou jako příjem, budeme používat termínu odvozená referenční úroveň.

Pro snadnější vyjádření odvozených referenčních úrovní je vhodné zavést veličinu  $I_{ALI}$  (annual limit of intake, roční limit příjmu), kde

$$I_{ALI} [Bq] = \frac{0,02 [Sv]}{h_{inh} [Bq Sv^{-1}]} \quad (19)$$

1. Odvozená záznamová úroveň obvykle odpovídá detekční mezi dané metodiky, musí být taková, aby příjem z ní vypočítaný byl nejvíce 3 % ročního limitu 20 mSv, tj. 0,6 mSv. Pokud se předpokládá směs radionuklidů, pak musí být citlivost měření příslušně vyšší (tzn. nižší minimální detekovatelná aktivita). Měřenou veličinou je obvykle aktivita radionuklidu v těle nebo v exkretech vyloučená za definovaný čas a odvozené záznamové úrovně jsou vyjádřeny již v odpovídajících veličinách. Následující vzorec platí pro aktivitu v těle  $A$  [Bq], kdy je retenční funkce  $m(t)$  bezrozměrná. Pokud by šlo o vylučování, pak by  $A$  znamenalo vyloučenou aktivitu za čas a rozměr  $m$  by byl  $[t^{-1}]$ . Počet monitorovacích intervalů za rok je označen jako  $n$ ,  $\Delta t$  je polovina monitorovacího období

$$A [Bq] = \frac{0,03 I_{ALI} [Bq] \cdot m(\Delta t)}{n} \quad (20)$$

V mnoha případech jsou metody monitorování vnitřní kontaminace mnohem citlivější než je výše uvedený požadavek. Záznamy z veškerých měření se na příslušném pracovišti uchovávají, ale nebývá praktické předávat záznamy s velmi nízkými úvazky efektivní dávky, na př. pod 0,1 mSv. Je pak vhodné zvolit tzv. odvozenou interpretační úroveň, pod níž se z naměřené hodnoty příjem nevypočítává a dávka se uvádí jako nula. Interpretační úroveň závisí na délce monitorovacího období a každé pracoviště si ji stanoví pro své podmínky.

2. Vyšetřovací úroveň je podle § 84, odst.2, písm.e Vyhlášky 6 mSv. Při dosažení této vyšetřovací úrovně musí tuto skutečnost dozimetrická služba nebo provozovatel okamžitě hlásit SÚJB. Odvozenou vyšetřovací úroveň lze vyjádřit následujícím výrazem



$$A[Bq] = \frac{0,3 I_{ALL} [Bq] \cdot m (\Delta t)}{n} \quad (21)$$

Provozovatel si volí vyšetřovací úroveň podle §75 odst.3 Vyhlášky podle podmínek na pracovišti – může to být např. odvozená vyšetřovací úroveň vyjádřená jako aktivita v těle nebo v exkretech vyšší než obvykle se vyskytující. Tímto způsobem provozovatel zajistí včasným vyšetřením příčin zvýšeného příjmu radionuklidu.

3. Zásahová úroveň je stanoven zpravidla na 20 mSv.

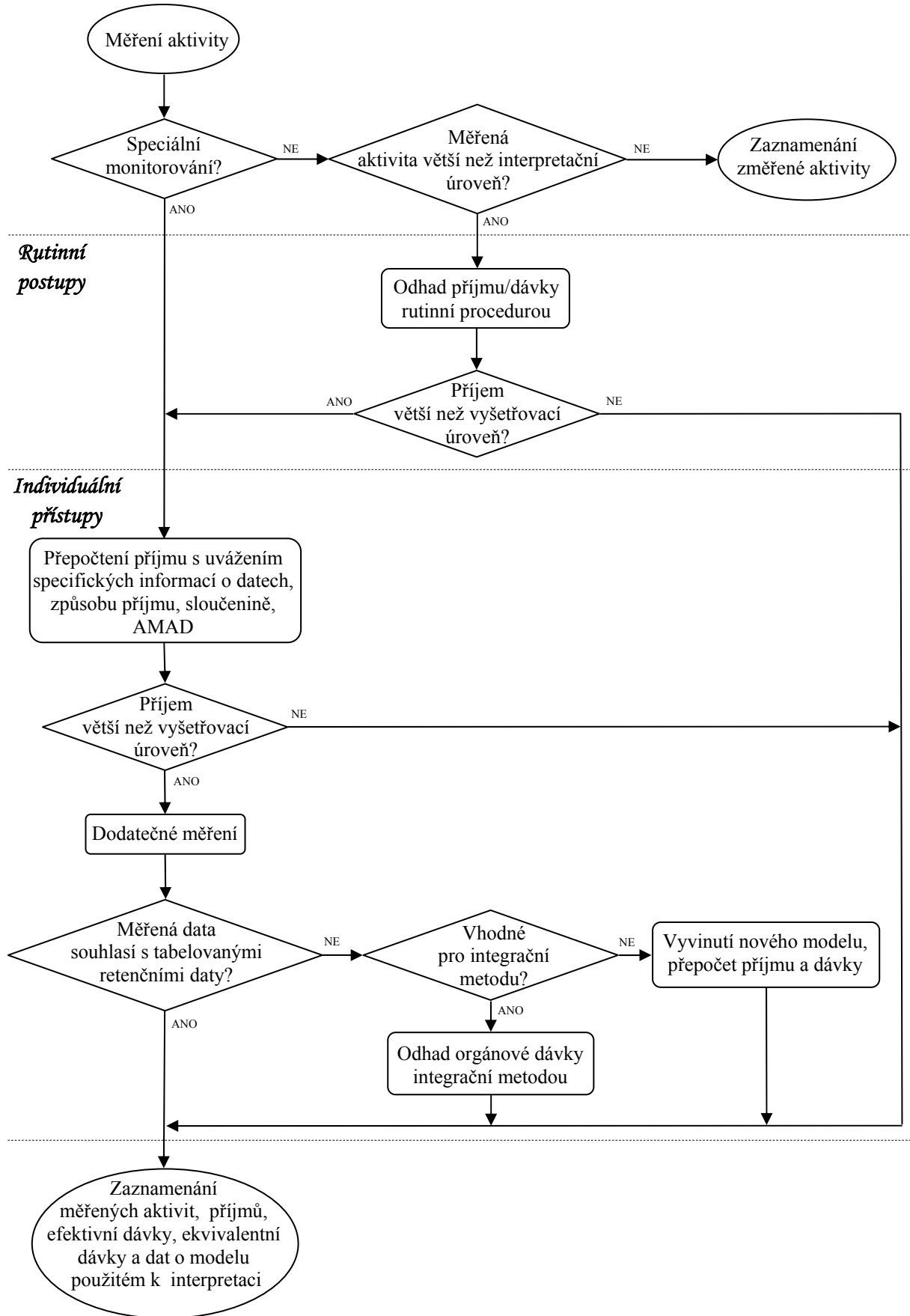
Postup při dosažení této hodnoty je pak uveden v programu monitorování pracoviště. V odůvodněných případech se v takovýchto případech podávají látky, které napomáhají zvýšenému vylučování radionuklidu.

### **Postupné zpřesňování modelů při hodnocení příjmu**

Schéma postupu při monitorování vnitřní kontaminace je uvedeno na obrázku 2. Vychází se od měření aktivity radionuklidu(ů) v těle, orgánu či vzorku exkret. Jestliže aktivita nepřevyšuje tzv. interpretační úroveň, zaznamená se pouze změřená aktivita. Interpretační úroveň si volí každá laboratoř podle svých potřeb; je to hodnota aktivity radionuklidu v měřeném objektu, jejíž přepočet na příjem a úvazek efektivní dávky vede k hodnotám pod záznamovou úroveň efektivní dávky. Zavedením interpretační úrovně se pracoviště vyhýbá zbytečným výpočtům při změřeni aktivit nad minimální detekovatelnou aktivitou.

Pokud je nalezena aktivita radionuklidu nad interpretační úrovní, vypočte se příjem s použitím standardních modelů. Doba příjmu se uvažuje uprostřed monitorovacího období a pokud příjem nepřekračuje odvozenou vyšetřovací úroveň, zaznamená se úvazek efektivní dávky vypočtený tímto modelem a tato dávka je uváděna též do průkazu radiačního pracovníka (Vyhláška SÚJB o osobních radiačních průkazech 419/2002Sb). Pokud příjem překračuje odvozenou vyšetřovací úroveň, zpřesňují se vstupní parametry do modelu a to: doba příjmu – pokud je známa, způsob příjmu a fyzikální a chemické parametry kontaminantu. Je-li opět vypočtený příjem vyšší než vyšetřovací úroveň, provádí se další měření (časový průběh retence a exkrece) a případně další měření na pracovišti.

**Monitorování**



**Obr. 2.** Schéma pro výpočet příjmu a úvazku efektivní dávky.

Pokud je možné tato naměřená data interpretovat pomocí modelu, vypočte se podle něho úvazek efektivní dávky, který se pak uvádí do průkazu radiačního pracovníka. Pokud se časový průběh liší od časového průběhu retence a exkrece v modelu a přitom je změřen časový průběh distribuce radionuklidů v jednotlivých důležitých tkáních a orgánech, lze odhadovat orgánové dávky integrační metodou a z nich pak vypočítat úvazek efektivní dávky. Pokud tyto hodnoty nebyly získány, je třeba vyvinout nový model (např. použít modelu ICRP, ale se změnou některých parametrů) a na jeho základě vypočítat příjem a dávky. Tato výsledná hodnota je pak údajem pro radiační průkaz pracovníka; problémem ovšem je, že se tyto údaje obvykle získávají až v delším časovém odstupu. U nás je zavedena taková praxe, že pravidelné monitorování si obvykle pracoviště zajišťuje samo, případně má smlouvu se specializovaným pracovištěm k provedení příslušných prací. Specializované pracoviště musí mít povolení SÚJB k provádění osobního monitorování. Pokud je zjištěno překročení odvozené vyšetřovací úrovně, je dalším šetřením a vyhodnocováním pověřován Státní ústav radiační ochrany v Praze.

## **Monitorování v případě nehod**

Principiálně se jedná o speciální monitorování, Vzhledem k tomu, že obecně nehody bývají spojeny s mnoha dalšími problémy, pojednáváme o monitorování vnitřní kontaminace v takovýchto případech podrobněji. Při jakémkoliv signálu, že mohlo na pracovišti dojít k úniku radionuklidů, je třeba vzít v úvahu i vnitřní kontaminaci pracovníků; stejně tak v případě, že na pracovišti je nalezena povrchová kontaminace vyšší, než je povolena Vyhláškou.

Při podezření na vnitřní kontaminaci je třeba:

- Odstranit povrchovou kontaminaci osob, zajistit řádné umytí vlasů.
- Co nejrychleji odhadnout obsah radionuklidu(ů) v těle měřením in vivo.
- Zajistit úplný sběr exkret.
- Odebrat další biologické vzorky (výtěry z nosu, hlen atd.).
- Odebrat vzorky kontaminantu pro další analýzu radionuklidového složení a chemických vlastností jednotlivých radionuklidů (některé radionuklidy ve směsi mohou být obtížně

stanovitelné metodou gama spektrometrie, ale může se jednat o alfa zářiče o mnohem vyšší radiotoxicitě než u ostatních dobře měřitelných radionuklidů ve směsi).

Pokud se zcela nepodaří odstranit povrchovou kontaminaci, je třeba při měření in vivo povrchově kontaminovanou část odstínit, pokud jsou kontaminovány např. ruce. Je – li kontaminován obličej, pak je třeba volit vhodné ad hoc uspořádání, aby tato kontaminovaná část nepřispívala významně k měřenému počtu impulsů ve sledovaném píku.

V případech úniků větších aktivit radionuklidů do prostředí je třeba rychle odhadnout vnitřní kontaminaci u většího počtu lidí a to jak u pracovníků, tak u obyvatelstva. Pokud jde o radionuklidy emitující gama záření o energiích větších než je 100 keV, používají se detekční systémy obdobné celotělovému počítači. Citlivost takovýchto zařízení je ovšem mnohem nižší. Nutným požadavkem je krátká doba měření a snadný přístup měřených osob. Dalším důležitým požadavkem je možnost měřit vysoké aktivity, to znamená použití malých detektorů nebo zvětšit vzdálenost mezi měřenou osobou a detektorem. Při přípravě kalibrace pro nestíněná nebo jen částečně stíněná zařízení je třeba předpokládat, že pozadí bude vlivem úniku radionuklidů zvýšeno. I když se na přesnost měření kladou mnohem nižší požadavky než při monitorování, je třeba opakovanými energetickými a účinnostními kalibracemi zabezpečit reprodukovatelnost měření a definovat kvantitativně přesnost a správnost měření. V některých případech pak závisí vyhodnocení dávek skupinám osob zejména na těchto měřeních.

## **Stanovení monitorovacích intervalů pro vnitřní kontaminaci**

Volba délky monitorovacího období závisí na citlivosti zvolené metodiky a na vlastnostech radionuklidu, který je předmětem zájmu. Obecně monitorovací interval nemá být příliš krátký, aby se předešlo zbytečným měřením a nadměrným ztrátám pracovní doby, na druhé straně musí být natolik krátký, aby bylo možno – bez znalosti rozdělení příjmu v čase – stanovit příjem s přijatelnou nejistotou a omezit možné podhodnocení nebo nadhodnocení příjmu.

Při pravidelném monitorování se nejčastěji předpokládá, že pravděpodobnost příjmu je rovnoměrně rozdělena v monitorovacím období. Tento předpoklad se do interpretace

výsledků měření zpravidla zavádí ve zjednodušené formě pomocí předpokladu, že příjem nastal v polovině monitorovacího období.

Při návrhu konkrétní metody monitorování a monitorovacích intervalů se pak vychází z toho, aby nebyla zanedbána („ztracena“) dávka větší než určitá, předem požadovaná odvozená úroveň, obvykle se jedná o 1 mSv ročně, což je 1/20 ročního odvozeného limitu úvazku efektivní dávky z vnitřní kontaminace radionuklidu.

Pokud se týká délky monitorovacích intervalů pro rutinní monitorování, v Doporučení ICRP 54 a Publikaci ICRP 78 se vychází ze základního hlediska, aby vzhledem k neznámému času příjmu nebyl příjem radionuklidu nikdy podhodnocen nebo nadhodnocen více než faktorem 3. Obecně je ovšem třeba vzít v úvahu všechny nejistoty, které do procesu stanovení úvazku efektivní dávky či ekvivalentní dávky vstupují. Jsou to nejistoty stanovení aktivity v těle či orgánu nebo vzorku exkret, které se skládají z měřicí chyby a chyby kalibrace. Pro stanovení příjmu radionuklidu a tedy i úvazku efektivní či ekvivalentní dávky je neznámý čas příjmu ve většině případů dominantním zdrojem nepřesnosti. Individuální variace v čase, zejména v exkreci, jsou zdrojem značných nepřesností, které lze snížit např. použitím více úplných vzorků 24 hodinových sběrů exkret.

Při rutinním monitorování za monitorovací období T dnů se příjem stanovuje ze vztahu

$$I = \frac{A}{m \left( \frac{T}{2} \right)} \quad (22)$$

Hodnoty  $m(t)$  jsou pro radionuklidy, významné z hlediska vnitřního ozáření, uvedeny na příložené disketě. V příloze je seznam všech radionuklidů, pro něž lze retenční a exkreční funkce na disketě najít.

*Příklad:*

*Výpočet  $I_{ALI}$  a odvozených úrovní pro  $^{131}I$  ve štítné žláze:*

Konverzní faktor pro inhalaci aerosolu o AMAD = 5  $\mu\text{m}$  je  $h_{inh}(50) = 1,1 \cdot 10^{-8}$  Sv/Bq (viz. příloha 3, tabulka 4 Vyhlášky).

Roční příjem odpovídající úvazku efektivní dávky 20 mSv

$$I_{ALI} = 0,02 \text{ [Sv]} / 1,1 \cdot 10^{-8} \text{ [Sv/Bq]} = 1,8 \text{ MBq}$$

Odvozená vyšetřovací úroveň  $A_{Th}$  (aktivita ve štítné žláze) pro monitorovací interval  $T$  a úvazek efektivní dávky 6 mSv je podle vzorce (21)

$$A_{Th} = 0,3 I_{ALI} \cdot T/365 \cdot m (T/2)$$

$$\text{Pro } T = 14 \text{ dní: } A_{Th} = 1530 \text{ Bq}$$

$$\text{Pro } T = 7 \text{ dní: } A_{Th} = 1025 \text{ Bq}$$

Tyto příklady ilustrují situaci, kdy se předpokládá, že příjem radionuklidu je zhruba kontinuální. Použití kratších monitorovacích intervalů je důležité zejména z hlediska nepravidelných příjmů radionuklidu, protože nejistota, plynoucí z neznámého data příjmu je mnohem menší než u větších intervalů. Např. třítydenní interval pro  $^{131}\text{I}$  je z hlediska nejistot již zcela nepřijatelný

V praxi, kdy jen velmi zřídka dochází ke kontinuálnímu příjmu, se jako záznamová úroveň používá minimální detekovatelná aktivita a k vyšetřování na pracovišti se používá horní úroveň hodnot obvykle se vyskytujících.

### **Odvozené úrovně pro objemové aktivity ve vzduchu – DAC**

Pro monitorování pracoviště je praktická veličina DAC – derived air concentration. Nejedná se o žádný limit, ale pro pracoviště, kde se monitoruje ovzduší, může sloužit k orientaci a k včasnému zjištění závažnosti kontaminace. DAC v  $\text{Bq/m}^3$  je taková objemová aktivita vzduchu, která při celoročním dýcháním vede k ročnímu limitu příjmu (20mSv) pro daný radionuklid ( $I_{ALI}$ ). Pro některé důležité radionuklidy jsou hodnoty DAC v tabulce 2 (tyto hodnoty jsou převzaty z IAEA Safety Standards Series, Assessment of Internal Exposure Due to Intakes of Radionuclides, No RS – G – 1.2 IAEA, Vienna 1999). Je třeba mít na mysli, že jde pouze o hodnoty orientační a že byly vypočteny s předpokladem ročního nadýchaného objemu  $2400\text{m}^3$ , zatímco v naší Vyhlášce se předpokládá roční nadýchaný objem  $2000\text{m}^3$ .

Tab. 2. DAC v [Bq/m<sup>3</sup>] pro vybrané radionuklidy.

Nuklid	Forma <sup>(a)</sup>	AMAD=1	AMAD=5	plyny, páry	Nuklid	Forma <sup>(a)</sup>	AMAD=1	AMAD=5	plyny, páry	Nuklid	Forma <sup>(a)</sup>	AMAD=1	AMAD=5
<sup>3</sup> H	HTO <sup>(b)</sup>			5 x 10 <sup>5</sup>	<sup>106</sup> Ru	F	1 x 10 <sup>3</sup>	9 x 10 <sup>2</sup>		<sup>235</sup> U	F	2 x 10 <sup>1</sup>	1 x 10 <sup>1</sup>
	OBT			2 x 10 <sup>5</sup>		M	3 x 10 <sup>2</sup>	5 x 10 <sup>2</sup>			M	3	5
	plyn			5 x 10 <sup>9</sup>		S	1 x 10 <sup>2</sup>	2 x 10 <sup>2</sup>			S	1	1
<sup>14</sup> C	pára			1 x 10 <sup>4</sup>	<sup>125</sup> Sb	F	6 x 10 <sup>3</sup>	5 x 10 <sup>3</sup>		<sup>238</sup> U	F	2 x 10 <sup>1</sup>	1 x 10 <sup>1</sup>
	CO2			1 x 10 <sup>6</sup>		M	2 x 10 <sup>3</sup>	3 x 10 <sup>3</sup>			M	3	5
	CO			1 x 10 <sup>7</sup>		F	2 x 10 <sup>3</sup>	1 x 10 <sup>3</sup>			S	1	1
<sup>32</sup> P	F	1 x 10 <sup>4</sup>	8 x 10 <sup>3</sup>		<sup>125</sup> I	V			6 x 10 <sup>2</sup>	<sup>237</sup> Np	M	4 x 10 <sup>-1</sup>	6 x 10 <sup>-1</sup>
	M	3 x 10 <sup>3</sup>	3 x 10 <sup>3</sup>			<sup>131</sup> I	F	1 x 10 <sup>3</sup>	8 x 10 <sup>2</sup>		4 x 10 <sup>2</sup>	<sup>239</sup> Np	M
<sup>55</sup> Fe	F	1 x 10 <sup>4</sup>	9 x 10 <sup>3</sup>		<sup>134</sup> Cs		V				<sup>238</sup> Pu		M
	M	2 x 10 <sup>4</sup>	3 x 10 <sup>4</sup>			F	1 x 10 <sup>3</sup>	9 x 10 <sup>2</sup>	S	6 x 10 <sup>-1</sup>		8 x 10 <sup>-1</sup>	
<sup>59</sup> Fe	F	4 x 10 <sup>3</sup>	3 x 10 <sup>3</sup>		<sup>137</sup> Cs	F	2 x 10 <sup>3</sup>	1 x 10 <sup>3</sup>		<sup>239</sup> Pu	M	2 x 10 <sup>-1</sup>	3 x 10 <sup>-1</sup>
	M	2 x 10 <sup>3</sup>	3 x 10 <sup>3</sup>			<sup>144</sup> Ce	M	2 x 10 <sup>2</sup>	4 x 10 <sup>2</sup>		S	6 x 10 <sup>-1</sup>	1
<sup>60</sup> Co	M	9 x 10 <sup>2</sup>	1 x 10 <sup>3</sup>		<sup>210</sup> Po		S	2 x 10 <sup>2</sup>	3 x 10 <sup>2</sup>		<sup>240</sup> Pu	M	2 x 10 <sup>-1</sup>
	S	3 x 10 <sup>2</sup>	5 x 10 <sup>2</sup>			F	1 x 10 <sup>1</sup>	1 x 10 <sup>1</sup>	S	6 x 10 <sup>-1</sup>		1	
<sup>85</sup> Sr	F	2 x 10 <sup>4</sup>	1 x 10 <sup>4</sup>		<sup>210</sup> Pb	M	3	4		<sup>241</sup> Pu	M	1 x 10 <sup>1</sup>	1 x 10 <sup>1</sup>
	S	1 x 10 <sup>4</sup>	1 x 10 <sup>4</sup>			F	9	8	S		5 x 10 <sup>1</sup>	1 x 10 <sup>2</sup>	
<sup>89</sup> Sr	F	8 x 10 <sup>3</sup>	6 x 10 <sup>3</sup>		<sup>226</sup> Ra	M	3	4		<sup>241</sup> Am	M	2 x 10 <sup>-1</sup>	3 x 10 <sup>-1</sup>
	S	1 x 10 <sup>3</sup>	1 x 10 <sup>3</sup>			<sup>228</sup> Ra	M	3	5			<sup>242</sup> Cm	M
<sup>90</sup> Sr	F	3 x 10 <sup>2</sup>	3 x 10 <sup>2</sup>		<sup>228</sup> Th		M	3 x 10 <sup>-1</sup>	4 x 10 <sup>-1</sup>		<sup>244</sup> Cm		M
	S	6 x 10 <sup>1</sup>	1 x 10 <sup>2</sup>			S	2 x 10 <sup>-1</sup>	3 x 10 <sup>-1</sup>					
<sup>95</sup> Zr	F	3 x 10 <sup>3</sup>	3 x 10 <sup>3</sup>		<sup>232</sup> Th	M	2 x 10 <sup>-1</sup>	3 x 10 <sup>-1</sup>					
	M	2 x 10 <sup>3</sup>	2 x 10 <sup>3</sup>			S	4 x 10 <sup>-1</sup>	7 x 10 <sup>-1</sup>					
<sup>95</sup> Nb	S	2 x 10 <sup>3</sup>	2 x 10 <sup>3</sup>		<sup>234</sup> U	F	2 x 10 <sup>1</sup>	1 x 10 <sup>1</sup>					
	M	6 x 10 <sup>3</sup>	6 x 10 <sup>3</sup>			M	3	4					
	S	5 x 10 <sup>3</sup>	6 x 10 <sup>3</sup>			S	1	1					

(a) ... Typy absorpce v plicích - viz definice.

(b) ... DAC neuvažuje absorpci kůží.

# Metody monitorování vnitřní kontaminace

## Požadavek na citlivost metod

Minimální detekovatelné aktivity (MDA) použitých metod musí být menší než odvozené záznamové úrovně a několikanásobně menší než odvozené vyšetřovací úrovně. Minimální detekovatelná aktivita  $A_{DL}$  je obecně dána vzorcem

$$A_{DL} = \frac{k^2}{\varepsilon \cdot t} + A_{DT} \quad (23)$$

kde  $t$  je doba měření,

$\varepsilon$  je účinnost detekce,

$A_{DT}$  je minimální významná aktivita,

$k$  je kvantil normálního rozdělení,

při čemž minimální významná aktivita je definována vztahem

$$A_{DT} = \frac{2k \sqrt{N_B}}{\varepsilon \cdot t}, \quad (23a)$$

kde  $N_B$  je počet impulsů v pozadí, naměřený za dobu  $t$ .

Pro stejné riziko falešné pozitivní a falešně negativní chyby 5 % ( $\alpha = \beta$ ) je  $k = k_\alpha = k_\beta = 1,645$  (pro interval spolehlivosti 95 %) a vzorec pak má tvar

$$A_{DL} = \frac{2,71 + 4,64 \sqrt{N_B}}{\varepsilon \cdot t} \quad (24)$$



V některých amerických normách se pak tento vzorec vyjadřuje jako

$$A_{DL} = \frac{3 + 4,65 \sqrt{N_B}}{\varepsilon \cdot t} \quad (25)$$

při čemž použití  $k^2 = 3$  místo  $k^2 = 2,71$  plyne z výpočtu minimálního významného počtu impulsů pro pozadí blíží se k nule.

Pro spektrometrii lze minimální detekovatelnou aktivitu vyjádřit vzorcem

$$A_{DL} = \frac{k^2 + 2k \cdot \left[ \frac{p}{2m} \cdot \left( \frac{p}{2m} + 1 \right) \cdot \left( \sum_{i=1}^m B_i + \sum_{j=1}^m B_j \right) + \frac{P}{t_p} t + \frac{s_p^2}{t_p^2} t^2 \right]^{\frac{1}{2}}}{\varepsilon \cdot \gamma \cdot t} \quad (26)$$

kde  $t$  je doba měření,

$\varepsilon$  - detekční účinnost v píku,

$\gamma$  - zastoupení linie gama,

$p$  - počet kanálů, použitých pro výpočet plochy píku,

$m$  - počet kanálů na každé straně píku, použitý pro výpočet pozadí pod píkem,

$P$  - počet impulsů v interferujícím píku,

$s_p$  - standardní odchylka  $P$ ,

$B_i, B_j$  - počet impulsů v  $i$ -tém kanálu nalevo a v  $j$ -tém kanálu na napravo od píku použitý k výpočtu pozadí pod píkem,

$t_p$  - doba měření pozadí.

Při předem daném detekčním zařízení lze MDA snižovat volbou doby měření  $t$ ; toto snížení je úměrné  $t^{-1/2}$ . Při měření osob *in vivo* je ovšem požadavek na pokud možno krátkou dobu měření, která by neobtěžovala měřenou osobu, a která neznamená významnou ztrátu pracovní doby. V případě měření aktivit radionuklidů v biologických vzorcích a vzorcích z pracovního prostředí lze MDA, kromě volby doby měření, snižovat úpravou vzorku před měřením (koncentrace, separace).

Při celotělovém měření i při stanovení aktivit v biologických vzorcích je možný případ interferujícího píku z vnitřní kontaminace v předcházejících monitorovacích obdobích.

Minimální detekovatelná aktivita se pak pochopitelně zvýší; i při výpočtech nejistot je třeba tuto residuální aktivitu brát v úvahu.

## **Přímé metody**

Přímými metodami se rozumí stanovení aktivity radionuklidu měřením in vivo celého těla nebo orgánu či tkáně celotělovým počítačem nebo obdobným zařízením (např. zařízení pro stanovení obsahu radioizotopů jódu ve štítné žláze).

### **Celotělové počítače**

Celotělové počítače jsou většinou spektrometry záření gama se scintilačními nebo polovodičovými detektory, jimiž se měří záření gama nebo charakteristické záření X, které emitují radionuklidy v těle přítomné. Většinou se detektory umísťují do stínící kobky, která snižuje pozadí, způsobené přítomností přírodních radionuklidů v obklopujících stavebních materiálech, kosmickým zářením i eventuelní přítomností radionuklidů na jiných pracovních místech. Stínění je důležité vždy, když se jedná o měření nízkých aktivit, o což ve většině případů vnitřní kontaminace jde. Snížením pozadí při měření se snižuje i minimální detekovatelná aktivita dosažitelná v určitém čase, lze tedy pro dosažení stejné MDA použít kratších dob měření. Rozšířené jsou i celotělové počítače, mající jen částečné stínění (shadow – shield). Používají se zejména jako mobilní celotělové počítače, které mají využití nejen pro havarijní případy, ale i pro rutinní monitorování v případech, že jde o velké vzdálenosti a monitorování tímto způsobem přijde levněji než budování celotělového počítače na místě.

### **Měření aktivity radioizotopů jódu ve štítné žláze**

V některých případech je postačující měřit aktivitu jen v některých orgánech či tkáních. Nejrozšířenější je monitorování radioizotopů jódu ( $^{131}\text{I}$ ,  $^{125}\text{I}$ ) ve štítné žláze zejména při výrobě těchto radionuklidů a jejich aplikací v lékařství. Vhodným geometrickým uspořádáním pro kontrolu aktivity radioizotopů jódu ve štítné žláze je jednoduché zařízení

s malým v kolimátoru umístěným scintilačním detektorem v malé vzdálenosti od krku měřené osoby. Otvor kolimátoru musí být tak velký, aby celá štítná žláza byla v zorném poli kolimátoru. Volbou malé vzdálenosti se dosahuje maximální citlivosti měření na úkor přesnosti a správnosti měření. V praxi lze pak při měření zvolit metodu postupného zpřesňování výsledků, kdy při překročení předem zvolené úrovně aktivity se tento údaj zpřesňuje měřením ve větší vzdálenosti.

Pro zpracování impulsů pak lze použít jednoduchého jedno nebo vícekanálového amplitudového analyzátoru. Volba analyzátoru závisí na tom, s kolika radionuklidy se na daném pracovišti pracuje.

### **Srovnání polovodičových a scintilačních detektorů pro měření in vivo**

Volba stínění i detektorů závisí samozřejmě na zamýšleném způsobu použití. Pro pracoviště, kde lze očekávat jako zdroj vnitřní kontaminace složitou směs radionuklidů, jsou jednoznačně výhodnější polovodičové detektory z vysoce čistého germania (HPGe), protože jejich energetickérozlišení je asi 50 krát lepší než NaI(Tl) detektorů. Jde-li o možnou kontaminaci jedním či několika málo předem známými radionuklidy, může být výhodnější použití scintilačních detektorů, které jsou levnější a zejména je levnější jejich provoz. Technologie výroby scintilačních detektorů NaI(Tl) umožňuje výrobu krystalů v mnohem větších objemech než je tomu u detektorů polovodičových, snáze se tedy dosáhne vyšší geometrické účinnosti a tedy i vysoké citlivosti.

### **Kalibrace celotělových počítačů s fantomy lidského těla**

Důležitou stránkou při měření aktivity radionuklidu v těle in vivo je správná kalibrace celotělového počítače. Celotělový počítač by měl umožňovat stanovení aktivity radionuklidu pokud možno nezávisle na jeho distribuci v těle, čehož se dosáhne optimální konfigurací detekčního systému a měřeného objektu. Ke kalibraci celotělových počítačů slouží různé fantomy lidského těla a to jak fyzikální, do nichž se radionuklidy vkládají nebo se naplňují roztoky radionuklidů, tak fantomy matematické, které slouží zejména k výpočtu závislosti účinnosti na různé stavbě těla i k odhadu vlivu distribuce radionuklidu v těle na účinnost.

Výsledky, získané s matematickými fantomy, musí být vždy v nějakém modelovém případě porovnány s případem reálným.

Odhad aktivit radionuklidů v těle je celkem jednoduchý pro radionuklidy emitující záření gama vyšší než asi 200 keV. Pro nižší energie, zejména pokud jde o radionuklidy nacházející se zejména v kostní tkáni, je třeba používat již fantomů realističtějších (antropomorfních). Detekce nízkoenergetického záření gama vyžaduje obvykle i speciální detektory. K celotělovému (nebo orgánovému) měření se používá tzv. phoswichů nebo speciálních polovodičových detektorů o menší tloušťce.

Značná pozornost, která se věnuje problému stanovení obsahu nízkoenergetických radionuklidů v těle je zapříčiněna tím, že se jedná z hlediska ozáření o velmi důležité radionuklidy, zejména transurany  $^{241}\text{Am}$  a  $^{239}\text{Pu}$ , které emitují záření alfa. Jejich distribuce v těle je velmi složitá a jsou významné zejména z hlediska ozáření kostních povrchů. Z hlediska úvazku efektivní dávky jsou významné tím, že jejich aktivity, vyjádřené jako roční limit příjmu, jsou relativně nízké a zejména pro  $^{239}\text{Pu}$  citlivost detekčních systémů pro měření *in vivo* není dostatečná.

### **Postup při stanovení aktivity v těle nebo orgánu na základě přímého měření**

Aktivita radionuklidu  $A_i$  v těle nebo orgánu se stanoví na základě vztahu

$$A_i = \frac{N_i}{t \cdot F_\gamma \cdot \varepsilon} \quad (27)$$

kde  $N_i$  je naměřený počet impulsů v píku  $i$ -tého radionuklidu,

$t$  je doba měření,

$F_\gamma$  je zastoupení příslušné linie  $\gamma$ ,

$\varepsilon$  je účinnost měření, získaná z kalibrace s fantomem lidského těla nebo orgánu.

## **Měření aktivity radionuklidu v ranách**

Jestliže je porušen povrch kůže vpichem, řezem či abrazí, kontaminanty mohou penetrovat přes subkutánní vrstvy do tělesných tekutin. Podle toho, o jaký radionuklid a jakou aktivitu se jedná, je třeba rozhodnout o případné lékařské intervenci a o druhu speciálního monitorování. Aktivita přímo v ranách se obvykle měří malou scintilační sondou. Při stanovení aktivity je třeba provést opravy na zeslabení v tkáni. Pokud má radionuklid více nízkoenergetických linií, lze využít různého zeslabení k odhadu hloubky uložení. Pokud je kontaminant z rány vyjmut, je třeba měřit veškerý odstraněný materiál a zůstatek v ráně, aby byla zjištěna celková bilance. Rovněž je třeba sbírat veškerá exkreta, protože radionuklid se již mohl dostat do krevního oběhu a vylučovat se. Při vyhodnocování dávky je třeba vzít v úvahu veškeré zákroky, které byly učiněny pro odstranění radionuklidu z těla.

## **Nepřímé metody**

Nepřímé metody jsou metody, které vedou k odhadu úvazku efektivní (ekvivalentní) dávky obvykle prostřednictvím měření exkret nebo jen z měření pracovního prostředí či ze znalostí hmotnostních aktivit radionuklidů v potravinovém řetězci. Tyto metody se používají jednak v případě radionuklidů, které nelze měřit přímými metodami, dále při monitorování speciálním nebo havarijním, kdy je třeba získat více informací o chování radionuklidu v těle a konečně tehdy, když není k dispozici celotělový počítač.

## **Biologické vzorky**

Předem je třeba zdůraznit, že biologické vzorky je nutno považovat za infekční materiál a dodržovat všechna pravidla pro zacházení s tímto materiálem.

### *Moč*

Moč obsahuje látky filtrované ledvinami z krve, tj. látky rozpustné ve vodě a převážně vodu. Objem moči vyloučené za 24 hodin se u různých osob výrazně liší. ICRP 23 udává jako hrubý odhad denní objem moči 1,4 l. Protože exkrece většiny látek močí v průběhu dne

výrazně kolísá, je třeba pro analýzu sbírat moč pokud možno po dobu 24 hodin. V případě odběru neznámé části celodenní moči lze použít k opravě exkrece na vylučování za 24 hodin stanovení kreatininu a z tabelovaných hodnot pak opravit na celodenní vylučování.

Pro rutinní monitorování vnitřní kontaminace tritiem obvykle stačí vzorek 1 ml moči, jelikož se předpokládá, že distribuce v tělesných tekutinách je stejná jako ve vyloučené moči..

### *Stolice*

Doba průchodu látek zažívacím traktem je přibližně dva dny. V důsledku variací doby průchodu zažívacím traktem, hmotnosti a složení stolice, je zpravidla nutné sbírat stolici po dobu 3-4 dnů. Zejména v případě nehod je třeba znát výsledky stanovení aktivity rychle, proto je třeba počítat s měřením v nativním stavu a příslušná laboratoř musí být na tyto případy připravena. Pro měření vzorků v nativním stavu lze využít buď nádob, do nichž byla stolice sbírána a aktivitu pak odhadnout použitím kalibrace pro přibližně stejnou měřicí geometrii nebo vzorek umístit do válcové nádoby (masťovky), pro niž má pracoviště kalibraci připravenou. Nevhodná pro tento účel je tzv. Marinelliho nádoba, protože ta vyžaduje vzorek homogenně distribuovaný v celém objemu.

### *Vydechovaný vzduch*

Analýza vydechovaného vzduchu je užitečná v těch případech, nastala-li vnitřní kontaminace látkami, které metabolizují na plyny nebo těkavé látky, nebo je-li dceřiným produktem kontaminantu plyn.

Vydechovaný vzduch lze použít při odhadu příjmu organických látek značených  $^{14}\text{C}$  nebo  $^3\text{H}$ . Citlivou metodou pro stanovení obsahu  $^{226}\text{Ra}$  nebo  $^{232}\text{Th}$  v těle je měření radonu nebo thoronu ve vydechovaném vzduchu. Tato měření se však zpravidla používají jako doplněk ostatních metod stanovení příjmu.

Při odběru vzorků vydechovaného vzduchu dýchá kontaminovaná osoba až 30 minut do odběrového zařízení. Doba závisí na požadovaném objemu vzorku, který má být analyzován..

### *Ostatní biologické vzorky*

V některých případech jsou analyzovány i jiné vzorky, tj. výtěry z nosu, nosní exkret, sliny, vlasy, nehty a tkáň z otevřených ran. Tyto vzorky se obvykle používají buď jen k rozhodnutí, zda vůbec k vnitřní kontaminaci došlo a ke stanovení složení kontaminantu.

## **Vzorky z pracovního prostředí**

Jedná se zpravidla o aerosolové filtry odebírané z pracovního prostředí, filtry z osobních monitorů, stěry s povrchů na pracovišti.

### **Odběr a doprava vzorků**

Vzorky se zpravidla analyzují ve specializovaných laboratořích, do nichž je třeba vzorky z pracovišť dopravit. Pro předávání musí být vzorky vybaveny průvodkou, v níž, kromě jednoznačného označení, musí být uvedena doba odběru, způsob, jakým byly předběžně upraveny a informace o možných přítomných radionuklidech.

#### *Moč*

Kontaminovaným osobám je třeba dát čisté odběrové nádoby s těsnícími uzávěry. Aby se zamezilo sorpci na stěnách nádoby, je nutné vzorek stabilizovat přidávkem konzervačního činidla, chlazením nebo obojím. Výběr materiálu odběrových nádob a konzervačního činidla závisí na kontaminantu. S výjimkou  $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$  a jódu se používají plastové lahve. Vzorky na stanovení aktivity  $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$  a jódu je nutné uchovávat ve skleněných nádobách.

#### *Stolice*

Stolice se obvykle sbírá do polyetylenových pytlů, které se následně vloží do nádob s těsnícími víky nebo do sběrných nádob vyložených polyethylenovou fólií. Vzorky se konzervují zmražením. Lze je analyzovat ihned nebo až po zmražení. Manipulace se zmraženými vzorky je jednodušší než s čerstvými.

#### *Aerosolové filtry*

K odběru vzorků z pracovního prostředí se používají odběrová zařízení, která prosávají vzduch přes aerosolový filtr. Používají se filtry z organické nebo skleněné textilie. Tato zařízení však pro odhad příjmu radionuklidů nejsou příliš vhodná, protože neodebírají vzduch z dýchací zóny pracovníka; vhodnější jsou osobní monitorovací zařízení (PAS), které pracovník nosí při sobě.

### Stěry z povrchů

Stěry odebírané z povrchů na pracovišti mají indikační hodnotu. Pokud je to možné, stírají se odstranitelné radionuklidy z definované plochy na pracovišti. Zpracování vzorků závisí na použitém materiálu a na cíli stanovení (celková aktivita nebo chemická forma kontaminantu).

### Analýza vzorků

#### Základní pojmy

V tabulce 3 jsou uvedeny principy běžných radiometrických i neradiometrických metod používaných při stanovení radionuklidů v biologických materiálech i ve vzorcích z pracovního prostředí.

Tab. 3. Analýza biologických materiálů.

Metody	Záření	Vzorek	Požadavky	Detekční metody	Příklady
Radiometrické	$\alpha$	Moč	Izolace z matrice Chemická separace prvků	$\alpha$ LSC Spektrometrie $\alpha$	Am, Cm, Th, Pu
		Stolice			
		Dech	Nejsou		
	$\beta$	Moč	Nejsou nebo koncentrace Chemická separace prvků	LSC Průtokové detektory $\alpha/\beta$	$^3\text{H}$ , $^{14}\text{C}$
		Stolice	Chemická separace prvků		$^{89}\text{Sr}$ , $^{228}\text{Ra}$ , $^{90}\text{Sr}$ , $^{210}\text{Pb}$
		Dech	Nejsou		$^3\text{H}$
	$\gamma$	Moč stolice	<sup>a</sup>	Nejsou nebo koncentrace	$\gamma$ Spektrometrie $\gamma$
Jiné než radiometrické		Moč stolice	<sup>a</sup>	Nejsou nebo chemická separace prvků	U, Th



## Používané analytické techniky

### *Úprava vzorku a předběžná koncentrace*

Při stanovení aktivit zářičů gama je možné vzorky měřit v nativním stavu, pro zvýšení citlivosti se používá jednoduché koncentrace (odpařování, sušení). Při zpracování stolic je vhodné vzorky před měřením mineralizovat, pokud to ovšem fyzikální a chemické vlastnosti analytu dovolují.

U zářičů alfa a beta je obvykle nutná separace příslušného prvku. Ke stanovení výtěžku separace lze při radiochemických analýzách využít kromě běžných vnitřních standardů také izotopových monitorů výtěžků, které lze měřit zároveň s analytem spektrometricky. Pro některá stanovení beta zářičů se používají izotopové nebo homologové zářiče gama ( $^{85}\text{Sr}$  při stanovení  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{133}\text{Ba}$  při stanovení  $^{228}\text{Ra}$ ), pro stanovení alfa zářičů  $^{243}\text{Am}$  při stanovení aktivity  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{236}\text{Pu}$  nebo  $^{242}\text{Pu}$  při stanovení  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{233}\text{U}$  nebo  $^{232}\text{U}$  pro stanovení  $^{238}\text{U}$ ,  $^{234}\text{U}$  a  $^{235}\text{U}$ . Pro stanovení výtěžku chemické separace jsou k dispozici i jiné chemické a fyzikální metody (gravimetrie, chelatometrie, AAS aj.). Monitory výtěžku se přidávají do vzorku co nejdříve - před rozpouštěním nebo loužením vzorku nebo mineralizací na mokré cestě.

### *Mineralizace*

Účelem mineralizace je převedení vzorku na jeho anorganické složky. Mineralizace se neprovádí tam, kde jde o analýzu organických sloučenin, nebo kde je analyt těkavý nebo vytváří těkavé formy v oxidačním prostředí.

Mineralizace sleduje dva cíle:

1. uvolnění analytu z vazeb, tj. jeho získání v iontové formě,
2. zajištění izotopové výměny izotopového monitoru výtěžku s analytem.

Nejčastěji používané metody jsou pálení při stanovené teplotě nebo mineralizace na mokré cestě silnými oxidačními činidly v kyselém prostředí, případně jejich kombinace. V některých případech je nutný i rozklad křemičitanů kyselinou fluorovodíkovou. Pro mineralizaci na mokré cestě se stále více využívá mikrovlnného rozkladu, který výrazně urychluje proces mineralizace.

Na obr. 3 a 4 jsou uvedeny příklady některých postupů mineralizace a v tab. 4 některá rizika s mineralizací spojená.

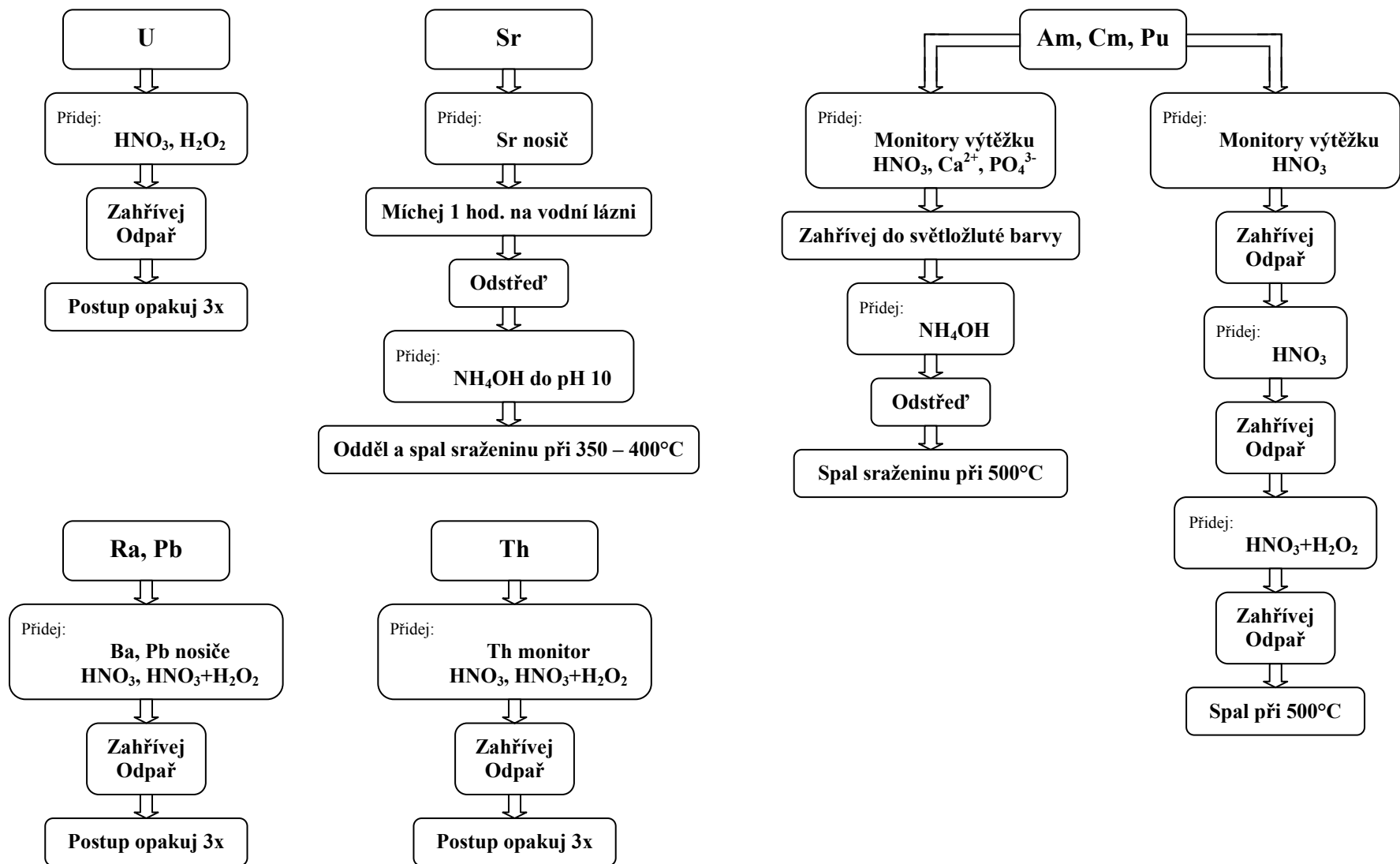
**Tab. 4.** Záludnosti při přípravě vzorků.

Proces	Potíž	Příčina	Pomoc (opatření předem)	Příklady
Pálení	Vzplanutí	Vysoký obsah P v organické fázi	Moč: Částečná mineralisace HNO <sub>3</sub>	
			Stolice: Opatrné sušení, postupné zvyšování teploty	
	Ztráty	Těkavý analyt	Správně zvolená teplota	Cs, Pb, Po
		Tvorba nerozpustných forem	Správně zvolená teplota	Pu
Mineralisace na mokré cestě	Pěnění	Organické látky v moči	Přídavek dvou kapek 1-octanolu	
Předběžné srážení fosforečnanů	Ztráty	Přítomnost komplexotvorných látek	Částečná mineralisace HNO <sub>3</sub>	Am, Cm, Pu

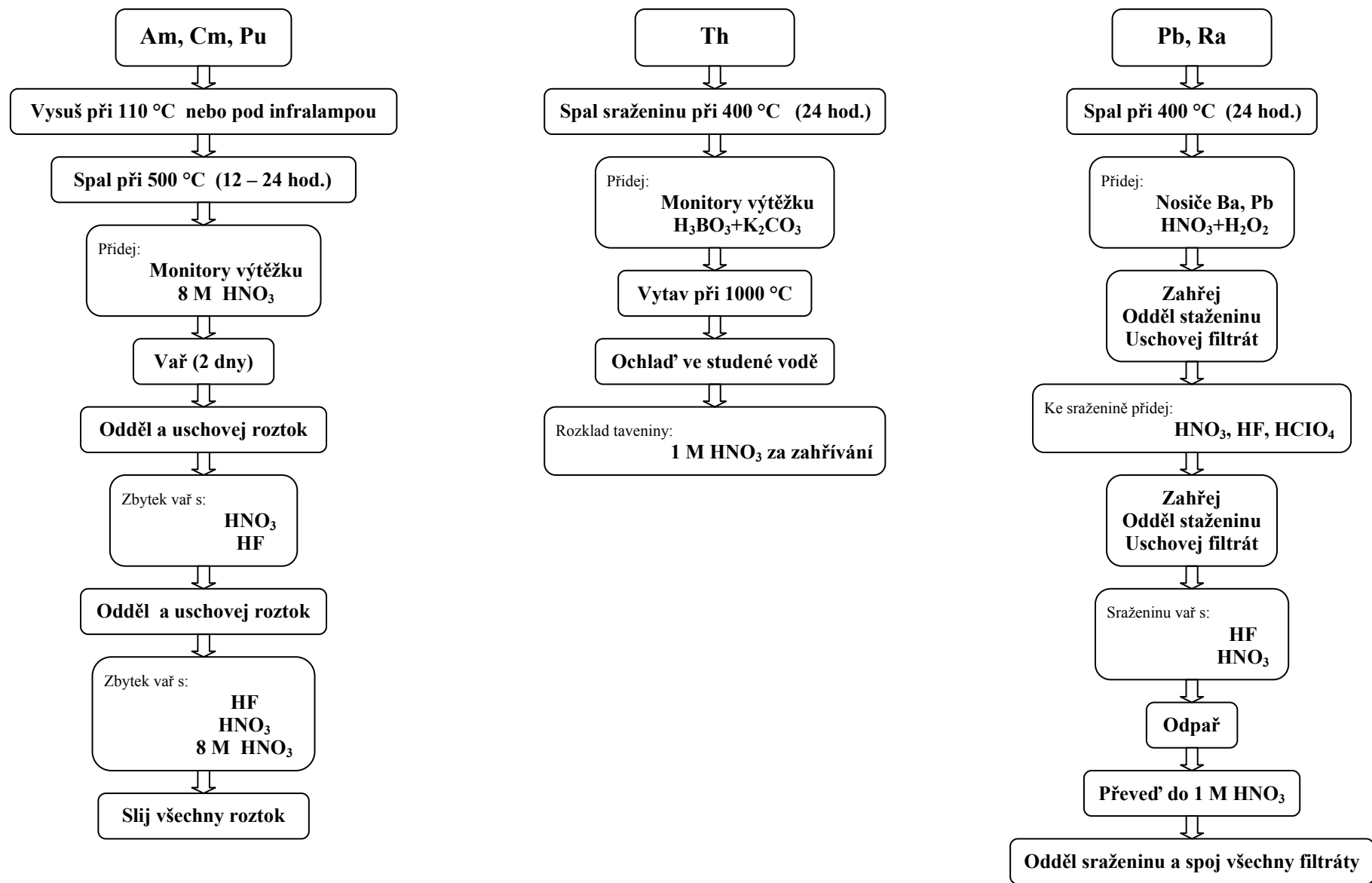
#### *Předběžná koncentrace analytu*

Cílem předběžné koncentrace analytu je odstranění většiny balastních látek obsažených v matrici. Volba metody předběžné koncentrace závisí na analytu, matrici a množství zpracovávaného vzorku; zpravidla se provádí srážením s nosičem. Nosič může být přítomný ve vzorku, jindy se přidává. Příkladem nosiče v biologických vzorcích je vápník, přítomný v moči i ve stolici. Bere-li se do práce pouze alikvotní podíl exkret, je třeba vždy uvážit, je-li množství vápníku ve zpracovávaném vzorku dostatečné.

Při zpracování fyzikálních vzorků (prach, stěry) se často používá spolusrážení s voluminózní sraženinou, nejčastěji Fe(OH)<sub>3</sub>, a to jak k záchytu analytu, tak někdy i k odstranění rušivých radionuklidů.



**Obr. 3.** Příklady postupů při mineralizaci moči při stanovení některých radionuklidů.



**Obr. 4.** Příklady postupů při mineralizaci stolice pro stanovení některých radionuklidů.

## Separace radionuklidů

Cílem separace je získání čistého prvku ve formě vhodné pro přípravu vzorku na měření. Mineralizát nebo sraženina z předběžné koncentrace jsou rozpuštěny a z roztoku jsou separovány požadované prvky.

Obvyklé metody jsou:

- chromatografie na měničích iontů,
- kapalinová extrakce,
- spolusrážení.

Analýza většinou spočívá ve sledu několika separačních kroků. Důležitou úlohu zde často hraje i změna mocenství analytu nebo balastních látek umožňující jejich vzájemné dělení. Volba vhodné separační metody závisí na mnoha faktorech, např. na dostupnosti materiálu a zařízení, rychlosti, dosahovaných výtěžcích, množství a druhu odpadů a konečně i na zkušenosti a osobní volbě analytika.

*Charakteristiky obvyklých separačních technik:*

### Chromatografie na měničích iontů

Iontoměničová chromatografie na kolonách vhodného rozměru umožňuje separaci prvků pomocí použití vhodných promývacích a elučních činidel a změnou mocenství prvků.

### Kapalinová extrakce

Při kapalinové extrakci se využívá tvorby chelátů nebo iontových asociátů s vhodnými činidly rozpuštěnými v organické fázi a přechodu analytu do organické fáze.

Výhody chromatografie a kapalinové extrakce spojuje extrakční chromatografie, při které je extrakční činidlo zakotveno na inertním nosiči. Jednotlivé analyty a rušící prvky lze oddělovat selektivní elucí podobně jako při chromatografii na měničích iontů.

### Spolurážení

Radionuklidy, případně i jejich stabilní izotopy, jsou často v matrici přítomny v množstvích, která nedovolují překročení součinu rozpustnosti. Proto se k separaci používá

spolusrážení s izotopním, izomorfním nebo neizotopním a neizomorfním nosičem, podobně jako při předběžné koncentraci srážením.

Podobně jako materiály pro extrakční chromatografii, jsou nyní dostupné i selektivní sorbenty, obsahující srážedla zakotvená na inertním nosiči, které umožňují chromatografické dělení.

Byly vyvinuty i moderní postupy založené např. na hmotové spektroskopii, využití urychlovačů, iontové chromatografii aj.

### **Příprava vzorků na měření**

Požadavky na přípravu vzorků pro měření závisí primárně na typu emise a metodách měření.

Měření alfa vyžadují dokonalou separaci analytu od rušivých prvků i ostatních zářičů alfa. Při měření spektrometrií alfa je nutné připravit prakticky „nehmotné“ vzorky, aby nedocházelo k absorpci částic alfa ve vzorku samotném (samoabsorpci) a tím ke zhoršení rozlišení. Pro přípravu vzorků na spektrometrii alfa se používají převážně následující metody:

- a) elektrodepozice,
- b) spolusrážení aktinidů s mikrogramovými množstvími fluoridů prvků vzácných zemin,
- c) extrakce do organického filmu naneseného na disk z nerezové oceli,
- d) odpařování extrahovaného analytu na nerezový disk.

Vzorky na měření beta emise okénkovými počítači lze připravit prostým odpařením. Výhodnější je ale vysrážení nerozpustné sraženiny a filtrace. Takto získané vzorky mají homogenní vrstvu se snadno reprodukovatelnou samoabsorpcí.

Měření s kapalnými scintilátory se v poslední době neomezuje pouze na měření nízkoenergetické emise  $\beta$ , ale ve značné míře se využívá i k měření zářičů alfa díky rozšíření přístrojů s diskriminací  $\alpha/\beta$ . Vzorky pro měření s kapalnými scintilátory se připravují důkladným rozptýlením nebo rozpuštěním sloučeniny obsahující radionuklid ve scintilační směsi. Při přípravě vzorků je třeba minimalizovat chemické i barevné zhášení. Chemiluminiscence se potlačuje zchlazením vzorků před měřením. Moderní přístroje mají vlastní chlazení vzorků.

Spektrometrie gama většinou nevyžaduje předběžnou úpravu vzorků, kromě úpravy na předepsanou geometrii. Pro zvýšení citlivosti se u vzorků s nízkými aktivitami používají koncentrační metodiky, např. odpaření nebo spálení.

Z neradiometrických metod používaných ke stanovení v biologických materiálech je nejrozšířenější spektrofotometrie U a Th a hmotová spektrometrie, zejména hmotová spektrometrie s indukčně vázaným plazmatem (ICP-MS).

## **Monitorování pracoviště (§ 76 Vyhlášky 307/2002 o radiační ochraně)**

(1) Monitorování pracoviště se uskutečňuje sledováním, měřením, hodnocením a zaznamenáváním veličin a parametrů charakterizujících pole ionizujícího záření a výskyt radionuklidů na pracovišti, zejména příkonů dávkového ekvivalentu na pracovišti, objemových aktivit v ovzduší pracoviště a plošných aktivit na pracovišti. Zavádí se na všech pracovištích I. až IV. kategorie kromě pracovišť I. kategorie, kde se používají výhradně drobné zdroje ionizujícího záření.

(2) Při zahájení prací a při změnách v pracovních postupech nebo při změnách způsobu radiační ochrany se ověřuje účinnost radiační ochrany před zevním i vnitřním ozářením podrobným měřením příkonu dávkového ekvivalentu, objemových aktivit a dalších veličin u zdrojů ionizujícího záření, míst práce s nimi a v místech možného pobytu pracovníků.

(3) Monitorování povrchového znečištění radionuklidů se volí na pracovištích s otevřenými zářiči tak, aby umožnilo signalizovat provozní odchylky od běžného provozu nedostatečnou funkcí nebo selhání bariér bránících rozptylu radioaktivních látek. Při trvale vysoké povrchové kontaminaci se zavádí monitorování objemových aktivit v ovzduší a pravidelné osobní monitorování příjmu radionuklidů.

(4) Pravidelné monitorování ovzduší soustavným měřením objemových aktivit radionuklidů v ovzduší se vždy zavádí na pracovních místech, kde se pracuje s otevřenými radionuklidovými zářiči a na pracovištích IV. kategorie.

Pro odhad dávek z obsahu radionuklidů v ovzduší se uvažuje, že pracovník se zdrojem při práci trvající 2000 hodin vdechne 2000 m<sup>3</sup> vzduchu a požije 1 m<sup>3</sup> vody. Pro ostatní osoby se uvažuje, že množství vdechovaného vzduchu v jednom roce je pro děti do 1 roku 1000 m<sup>3</sup>,

od 1 do 2 let 2000 m<sup>3</sup>, ve věku od 2 do 7 let 4000 m<sup>3</sup>, ve věku od 7 do 12 let 6000 m<sup>3</sup>, ve věku od 12 do 17 let 8000 m<sup>3</sup>, pro dospělé osoby 8500 m<sup>3</sup>, pro požití vody ostatními osobami se počítá, že dospělý muž za rok požije 1 m<sup>3</sup> vody, žena a dítě starší 10 let 0,7 m<sup>3</sup>.

## Specifika monitorování jednotlivých radionuklidů

Aktivační a štěpné radionuklidy s energiemi gama většími než 200 keV, směs radionuklidů (příklad <sup>137</sup>Cs, <sup>60</sup>Co), které se obvykle vyskytují v jaderných zařízeních. Některé základní informace o těchto radionuklidech jsou v tabulce 5. Tyto radionuklidy lze měřit in vivo celotělovým počítačem s polovodičovým HPGe nebo scintilačním NaI (Tl) detektorem. Pokud může být kontaminantem neznámá směs radionuklidů, preferuje se polovodičový detektor, jehož energetické rozlišení je 20 až 50 krát lepší než scintilačního NaI (Tl) detektoru. V případech, kdy je třeba sledovat vylučovanou aktivitu, obvykle se vystačí se spektrometrií gama a měřením vzorků v nativním stavu.

*Příklad:*

### *Speciální monitorování <sup>137</sup>Cs in vivo*

Na pracovišti došlo v důsledku destrukce uzavřeného záříče k jednorázové vnitřní kontaminaci pracovníka inhalací <sup>137</sup>Cs. Osoba byla na celotělovém počítači měřena v sedící poloze HPGe detektorem s relativní účinností 55 %.

Počet dní po příjmu radionuklidu ...T [dny]	1
Doba měření ...t [s]	1200
Zastoupení linie 661,66 keV ...F <sub>γ</sub>	0,8521
Absolutní účinnost ve fotopíku ...ε	2,6.10 <sup>-4</sup>
Retenční funkce... m(t)	6.10 <sup>-1</sup>
Dávkový faktor...h <sub>inh</sub> [Sv.Bq <sup>-1</sup> ]	6,7.10 <sup>-9</sup>
Počet impulsů v pozadí ...N <sub>p</sub>	13
Počet naměřených impulsů ...N'	47190



Pro výpočet aktivity uijeme vztah (27)

$$A = \frac{47190 - 13}{1200 \cdot 0,8521 \cdot 2,6 \cdot 10^{-4}} = \underline{\underline{177000 \text{ Bq}}}$$

Příjem stanovíme z (8) za předpokladu, že vdechnutý aerosol měl AMAD = 5 $\mu$ m

$$I = \frac{177000}{6 \cdot 10^{-1}} = \underline{\underline{295000 \text{ Bq}}}$$

Úvazek efektivní dávky je dán (17)

$$E(50) = 295000 \cdot 6,7 \cdot 10^{-9} = \underline{\underline{1,98 \text{ mSv}}}$$

## Izotopy jódu

Charakteristiky  $^{131}\text{I}$ ,  $^{125}\text{I}$  a  $^{123}\text{I}$  jsou rovněž uvedeny v tab. 5a. Radioizotopy jódu, které se vyskytují ve štěpné směsi ( $^{131}\text{I}$ ,  $^{133}\text{I}$ ,  $^{135}\text{I}$ ,  $^{132}\text{I}$ ,  $^{129}\text{I}$ ), jsou všechny, kromě  $^{129}\text{I}$ , měřitelné na celotělovém počítací. Vzhledem k poločasů přeměny však přichází většinou v úvahu pouze  $^{131}\text{I}$ . Z hlediska použití aplikací v medicíně jsou pak důležité radioizotopy  $^{131}\text{I}$  a  $^{125}\text{I}$ . Zhruba jedna třetina jódu, který se dostane do těla a to jak inhalací, tak ingescí, se dostává do štítné žlázy, z níž se vylučuje s biologickým poločasem 80 dní. Proto je pro rutinní monitorování vhodné použití takového detektoru, který detekuje pouze radionuklid ve štítné žláze. Obvykle se používá obdobné zařízení jako v nukleární medicíně (kolimovaný NaI(Tl) detektor), jen s tím rozdílem, že pro monitorování je detektor blíže krku člověka, aby bylo dosaženo co největší citlivosti na úkor přesnosti. Vysoká citlivost je důležitá z hlediska doby měření. Stejného zařízení lze použít i pro detekci  $^{125}\text{I}$ . Pokud je překročena předem daná odvozená úroveň pro aktivitu jódu ve štítné žláze, zpřesňuje se výsledek opakovaným měřením ve větší vzdálenosti.

*Příklad:*

*Pravidelné monitorování  $^{125}\text{I}$  ve štítné žláze*

Pracovník zabývající se přípravou sloučenin  $^{125}\text{I}$  byl měřen scintilačním NaI(Tl) detektorem pro monitorování aktivity jódu ve štítné žláze. Podle charakteru práce se předpokládá jednorázový příjem inhalací par.

Monitorovací interval T [dny]	30
Doba měření t [s]	600
Zastoupení 2 linií záření $\gamma$ a X( $F\gamma$ )	1,4724
Účinnost detekce ve fotopíku $\varepsilon$	0,00486
$m(T/2)$	$1,5 \cdot 10^{-1}$
$h_{\text{inh}} [\text{Sv} \cdot \text{Bq}^{-1}]$	$1,4 \cdot 10^{-8}$
Počet impulsů v pozadí $N_p$ (9-39)keV	499
Počet naměřených impulsů N (9-39)keV	4500

Pro výpočet aktivity  $^{131}\text{I}$  uijeme vztah (27)

$$A = \frac{4500 - 499}{600 \cdot 1,4724 \cdot 0,00486} = \underline{932 \text{ Bq}}$$

Příjem stanovíme z výrazu (8)

$$I = \frac{932}{1,5 \cdot 10^{-1}} = \underline{6213 \text{ Bq}}$$

Úvazek efektivní dávky je dán vztahem (17).

$$E(50) = 6213 \cdot 1,4 \cdot 10^{-8} = \underline{87 \mu\text{Sv}}$$

*Příklad:*

*Pravidelné monitorování  $^{131}\text{I}$  ve štítné žláze*

Příkladem jednorázové kontaminace inhalací par  $^{131}\text{I}$  je případ zdravotní sestry na pracovišti nukleární medicíny, která byla přítomna při terapeutických aplikacích  $^{131}\text{I}$  pacientům. Pro měření byl použit scintilační NaI(Tl) detektor (sestava pro monitorování aktivity jódu ve štítné žláze).

Monitorovací interval T [dny]	14
Doba měření t [s]	600
Zastoupení linie 364 keV F $\gamma$	0,812
Účinnost $\varepsilon$	0,0087
m(T/2)	$1,4 \cdot 10^{-1}$
$h_{inh}$ [Sv.Bq $^{-1}$ ]	$2 \cdot 10^{-8}$
Počet impulsů v pozadí N <sub>p</sub> (324-404)keV	521
Počet naměřených impulsů N (324-404)keV	2500

Pro výpočet aktivity použijeme (27).

$$A = \frac{2500 - 521}{600 \cdot 0,812 \cdot 0,0087} = \underline{\underline{467 \text{ Bq}}}$$

Příjem stanovíme z (8).

$$I = \frac{467}{1,4 \cdot 10^{-1}} = \underline{\underline{3336 \text{ Bq}}}$$

Úvazek efektivní dávky je dán (17).

$$E(50) = 3336 \cdot 2 \cdot 10^{-8} = \underline{\underline{66,7 \text{ } \mu\text{Sv}}}$$

Tab. 5a. Základní informace o vybraných radionuklidech.

Nuklid	$T_{1/2}$	E [keV]	Zastoupení [%]	Typ	Inhalační dávkový koeficient	Příjem odpovídající 1 mSv
					[mSv Bq <sup>-1</sup> ] <sup>(a)</sup>	[Bq]
<sup>22</sup> Na	2.602 r	511	179.8	F	$2.0 \times 10^{-6}$	$5.0 \times 10^5$
		1274.54	99.94			
<sup>51</sup> Cr	27.705 d	320.08	9.87	F	$3.0 \times 10^{-8}$	$3.3 \times 10^7$
				M	$3.4 \times 10^{-8}$	$2.9 \times 10^7$
				S	$3.6 \times 10^{-8}$	$2.8 \times 10^7$
<sup>54</sup> Mn	312.15 d	834.85	99.98	F	$1.1 \times 10^{-6}$	$9.1 \times 10^5$
				M	$1.2 \times 10^{-6}$	$8.3 \times 10^5$
<sup>59</sup> Fe	44.503 d	192.35	3.08	F	$3.0 \times 10^{-6}$	$3.3 \times 10^5$
		1099.25	56.5	M	$3.2 \times 10^{-6}$	$3.1 \times 10^5$
		1291.6	43.2			
<sup>57</sup> Co	271.83 d	122.06	85.6	M	$3.9 \times 10^{-7}$	$2.6 \times 10^6$
		136.47	10.68	S	$6.0 \times 10^{-7}$	$1.7 \times 10^6$
<sup>60</sup> Co	5.2712 r	1173.24	99.9	M	$7.1 \times 10^{-6}$	$1.4 \times 10^5$
		1332.5	99.98	S	$1.7 \times 10^{-5}$	$5.9 \times 10^4$
<sup>65</sup> Zn	243.94 d	1115.55	50.6	S	$2.8 \times 10^{-6}$	$3.6 \times 10^5$
<sup>123</sup> I	13.27 h	158.97	83.3	F	$1.1 \times 10^{-7}$	$9.1 \times 10^6$
<sup>125</sup> I	54.391 d	35.49	6.68	F	$7.3 \times 10^{-6}$	$1.4 \times 10^5$
<sup>131</sup> I	8.0207 d	364.49	81.7	F	$1.1 \times 10^{-5}$	$9.1 \times 10^4$
<sup>137</sup> I	30.13 r	661.66	85	F	$6.7 \times 10^{-6}$	$1.5 \times 10^5$
<sup>235</sup> U	$7.038 \times 10^8$ r	143.76	10.96	F	$6.0 \times 10^{-4}$	1700
		185.72	57.2	M	$1.8 \times 10^{-3}$	550
				S	$6.1 \times 10^{-3}$	160
<sup>238</sup> U*	$4.468 \times 10^9$ r	63.29	4.11	F	$5.8 \times 10^{-4}$	1720
		92.38	2.55	M	$1.6 \times 10^{-3}$	625
		92.8	2.52	S	$5.7 \times 10^{-3}$	175
<sup>238</sup> Pu	87.7 r	13.6	4.17	M	$3.0 \times 10^{-2}$	33
		17.06	5.17	S	$1.1 \times 10^{-2}$	91
		20.3	1.15			
<sup>239</sup> Pu	$2.411 \times 10^4$ r	13.6	1.649	M	$3.0 \times 10^{-2}$	33
		17.06	2.27	S	$1.1 \times 10^{-2}$	83
<sup>241</sup> Am	432.2 r	20.3	0.564			
		13.93	13.2	M	$2.7 \times 10^{-2}$	37
		17.61	18.61			
		59.54	35.9			

<sup>(a)</sup> ... AMAD 5mm (IAEA, 1996b, 1999a; ICRP, 1997a)

\* ... U<sup>238</sup>U jsou uvedeny linie jeho rozpadového produktu.

Tab. 5b. Základní informace o vybraných radionuklidech.

Nuklid	T <sub>1/2</sub>	Hlavní energie gama		Typ	Inhalační dávkový koeficient [mSv Bq <sup>-1</sup> ] <sup>(a)</sup>	Příjem odpovídající 1 mSv [Bq]		
		E [keV]	Zastoupení [%]					
<sup>226</sup> Ra	160 r	<sup>226</sup> Ra	186.21	3.59	M	2.2 x 10 <sup>-3</sup>	454	
			<sup>214</sup> Bi	609.31				44.6
				768.37				4.98
				1120.28				14.7
			<sup>214</sup> Pb	1238.11				5.78
				1764.49				15.1
				295.22				18.15
<sup>214</sup> Pb	1.405 x 10 <sup>10</sup> r	<sup>228</sup> Ac	351.93	35.1	M S	2.9 x 10 <sup>-2</sup> 1.2 x 10 <sup>-2</sup>	34 83	
			338.32	11.27				
			911.2	25.8				
			964.77	4.99				
			968.97	15.8				
<sup>228</sup> Th	1.9116 r	<sup>224</sup> Ra	240.99	4.1	M S	2.3 x 10 <sup>-2</sup> 3.2 x 10 <sup>-2</sup>	43 31	
			<sup>212</sup> Pb	77.11 <sup>(b)</sup>				17.7
		238.63		43.3				
		<sup>212</sup> Bi		727.33				6.58
			<sup>208</sup> Tl	510.77				8.13
				583.19				30.4
		860.56		4.47				
		2624.53		35.64				
<sup>214</sup> Pb	22.3 r		46.54	4.25	F	1.1 x 10 <sup>-3</sup>	910	

<sup>(a)</sup> ... AMAD 5mm

<sup>(b)</sup> ... Charakteristické X záření

## **Radium 226, uran 238 a thorium 232**

Charakteristiky  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{238}\text{U}$  a  $^{232}\text{Th}$  jsou v tab. 5b. Z těchto radionuklidů je přímo měřitelné na celotělovém počítači, vybaveném polovodičovým detektorem,  $^{226}\text{Ra}$  prostřednictvím linie 186 keV. Při použití scintilačních detektorů je stanovení této linie obvykle obtížné, proto se používá gama linií dceřiných produktů  $^{226}\text{Ra}$ , a to zejména linie 1760 keV příslušející  $^{214}\text{Bi}$ . Přitom je však třeba vzít v úvahu, že mezi  $^{226}\text{Ra}$  a  $^{214}\text{Bi}$  je v rozpadové řadě vzácný plyn  $^{222}\text{Rn}$ , který je z těla vydechován. Pro dlouhé doby od příjmu se vydechovaná frakce odhaduje na 70 %, pro období krátce po příjmu, kdy ještě není  $^{226}\text{Ra}$  zabudováno do kostry, je tato frakce až 90 %.

Příjem  $^{238}\text{U}$  a  $^{232}\text{Th}$  se stanovuje zpravidla prostřednictvím měření vyloučené aktivity v exkretech radiochemickými metodami s následnou alfa spektrometrií. Pro stanovení vyloučeného uranu lze použít též fluorometrii. V některých případech lze obsah  $^{232}\text{Th}$  v těle odvodit prostřednictvím stanovení  $^{228}\text{Ac}$  měřením in vivo – s použitím píků 911 keV a 969 keV. Je však třeba vzít v úvahu eventuelní nerovnováhu radionuklidů již při příjmu a také skutečnost, že Th a Ra se chovají v organismu rozdílně. Vyšší příjmy uranu lze měřit in vivo s využitím linie 185,7 keV  $^{235}\text{U}$ . Jde-li o ochuzený uran, je třeba se spolehnout na měření linií 63,3 keV a 92,5 keV. K těmto měřením jsou nejvhodnější polovodičové detektory, zejména speciální detektory pro detekci nízkoenergetického záření (LEGe detektory). Je možné též využití phoswichů, které – díky velké ploše, mají větší účinnost, ale jejich horší energetické rozlišení klade velké nároky na kalibraci. Pro rutinní monitorování vnitřní kontaminace se zpravidla používá exkreční analýza a měření ovzduší na pracovišti.

## **Plutonium a americium**

Plutonium 238 a 239 a americium 241 jsou radionuklidy s dlouhými fyzikálními poločasy přeměny a velmi dlouhými středními dobami pobytu v organismu. Tyto radionuklidy emitují částice  $\alpha$ . V organismu se po přechodu z plic deponují v játrech a na kostních površích. Jedná se o radionuklidy, které z hlediska radiotoxicity patří k nejvýznamnějším. Detekce těchto radionuklidů v lidském těle in vivo je obtížná, protože emitují gama záření a charakteristické záření X o nízkých energiích (viz tab. 5a). Pro detekci těchto radionuklidů v plicích se používá speciálních detektorů pro nízkoenergetické záření - polovodičových LEGe nebo speciálních scintilačních NaI/CsI (tzv. phoswich). Aby bylo

dosaženo co nejvyšší účinnosti, používá se detektorů s co možná největší plochou, případně ještě seřazených do souboru. I tak, např. pro  $^{239}\text{Pu}$ , není citlivost dostatečná, aby byl nalezen příjem odpovídající ročnímu limitu příjmu. Pokud je předmětem zájmu detekce aktivity radionuklidu v kostře, měří se aktivita radionuklidu v lebce nebo v kolenu. Všechny tyto detekční postupy vyžadují kalibraci s antropomorfními fantomy, které odpovídají lidskému tělu nejen z hlediska geometrické konfigurace, ale také z hlediska složení tkání. Velmi významné jsou zde korekce na tzv. cross-talk, což jsou příspěvky z jiných tkání, než je tkáň, která je předmětem zájmu. Tak např. při měření aktivity v plicích přispívá aktivita v játrech a naopak, vždy ovšem existuje též příspěvek z aktivity radionuklidu v žebrech.

Citlivější metodou pro monitorování je exkreační analýza. Obvykle se používá moč, nicméně při speciálním monitorování, prováděném v krátkém čase po předpokládaném příjmu, se na základě modelů předpokládá, že většina aktivity se vylučuje stolicí.

*Příklad:*

*Speciální monitorování  $^{241}\text{Am}$  prostřednictvím měření moči*

Monitorování pracovníka na pracovišti, kde došlo k úniku  $^{241}\text{Am}$  do pracovního prostředí. Z moči, sbírané po 24 hodin, bylo radiochemicky separováno  $^{241}\text{Am}$  a  $\alpha$  spektrometricky byla stanovena aktivita 36 mBq/den.

Počet dnů po předpokládaném příjmu ...t [dny]	39
m(t)	$2,3 \cdot 10^{-5}$
$h_{\text{inh}}$ [Sv.Bq <sup>-1</sup> ]	$2,7 \cdot 10^{-5}$

Příjem se stanoví z (8).

$$I = \frac{0,036}{2,3 \cdot 10^{-5}} = \underline{1565 \text{ Bq}}$$

Úvazek efektivní dávky je dán (17).

$$E(50) = 1565 \cdot 2,7 \cdot 10^{-5} = \underline{42 \text{ mSv}}$$

V tomto případě úvazek efektivní dávky převyšuje nejen vyšetřovací úroveň 6 mSv, ale i odvozený roční limit 20mSv.

*Příklad:*

*Monitorování pracovníka pro retrospektivní stanovení příjmu.*

Monitorování pracovníka, který s  $^{241}\text{Am}$  pracoval před 23 lety. Americium se u něj nachází převážně v kostře; měří se aktivita in vivo v lebce dvěma LEGe detektory blízko u hlavy.

Počet dnů po příjmu ...t [dny]	8354
Délka měření ... $\tau$ [s]	1800
Zastoupení linií 59,6 keV	0,359
Účinnost ... $\varepsilon$ ( pro 2 LEGe detektory)	0,0055
m(t)	$2,6 \cdot 10^{-2}$
$h_{\text{inh}}$ [Sv.Bq $^{-1}$ ]	$2,7 \cdot 10^{-5}$
Počet naměřených impulsů oběma detektory ( $N_1+N_2$ )	45+46

Pro výpočet aktivity v lebce užitíme (27).

$$A = \frac{45 + 46}{1800 \cdot 0,359 \cdot 0,0055} = \underline{26 \text{ Bq}}$$

Za předpokladu, že lebka tvoří 15,7 % kostry a za předpokladu homogenní distribuce  $^{241}\text{Am}$  v kostře, se aktivita v celé kostře vypočítá následujícím vztahem

$$A = \frac{26}{0,157} = \underline{163 \text{ Bq}}$$

Příjem stanovíme z (8).

$$I = \frac{163}{2,6 \cdot 10^{-2}} = \underline{6272 \text{ Bq}}$$

Úvazek efektivní dávky je dán (17).

$$E(50) = 6272 \cdot 2,7 \cdot 10^{-5} = \underline{170 \text{ mSv}}$$



## Tritium

Tritium ve formě vodních par se po vstupu do organismu rychle rovnoměrně smísí s vodou v těle. Při monitorování lze proto použít pouze malé množství (1 až 100 ml) moči, kde se stanoví měrná aktivita  $^3\text{H}$  a předpokládá se, že stejnou měrnou aktivitu má voda v organismu. Podle Publikace 23 Reference Man má standardní člověk hmotnost 70 kg; z toho je 42 l vody. Úvazek efektivní dávky lze počítat buď obvyklým způsobem, kdy se měrná aktivita moči přepočte na denní exkreci nebo lze počítat úvazek efektivní dávky přes známou pohlcenou energii záření  $\beta$ , pohlcenou v měkkých tkáních.

Rutinní monitorování se zavádí u osob, pracujících trvale v riziku vnitřní kontaminace tritiem, monitorovací interval je zpravidla 14 dní. Jedná-li se o riziko vnitřní kontaminace z kontinuálního příjmu nebo z malých opakovaných příjmů a nepředpokládá se možnost vyšších příjmů, je přípustné prodloužit monitorovací období na měsíc. U osob, které pracují v riziku vnitřní kontaminace tritiem, jež může vést k příjmu vyššímu než odpovídá vyšetřovací úrovni 6mSv, pracují jen občas (méně než 1 až 2 krát za měsíc) nebo u nichž je takové riziko spojené v podstatě jen s výkonem určitých operací, může být vhodné nahradit rutinní monitorování s odběry v pravidelných časových intervalech, tj. operativním monitorováním s odběry vždy po skončení rizikové práce. Příkladem je občasná práce s vysokými aktivitami HTO (tritium ve formě vody) při značení organických sloučenin nebo výměna tritiového terčíku neutronového generátoru.

### *Příklad:*

#### *Zjednodušený odhad úvazku efektivní dávky z ročního příjmu $^3\text{H}$*

Monitoruje se pracovník pracující v prostředí se stálým výskytem par HTO – předpokládá se chronický příjem. Pravidelně (jednou za 2 týdny) se odebírá 100 ml moči, aktivita  $^3\text{H}$  se stanovuje měřením spektrometrem  $\beta$  s kapalnými scintilátory .

Důležité parametry pro výpočet efektivní dávky:

Střední energie $\beta$ ( $^3\text{H}$ )	5,7 keV = $0,91 \cdot 10^{-15}$ J
Hmotnost měkkých tkání standardního člověka:	63 kg
Hmotnost vody v těle	42 kg
Denní příjem a vylučování vody	3 kg
Efektivní poločas HTO	10 dní
Měrná energie pohlcená na 1 přeměnu	$14,5 \cdot 10^{-18}$ J/kg

Výpočet efektivního poločasu  ${}^3\text{H}$ :  $T_{\text{ef}} = \ln 2 / \lambda_{\text{ef}}$ ;  $\lambda_{\text{ef}} = 3/42 = 0,071 \text{ [d}^{-1}\text{]}$

$$T_{\text{ef}} = 9,7 \text{ [d]} \cong 10 \text{ [d]}$$

Během 1 roku získáno 24 hodnot aktivit v moči, průměrně bylo nalezeno 1000 Bq /l, tzn., že celý rok je průměrně v těle pracovníka 42 kBq tritia.

Celková měrná pohlcená energie za 1 rok je, která je rovna efektivní dávce, je

$$E = 42 \text{ [kg]} \cdot 1000 \text{ [Bq/kg]} \cdot (365 \cdot 86\,400) \text{ [s]} \cdot 14,5 \cdot 10^{-18} \text{ [J/kg]} = 1,9 \cdot 10^{-5} \text{ [Sv]} = 19 \text{ [}\mu\text{Sv]}.$$

Byly zanedbány změny způsobené nepravidelnostmi příjmu (pouze 8 hodin z 24, víkendy a pod). Pokud by se dospělo k vyšším hodnotám, musely by se pak brát všechny tyto změny v úvahu.

## Stroncium 90

${}^{90}\text{Sr}$  je čistý zářič beta s poločasem 28,5 roku a maximální energii  $\beta$   $E_{\text{max}} = 546 \text{ keV}$ . Vzhledem k velmi krátkému poločasu dceřiného  ${}^{90}\text{Y}$  se tyto 2 radionuklidy nacházejí ve většině případů v rovnováze a pro detekci přímým měřením lze využít brzděného záření, které vzniká interakcí  $\beta$  záření  ${}^{90}\text{Y}$  (maximální energie ve spektru  $E_{\text{max}} = 2282 \text{ keV}$ ) s materiály, kterými prochází. Toto stanovení však vyžaduje kalibraci se stejným radionuklidem, uloženým ve stejné matrici jako je uložen radionuklid v lidském těle, jelikož energetické spektrum i počet vzniklých fotonů tzv. externího brzděného záření závisí na atomovém čísle materiálu, v němž vzniká. (Interní brzděné záření vzniká interakcí částic  $\beta$  s elektronovým obalem atomu, z jehož jádra částice vychází). Spektrum brzděného záření je spojitě, proto přímé měření nepostačuje pro kvalitativní analýzu a je třeba identifikovat radionuklid radiochemickými postupy při exkrecní analýze. Exkrecní analýza je také pro sledování vnitřní kontaminace  ${}^{90}\text{Sr}$  mnohem citlivější.

# Nejistoty při stanovení příjmů

## Nejistoty stanovení aktivit

Nejistoty při stanovení příjmů se rozdělují na nejistoty při stanovení aktivit radionuklidů a na nejistoty při použití modelů pro stanovení příjmů a dávek z naměřených hodnot aktivit. Jako samozřejmý předpoklad při veškerém stanovení aktivit, ať in vivo nebo v biologických vzorcích, je dodržení veškerých pravidel dobré laboratorní praxe při analýze vzorků a při měření. Při měření in vivo je třeba při odhadu nejistot brát v úvahu:

- a) statistiku měření,
- b) reprodukovatelnost měření
- c) možnou odlišnost distribuce radionuklidu v těle od distribuce radionuklidu ve fantomu,
- d) odlišnost rozměrů fantomu od rozměrů těla
- e) odlišnost materiálů ve fantomu od tkání v organismu,
- f) možnou přítomnost povrchové kontaminace.

Některé z těchto chyb lze minimalizovat - statistiku měření lze zlepšit použitím delších časů měření a výhodnou geometrií měření, při níž se dosáhne vyšší účinnosti měření.

Reprodukovatelnost měření lze zlepšit pečlivým umístěním měřené osoby, použitím pomůcek, které zajistí stejnou polohu atd. Vliv odlišné distribuce radionuklidů v těle od distribuce v těle a odlišných rozměrů kalibračního fantomu lze snížit použitím takové geometrické konfigurace, v níž je detektor od těla pokud možno ve větší vzdálenosti. Tento požadavek je ovšem protikladný požadavku na zvýšení účinnosti, je tedy třeba mezi těmito požadavky nalézt optimální řešení. Odstranění povrchové kontaminace se věnuje při celotělovém měření maximální pozornost. Osprchování před měřením a použití čistého oděvu je samozřejmostí. Problémy, které mohou nastat, když se vyskytne při nehodě na pracovišti těžko odstranitelná nebo neodstranitelná povrchová kontaminace kůže jsou diskutovány ve zvláštní kapitole, věnované monitorování při nehodách.

## Nejistoty odhadů příjmů

Při odvozování příjmů a úvazků efektivních dávek z naměřených hodnot pomocí modelů mohou být velké nejistoty spojeny s neznámou dobou příjmu, s neznámými fyzikálními a chemickými charakteristikami radionuklidu (velikost aerosolu, chemické složení kontaminantu) a z toho plynoucí problémy při zařazení inhalované látky do třídy F, M nebo S. V mnoha případech též není zřejmé, zda je známa cesta vstupu či zda mohlo jít o cesty kombinované. Velmi složitým problémem je, nakolik je možné retenci a exkreci daného kontaminantu popsat známými modely. Je tedy zřejmé, že hlavními zdroji nejistot jsou použité modely a jejich vstupní parametry. Nezanedbatelné jsou též rozdíly způsobené interindividuální variací biologických parametrů i variací některých parametrů v čase.

Kvantitativně lze obvykle dobře odhadnout nejistoty stanovení aktivit, i když, např. při stanovení aktivit transuranů *in vivo*, je to již velmi složité. Nejistoty odhadu příjmů a dávek se pak odhadují pouze pro významné příjmy; tyto odhady vyžadují opakovaná měření v čase a získání dalších doplňujících informací. Obvykle se alespoň získává rozmezí hodnot a to zejména z hlediska konzervativnosti odhadů, které pak lze v čase postupně upřesňovat.

# Programy zabezpečování jakosti

Každý subjekt, který se zabývá monitorováním osob, vyhodnocuje měření vnitřní kontaminace a dodává podklady pro tato vyhodnocení, musí mít pro tyto činnosti vypracovaný Program zabezpečování jakosti, schválený SÚJB. Tato povinnost je dána § 9, odst. 1, písm. r) zákona 18/1997Sb ve znění pozdějších předpisů a § 59, odst. (1), písm. a) Vyhlášky. Programu zabezpečování jakosti se řídí požadavky Vyhlášky SÚJB 214/ 19978Sb.

Z hlediska monitorování vnitřního ozáření je nutné zaměřit se na klíčové momenty této činnosti a to zejména na

- zabezpečení kvality měřících laboratoří a to jak pro přímá měření, tak i pro měření nepřímá;
- kontrolu dodržování předepsaných postupů;
- stanovení odpovědnosti jednotlivých pracovníků, organizační struktura;
- systém školení a prověřování znalostí pracovníků;
- kvalitu systému evidence a oznamování výsledků;
- zabezpečení a kontrola oznamovacích povinností vůči SÚJB;
- systém interních kontrol měření, kvalita systému archivace výsledků měření; požadovaná dokumentace;
- účast v národních a mezinárodních porovnáních.

# L i t e r a t u r a

International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources (FAO, IAEA, ILO, OECD/NEA, PAHO a WHO). Safety Series No 115, IAEA, 1996.

ICRP. Limits for Intakes of Radionuclides by Workers, ICRP Publication 30, Part 1, Annals of the ICRP 2(3/4) (1979)

ICRP. Limits for Intakes of Radionuclides by Workers Part 2, Annals of the ICRP 2(3/4) (1980)

ICRP. Limits for Intakes of Radionuclides by Workers Part 3 (including addendum to Parts 1 and 2), Annals of the ICRP 6(2/3) (1981), Pergamon Press, Oxford.

ICRP. Limits for Intakes of Radionuclides by Workers. Addendum, ICRP Publication 30, Part 4, Annals of the ICRP 19(4) (1988a). Pergamon Press, Oxford.

ICRP. Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 1, ICRP Publication 56, Annals of the ICRP 20 (2) (1989). Pergamon Press, Oxford.

ICRP Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 2. Ingestion Dose Coefficients, ICRP Publication 67, Annals of the ICRP 23 (3/4), (1993), Elsevier Science Ltd., Oxford

ICRP Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers, ICRP Publication 68. Annals of the ICRP 24 (4)(1994b), Elsevier Science Ltd., Oxford

ICRP Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 3, Ingestion Dose Coefficients, ICRP Publication 69, Annals of ICRP 25(1) (1995a), Elsevier Science Ltd., Oxford

ICRP Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 4. Inhalation Dose Coefficients, ICRP Publication 71, Annals of the ICRP 25 (3-4) (1995b), Elsevier Science Ltd., Oxford

IAEA - TECDOC-869 Assessment and Treatment of External and Internal Radionuclide Contamination, IAEA, Vienna, April 1996

IAEA – TECDOC 746 Rapid Monitoring of Large Groups of Internally Contaminated People Following a Radiation Accident, Vienna, 1994.

IAEA. Direct Methods for Measurement of Radionuclides in Man. Safety Series 114 . Vienna 1996

ICRP. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 60. Ann. ICRP 19 (1-3). Oxford – Pergamon Press. 1991

ICRP. Individual Monitoring for Internal Exposure of Workers. ( Replacement of Publication 54) ICRP Publication 78, Ann. ICRP 27(3/4). Oxford: Elsevier Science. 1997

ICRP. Reference Man: Anatomical, Physiological and Metabolic Characteristics, ICRP Publication 23, Pergamon Press, 1975

ICRP. Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection. ICRP Publication 66. Ann. ICRP 24 (1 – 3). Oxford: Pergamon Press. 1994

IAEA. Assessment of Occupational Exposure Due to Intakes of Radionuclides, Safety Series RS – G 1.2, Vienna 1999.

IAEA Indirect Methods for Assessing Intakes of Radionuclides Causing Occupational Exposure, Safety Report Series No 18, IAEA Vienna, 2000

ICRU Report 69. Direct Determination of the Body Content of Radionuclides. Journal of the ICRU, Vol.3, No 1, 2003

Vyhláška SÚJB č. 307/2002 Sb., o radiační ochraně

Vyhláška SÚJB č. 419/2002 Sb., o osobních radiačních průkazech

Zákon č. 18/1997 Sb., o mírovém využívání jaderné energie a ionizujícího záření (atomový zákon), ve znění pozdějších předpisů

Vyhláška SÚJB č. 214/1997 Sb., o zabezpečování jakosti při činnostech souvisejících s využíváním jaderné energie a činnostech vedoucích k ozáření a o stanovení kritérií pro zařazení a rozdělení vybraných zařízení do bezpečnostních tříd



## Příloha: Seznam nuklidů na disketě

### Seznam radionuklidů, pro něž jsou na disketě uvedeny tabelované hodnoty retenčních a exkrečních funkcí \*

3	H	131	I
32	P	134	Cs
51	Cr	137	Cs
54	Mn	144	Ce
55	Fe	153	Gd
58	Co	201	Tl
59	Fe	210	Pb
59	Sr	226	Ra
60	Co	228	Ra
67	Ga	228	Th
85	Sr	232	Th
90	Sr	234	U
95	Nb	237	Np
95	Zr	238	Pu
99	Tc	239	Np
99m	Tc	239	Pu
110m	Ag	240	Pu
106	Ru	241	Am
123	I	241	Pu
124	I	242	Cm
125	I	244	Cm
125	Sb		

\* Přejato z: Methods for Assessing Occupational Radiation Doses Due to Intakes of Radionuclides, Safety Series No37. IAEA, 2004),  $^{58}\text{Co}$ ,  $^{54}\text{Mn}$  a  $^{110\text{m}}\text{Ag}$  z Diplomové práce T.Vrba, ČVUT v Praze, FJFI,2003;  $^{51}\text{Cr}$  spočítán ing. T. Vrbou.