

Sborník rozšířených
abstraktů

XXIX.
DNY RADIČNÍ OCHRANY



5. - 9. listopadu 2007
Kouty nad Desnou
Hotel Dlouhé stráně

**Česká společnost pro ochranu před zářením,
člen Mezinárodní společnosti ochrany před zářením**

Státní ústav radiační ochrany, Praha

**České vysoké učení technické v Praze
Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská**

SBORNÍK ROZŠÍŘENÝCH ABSTRAKTŮ

**XXIX.
DNY RADIAČNÍ OCHRANY**

**5. 11. – 9. 11. 2007
Hotel Dlouhé stráně
Kouty nad Desnou, Hrubý Jeseník**

PROGRAMOVÝ VÝBOR

Ing. Irena Malátová, CSc. – předsedkyně

Prof. Ing. Tomáš Čechák, CSc.

Ing. Dana Drábová, PhD.

Ing. Marie Davídková, PhD.

Ing. Ivana Horáková, CSc.

Prof. MUDr. Vladislav Klener, CSc.

Prof. Ing. Ladislav Musílek, CSc.

RNDr. Denisa Nikodemová, CSc.

Ing. Zdeněk Prouza, CSc.

Prof. Ing. František Spurný, DrSc.

RNDr. Josef Thomas, CSc.

ORGANIZAČNÍ VÝBOR

Prof. Ing. Tomáš Čechák, CSc.

Mgr. Aleš Froňka

Věra Křížová

Ing. Jiřina Losinská

Ing. Jiří Martinčík

RNDr. Ladislav Moučka, CSc.

Vlasta Pešková

Eva Prášilová

Markéta Šmejkalová

Ing. Václav Štěpán

RNDr. Lenka Thinová

Ing. Tomáš Trojek, PhD.

XXIX. DNY RADIAČNÍ OCHRANY

Sborník rozšířených abstraktů

Vydalo: České vysoké učení technické v Praze

Editor: České vysoké učení technické v Praze
Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská,
Katedra dozimetrie a aplikace ionizujícího záření
Břehová 7, 115 19 Prague 1
Ing. Jiří Martinčík (jiri.martincik@fjfi.cvut.cz)

Náklad: 250 kusů

Vytištěno: Vydavatelství ČVUT, 166 35 Praha 6, Zikova 4

ISBN 978-80-01-03901-4

SLOVO ÚVODEM

Milé kolegyně, milí kolegové, vážení přátelé!

Scházíme se dnes již na neuvěřitelných XXIX. Dnech radiační ochrany v krásném horském prostředí Jeseníků. Je to úctyhodná tradice, kterou se nám během opravdu dlouhé doby podařilo vytvořit a jsem velmi šťastná, že se nám principy této tradice daří držet do dneška. Tak, jako jsme začínali v r. 1968, i dnes je toto setkání česko – slovenské, v posledních letech opakovaně na Moravě, kde se podle vašich ohlasů většinou líbí. Věřím, že se budeme setkávat i nadále a že pro nikoho z nás nebude slovenština či čeština cizím jazykem.

Doposud se nám také daří nedělit zasedání do paralelních sekcí, i když jsme na toto téma diskutovali a jistě ještě diskutovat budeme. Považuji tento rys za podstatný, protože jedním z hlavních poslání těchto konferencí je udržovat a rozvíjet vzdělání v radiační ochraně a kde jinde než tady se dozvědět, co je nového v ostatních oborech radiační ochrany, jakým směrem se ubírá vývoj ve světě a naopak pro pracovníky výzkumu uslyšet, jaké jsou současné problémy praxe u nás.

Současný vývoj ukazuje, že radiační ochrana je i nadále důležitým oborem. Při prudkém rozvoji nových diagnostických i terapeutických metod v medicíně vyvstávají nové problémy jak při ochraně pacientů, tak i personálu; v oblasti radonu a přírodních radionuklidů se řeší problémy legislativní i etické, týkající se rozdílů mezi ozářením přírodním a ozářením ovlivněným lidskou činností; v mnoha zemích ve světě se již budují nové jaderné elektrárny. Nové poznatky o účincích záření na živé organismy přinášejí pokračující epidemiologické studie i výzkumy na buněčné úrovni. Bohužel, také současný svět, ohrožovaný teroristickými útoky, přináší nové problémy i do našeho oboru – vzpomeňme jen použití polonia 210 jako vražedného nástroje. Specialisté v radiační ochraně tedy budou zapotřebí i v budoucnosti a široká účast na našem nynějším setkání svědčí o velkém zájmu o obor.

Na závěr několik slov k organizační stránce letošní konference - novinkou byla registrace účastníků i vkládání příspěvků přes Internet. Domnívám se, že tato modernizace významně přispěla ke zvýšení efektivity při přípravě konference. Ráda bych touto cestou vyjádřila poděkování celému organizačnímu výboru v čele s prof. Čechákem za iniciativu v tomto ohledu a zejména tvůrci softwaru Ing Štěpánovi.

S přáním mnoha úspěchů všem účastníkům XXIX. Dnů radiační ochrany

Ing Irena Malátová, CSc

Předsedkyně České společnosti ochrany před zářením

VYSTAVOVATELÉ

Organizační výbor XXIX. DRO2007 děkuje všem vystavovatelům a sponzorům, kteří finančně podpořili konání této naší tradiční mezinárodní konference.

Místnosti vystavovatelů budou k dispozici od pondělí 5.11. do pátku 9.11.2007. Organizační výbor tímto nabízí všem účastníkům možnost seznámit se s bohatou nabídkou našich vystavovatelů, včetně letošních novinek. Doufáme, že oboustranná diskuse bude podnětná a přínosná pro všechny naše sponzory i účastníky. Přejeme vám mnoho úspěchů ve vaší práci a těšíme na další budoucí spolupráci.

<i>Canberra-Packard, s.r.o.</i>		www.cpce.net
<i>Envinet a.s.</i>		www.envinet.cz
<i>VF a.s., Černá hora</i>		www.vf.cz
<i>ALLDECO.CZ a.s.</i>		www.aldeco.cz
<i>AURA s.r.o.</i>		www.aura.cz
<i>EMPOS s.r.o., Praha</i>		www.empos.cz
<i>EUROMETEX s.r.o., Praha</i>		www.eurometex.cz
<i>GEORADIS s.r.o.</i>		www.georadis.com
<i>RDS – Ing. Petr Šimeček</i>		www.rdsys.cz
<i>KORTEC s.r.o., Praha</i>		www.kortec.cz
<i>MicroStep-MIS</i>		www.misrostep-mis.com

PROGRAM KONFERENCE

PONDĚLÍ

1. Biologické účinky záření a zdravotní hlediska

13:30	přednáška	Úvodní slovo
13:45	přednáška	Konverze expozice radonu na dávku na základě nových epidemiologických poznatků <i>Ladislav Tomášek</i>
14:00	přednáška	Distribuce počtu rakovin plic způsobených radonem v krajích a okresech ČR <i>Josef Thomas, Ivana Fojtíková, Ladislav Tomášek, Pavel Bernovský</i>
14:15	přednáška	Průměrná hodnota LET pro onkogenní účinky radonu a jeho dceřiných produktů <i>Antonín Sedlák</i>
14:30	přednáška	Bystander efekt v radónovej problematike <i>Radoslav Bohm, Karol Holý, Denisa Nikodémová</i>

14:45 káva

15:15	přednáška	Vrodené vývojové chyby dětí v okolí jadrovej elektrárne Mochovce II. <i>Darina Páleniková, Žaneta Kantová</i>
15:30	přednáška	Srukturovaný přístup k odhadu úvazku efektivní dávky z příjmu radionuklidů <i>Irena Malátová</i>
15:45	poster	Nemoci z povolání u horníků uranových a rudných dolů v ČR způsobené expozicí i. z. v letech 2002-2006 <i>Tomáš Müller</i>
15:50	poster	Radioprotektivní účinek kombinace amifostinu (WR-2721) s fyzikálním stíněním u gama ozářených psů <i>Pavel Kuna, Milan Dostál, Otakar Neruda, Pavel Petýrek, Václav Svoboda, Jan Severa, František Podzimek, Jiřina Vávrová, František Skopec, Leoš Navrátil, Jan Singer</i>
15:55	poster	Teoretická predikce vlivu koncentrace kyslíku na výtěžky komplexních poškození DNA působených ionizujícím zářením <i>Václav Štěpán, František Spurný, Marie Davidková</i>
16:00	poster	Základní kritéria hodnocení profesionální expozice ionizujícímu záření a jejich vývoj <i>Tomáš Müller</i>

9. Vzdělávání v radiční ochraně

16:05	poster	Municiózna analýza aplikácií ionizujúceho žiarenia <i>Ľubomír Mátel, Silvia Dulanská</i>
16:10	poster	Věda a výzkum společnosti VF, a. s. <i>Miroslav Koch, Petr Skládal, Jiří Kassa, Kamil Kuča, Daniel Jún, Miroslav Pohanka, Radomír Ščurek, Ladislav Lehký, Miroslav Štancl, Jiří Šuráň, Jiří Kadlčák</i>
16:15	poster	Výuka Radiologické fyziky a techniky na FJFI ČVUT v Praze <i>Tomáš Čechák, Pavel Dvořák, Ladislav Musílek</i>
16:20	poster	Výuková laboratoř osobní dozimetrie na Zdravotně sociální fakultě v Českých Budějovicích - měření aktivity <i>Jan Singer, Pavel Kuna, Leoš Navrátil, Renata Havránková</i>
16:25	poster	Modelování pravděpodobnosti zničení nádoru při radioterapii (TCP) v závislosti na rozložení kyslíku <i>Veronika Langová, Miloš Lokajčec, Libor Judas</i>

17:00 Plenární schůze SOZ

ÚTERÝ

3. Metrologie a přístrojová technika

8:30	přednáška	Štúdia overovania kvality tieniacich materiálov pre urýchľovačové zdroje neutrónov pomocou zdroja AmBe <i>Marko Fülöp</i>
8:45	přednáška	Kalibrace vysokých dávkových příkonů <i>Jakub Dvořák, Jan Lukáš, Jiří Studený, Václav Hora, Aleš Jančař</i>
9:00	přednáška	Pokročilé metody charakterizace radioaktivních odpadů v ÚJV Řež a.s. <i>Josef Mudra, Karel Svoboda, Josef Podlaha</i>
9:15	přednáška	Prověrka kapacity laboratoří se spektrometrií gama za radiční mimořádné situace <i>Petr Rulík, Jan Škrkal</i>
9:30	přednáška	Stanovení kontaminace alfa pomocí Frischovy komory - minimálně detekovatelné aktivity <i>Milan Buňata, Radim Filgas</i>
9:45	přednáška	The comparative study of uranium isotopes by alpha spectrometry and SIMS. First step for quantification of SIMS <i>Jozef Kuruc, Dávid Harvan, Dušan Galanda, Ľubomír Mátel, Monika Aranyosiová, Dušan Velič</i>

10:00 káva

7. Radiační ochrana v radiodiagnostice, radioterapii a nukleární medicíně

10:30	přednáška	Analýza radiačnej zátáže zdravotníckych pracovníkov so zdrojmi žiarenia v Slovenskej republike <i>Karol Böhm</i>
10:45	přednáška	Spresnenie osobnej dozimetrie v intervenčnej rádiológii s využitím dvoch dozimetrov <i>Denisa Nikodemová, Martina Horváthová, Karol Bohm, Dominika Drábová</i>
11:00	poster	MONTE CARLO modelling of liquid scintillation spectra <i>Ondřej Šimek, Věra Šídllová, Ivo Světlík, Lenka Tomášková</i>
11:05	poster	Numerická korekce účinnosti HPGe detektoru pro vzorky s mírně odlišnou geometrií <i>Josef Tecl</i>
11:10	poster	Súčasnú stanovenie celkovej objemovej aktivity alfa/beta vo vodách na prístroji IN 20 <i>Alena Belanová, Jana Merešová, Marta Vršková</i>
11:15	poster	System pro měření neutronových a fotonových spekter ve smíšeném poli <i>František Cvachovec, Zbyněk Bureš, Pavel Čeleda, Jiří Cvachovec, Bohumil Ošmera</i>
11:20	poster	Výzkumné a vývojové projekty zaměřené na přístrojovou techniku realizované společností VF, a.s. <i>Tomáš Čechák, Petr Halas, Petr Okruhlica, Petr Borek</i>
11:25	poster	MCNP Simulations of HPGe Detector <i>Pavol Ragan, Marko Fulop</i>

12:00 oběd

13:30	přednáška	Stanovení dávky v praxi RTG diagnostiky - alternativní přístupy <i>Zdeněk Kopecký, Pavel Kratochvíl, Kateřina Bradáčová</i>
13:45	přednáška	Sledovanie parametrov hodnotiacich radiačnú zátáž pacientov pri rádiologických vyšetreniach <i>Dušan Šalát, Ján Končík, Arnold Štubňa, Denisa Nikodemová, Anna Šalátová</i>
14:00	přednáška	FUJI CR PROTECT v mamografickém screeningu <i>Otto Kodl, Eva Jursíková</i>
14:15	přednáška	Podklady pre stanovenie národnej diagnostickej referenčnej úrovne v mamografii <i>Martina Horváthová, Denisa Nikodemová</i>
14:30	přednáška	Radiační zátěž novorozenců v ČR <i>Lucie Sůkupová, Jiří Rada, Jiří Oceánský, Leoš Novák</i>

14:45	přednáška	Vyšetření SPECT/CT a PET/CT - poměrně vysoká radiální zátěž pacientů, zdůvodnění a optimalizace <i>Václav Hušák, Jaroslav Ptáček, Marko Fülöp, Miroslav Mysliveček, Pavel Koranda</i>
-------	-----------	---

15:00 káva

15:30	přednáška	Radiologické události v systému jakosti radioterapeutického pracoviště <i>Ivana Horáková, Josef Novotný st., Irena Novotná-Pavlíková</i>
15:45	přednáška	Rizika moderních metod léčby v radioterapii <i>Lenka Hobzová, Josef Novotný</i>
16:00	přednáška	Výsledky měření unikajícího záření v průběhu ozařování u radionuklidových ozařovačů používaných v České republice <i>Irena Novotná-Pavlíková, Helena Žáčková, Ivana Horáková</i>
16:15	přednáška	Zaťaženie pacienta pri ožarovaní línakom Oncor Impression <i>Gabriel Králik, Martina Horváthová, Mária Fríbertová, Dominika Drábová, Martina Zemanová</i>
16:30	přednáška	Optické vyhodnocení dozimetrických gelů - snímání pod úhlem 90° <i>Jiří Svoboda, Rabih Alwan, François Guermeur, Yannick Bailly, Libor Makovicka, Václav Spěváček, Tomáš Čechák</i>
16:45	poster	Analýza vývoja radiačnej zátáže pracovníkov po zavedení PET na KNM OÚSA-Ba <i>Erzsébet Fűri</i>
16:50	poster	Nezávislý korešpondenčný audit fotónových zväzkov žiarenia na pracoviskách radiačnej onkológie v SR <i>Dominika Drábová, Denisa Nikodemová, Gabriel Králik, Martina Horváthová</i>
16:55	poster	Parameters used for treatment plan optimization in Gamma Knife radiosurgery: clinical implementation <i>Jitka Šemnická, Josef Novotný</i>
17:00	poster	Stanovení nejistot v korespondenčním TLD auditu v radioterapii <i>Jiří Valenta</i>
17:05	poster	Technický stav mamografických pracovišť v ČR <i>Eva Jursíková, Otto Kodl</i>
17:10	poster	Vliv chyb nastavení pacienta na rozložení dávky při IMRT technice <i>Markéta Filipcová, Matěj Navrátil, Vladimír Vodráček</i>
17:15	poster	Záchyty kontaminovaných odpadů z pracovišť nukleární medicíny v ČR <i>Zuzana Pašková, Jaroslav Zimák, Dana Valachová</i>

STŘEDA

2. Dozimetrie zevního a vnitřního ozáření

8:30	přednáška	Further achievements in space- and aircraft exposure studies and related topics <i>František Spurný</i>
8:45	přednáška	To Properties of a Spectrometer of Energy Deposited in Si-Detector <i>Ondřej Ploc, František Spurný</i>
9:00	přednáška	Bayesian approach for determination of energy response of some radiation detectors to neutrons <i>Gonzalo Cabal, František Spurný, Karel Turek</i>
9:15	přednáška	Vliv velikosti voxelu při Monte Carlo simulacích s fantomem hlavy <i>Tomáš Vrba</i>
9:30	přednáška	Brzdné žiarenie v rádiových uzavretých žiaričoch - Monte Carlo výpočty <i>Pavol Ragan, Marko Fülöp</i>

9:45 káva

10:15	přednáška	Porovnanie výsledkov ožiarovania prsteňových dozimetrov <i>Marko Fülöp, Denisa Nikodemová, Daniel Baček, Dominika Drábová</i>
10:30	přednáška	Porovnanie výsledkov simulovania ožiarovania personálu pracovišť intervenčnej rádiológie <i>Marko Fülöp, Pavol Ragan</i>
10:45	poster	Celotělový počítač SÚRO - budování nového pracoviště . <i>Helena Pospíšilová, Vendula Pfeiferová, Petr Rulík, Irena Malátová</i>
10:50	poster	Expresní metodika pro monitorování vnitřní kontaminace <i>Vendula Pfeiferová, Irena Malátová, Helena Pospíšilová</i>
10:55	poster	Onboard spacecraft phantom measurements with thermoluminescent and track-etch detectors <i>Iva Jadrníčková, František Spurný, Vyacheslav V. Šuršakov</i>
11:00	prezentace	Prezentace firmy Georadis
11:10	prezentace	Prezentace firmy Eurometex
11:20	prezentace	Prezentace firmy Synodys
11:30	prezentace	Prezentace firmy AURA

12:00 oběd

4. Modelování šíření radionuklidů v životním prostředí

13:30	přednáška	Modelovanie dávok z rádionuklidov vypúšťaných do atmosféry a hydrosféry počas normálnej prevádzky JE na Slovensku i v ČR <i>Juraj Ďúran, Zdena Kusovská</i>
13:45	přednáška	Asimilační subsystém systému HARP – popis a praktická implementace <i>Radek Hofman</i>
14:00	přednáška	Atmospheric stability assesment using 222Rn <i>Ján Šimon</i>
14:15	přednáška	Modelování šíření radionuklidů vypouštěných z jaderných elektráren v životním prostředí <i>Jiří Pospíchal, Rostislav Striegler</i>
14:30	přednáška	Numerical scheme for daughter products built up during accidental radioactivity releases <i>Petr Pecha</i>

14:45 káva

15:15	přednáška	Separácia alfa rádionuklidov extrakčnou chromatografiou pomocou vákuum box systém <i>Dušan Galanda, Martina Ferencová, Ľubomír Mátel</i>
15:45	přednáška	Uvolňování materiálů z dekomise Ignalinské JE do životního prostředí - Free Release Measurement Facility <i>Petr Okruhlica</i>
16:00	poster	Methods of separation of radioelements from environmental matrices and radioactive waste <i>Michal Galamboš, Jana Kufčáková, Pavol Rajec</i>
16:05	poster	Monitorování radiační situace v okolí jaderné elektrárny Temelín <i>Eva Šindelková</i>
16:10	poster	Prague scenario for EMRAS 131I release working group <i>Miluše Bartusková, Irena Malátová, Pawel Krajewski</i>
16:15	poster	Program Aerotrans 1.05 - Modelování průchodu radioaktivních aerosolů netěsnostmi kontejnmentu JE <i>Jiří Martinčík, Tomáš Trojek, Jaroslav Klusoň</i>
16:20	prezentace	Prezentace firmy Envinet
16:30	prezentace	Prezentace firmy Canberra
16:40	prezentace	Prezentace firmy VF

19:30 Společenský večer, vyhlášení vítězů soutěže

ČTVRTEK

6. Radiační ochrana v jaderně-palivovém cyklu včetně havarijní připravenosti

8:30	přednáška	Simulácie havarijných scenárov - využitie SW prostriedkov "ESTE EMO-SIM" <i>Peter Čarný, Miroslav Chylý, Jawid Nabizada, Mariana Mančíková, Peter Muller</i>
8:45	přednáška	Systematické hodnotenie reálnej radiačnej situácie v okolí JE-A1 A BSC <i>Martin Lištjak, Jozef Morávek, Ondrej Slávik, František Šoóš</i>
9:00	přednáška	Rekonštrukcia systému radiačnej kontroly chladiva primárneho okruhu na JE PAKŠ <i>Ondrej Slávik, Juraj Košťal, Jozef Beňa</i>
9:15	přednáška	Měření příkonu dávkového ekvivalentu v nádobě reaktoru LVR-15 během pětiletých provozních kontrol <i>Jiří Neužil, Vlastislav Činovský, David Javůrek, Antonín Horák, Zdena Lahodová, Ladislav Viererbl</i>
9:30	přednáška	Monitorovanie podzemných vôd jadrovoenergetickej lokality Jaslovské Bohunice <i>Ľubomír Mátel, Oľga Rosskopfová, Pavol Rajec, Július Pliško, Miloš Kostolánsky, Vladimír Nemčovič</i>
9:45	přednáška	Porovnání pozemních a leteckých měření <i>Irena Češpírová, Aleš Froňka</i>

10:00 káva

10:30	přednáška	Použití kapalinové scintilační spektrometrie za mimořádné radiační situace <i>Michal Fejgl, Jiří Hůlka, Věra Bečková</i>
10:45	přednáška	Přemístění a úprava historických RAO v úložišti Richard <i>Jiří Dostál, Ivan Tichý, Radek Trtílek</i>
11:00	přednáška	Systém nakládání s vyhořelým jaderným palivem z výzkumných reaktorů v ÚJV Řež a.s. <i>Petr Kovařík, Josef Podlaha</i>
11:15	přednáška	Úprava a uložení radioaktivního vojenského odpadu kontaminovaného Ra-226 <i>I. Tichý, R. Trtílek, P. Zapletal</i>
11:30	přednáška	Inštitucionálne rádioaktívne odpady v SR <i>Milena Pražská, Jana Burclová, Marek Mečiar</i>

12:00 oběd

8. Systémy a řízení radiační ochrany

13:30	přednáška	Vyjádření hodnoty lidského života jako klíčový faktor optimalizace v radiační ochraně <i>Pavel Danihelka</i>
-------	-----------	--

13:45	přednáška	Oceňování lidského života, metoda "celkového výstupu" <i>Alena Daňková</i>
14:00	přednáška	Nákladová efektivnost opatření proti radonu v bytech v ČR <i>Josef Thomas, Ladislav Tomášek, Ivana Fojtíková, Pavel Bernovský</i>
14:15	přednáška	Koncepcia systému radiačnej kontroly pre dostavbu MO34 <i>Štefan Ševečka, Jozef Morávek, Vladimír Kapišovský, Rudolf Reháč, Jan Šach</i>
14:30	přednáška	Program zabezpečování jakosti a akreditace <i>Milan Buňata</i>

14:45 káva

15:15	poster	Sledování H-3 v povrchových a pitných vodách v okolí EDU v návaznosti na požadavky legislativy ČR a EU <i>Hana Bílková, Dagmar Fuchsová</i>
15:20	poster	Aktivní částice na JE Temelín, jejich radiologická rizika a způsoby ochrany <i>Josef Kaňkovský, Pavel Foltýn, Hynek Dvořák</i>
15:25	poster	Analýza použitelnosti scintilační spektrometrie pro odhad složení kontaminovaného mraku po nehodě jad. energ. zařízení <i>Petr Kuča, Jiří Hůlka, Jaroslav Klusoň, Tomáš Čechák</i>
15:30	poster	Bilance dekontaminačních prací při odstávkách v JE Temelín 2000 - 2007 <i>Ivan Tichý, Radek Trtílek, Petr Werbynský</i>
15:35	poster	Bilancování radioaktivních výpustí z JE ČR a hodnocení jejich vlivu na okolí, srovnání s vybranými západními JE <i>Josef Koc, Jiří Vokálek</i>
15:40	poster	Měření aktivit stěrů z nádoby reaktoru LVR-15 <i>Ladislav Viererbl, Zdena Lahodová, Jiří Neužil, Antonín Horák, Vít Klupák, Milan Marek, Vlastislav Činovský, David Javůrek, Alexandr Voljanskij</i>
15:45	poster	Metoda pro rychlý odhad hmotnostní aktivity in situ při velké kontaminaci alfa nuklidy <i>Jiří Hůlka, Irena Malátová, Věra Bečková</i>
15:50	poster	Odhad aktivity v objemových vzorcích pomocí měření dávkového příkonu <i>Zlata Mrázová, Petr Rulík</i>
15:55	poster	Physical properties of irradiated thermo-insulating materials for nuclear power stations <i>Ol'ga Holá, Mária Foldesová</i>

16:00	poster	Radiačná záťaž pracovníkov a výpuste rádionuklidov do životného prostredia počas prevádzky JE V1 <i>Svetozár Mocko, Ján Kaizer</i>
16:05	poster	Seven Years of Biomonitoring in the Environment near NPP Temelin <i>Tomáš Čechák, Jaroslav Klusoň, Lenka Thinová, Tomáš Trojek</i>
16:10	poster	Štatistické spracovanie plynných výpustov z prevádzky JE Temelín <i>Ján Mihalík, Josef Tecl</i>
16:15	poster	Určenie hodnoty DP od vitrifikátu CHRlll na povrchu tieniaceho obalového súboru a na povrchu PKlll/sudy pre účely transp <i>Daniela Kucharová, Ondrej Slávik, Martin Lištjak</i>
16:20	poster	Využití měření dávkového příkonu od aerosolového filtru k posouzení radiační situace <i>Jan Škrkal, Jana Dobešová</i>
16:25	poster	Zavedení systému legální elektronické osobní dozimetrie na jaderných elektrárnách v ČR <i>Josef Koc, Monika Fárníková, Jiří Vokálek</i>

PÁTEK

5. Radon a problematika přírodních radionuklidů

8:30	přednáška	Analýza vplyvu homogénnej anehomogénnej distribúcie ^{214}Po a ^{218}Po na kvantifikáciu radónového rizika <i>Radoslav Böhm, Antonín Sedlák</i>
8:45	přednáška	Meteorologické vplyvy na koncentráciu ^{222}Rn a ^{210}Pb v prízemnej vrstve atmosféry <i>Miroslav Ješkovský, Monika Müllerová, Ivan Sýkora, Karol Holý, Jana Merešová, Anna Polášková</i>
9:00	přednáška	Štúdium vplyvu parametrov vonkajšej atmosféry na variácie ^{222}Rn v pobytových priestoroch <i>Monika Müllerová, Karol Holý</i>
9:15	přednáška	Metodika pro stanovení efektivní dávky od radonu v jeskyních ČR <i>Lenka Thinová, Ivana Ženatá, Katka Rovenská</i>
9:30	přednáška	Výpočet dávky od radonu pro pracovníky v jeskyních Kateřina Rovenská, Lenka Thinová, Vladimír Ždímal

9:45 káva

10:15	přednáška	Perspektivy radonového programu <i>Eva Bílková</i>
-------	-----------	--

10:30	přednáška	New detection systém for a continous soil radon concentrations monitoring <i>Aleš Froňka</i>
10:45	přednáška	Theoretical Analysis of Radon Diffusion through Damp-proof Membranes <i>Martin Jiránek</i>
11:00	přednáška	Porovnatel'nosť metód stanovenia celkovej alfa aktivity vo vodách <i>Pavol Rajec, Ľubomír Máteľ, Mária Sedláková</i>
11:15	poster	Metoda hloubkové lokalizace 214Bi ve stěnách budov pomocí terénní spektrometrie záření gama <i>Tomáš Trojek, Lenka Thinová, Lenka Trnková</i>
11:20	poster	Vlivy variací přírodního pozadí na in-situ gama spektrometrická měření <i>Jaroslav Klusoň, Tomáš Čechák</i>

OBSAH

VYSTAVOVATELÉ.....	5
PROGRAM KONFERENCE	7

PONDĚLÍ

DOSE CONVERSION OF RADON EXPOSURE ACCORDING TO NEW EPIDEMIOLOGICAL FINDINGS <i>Ladislav Tomasek</i>	25
DISTRIBUTION OF THE MORTALITY RATE OF LUNG CANCER INDUCED BY EXPOSURE TO RADON AT HOME IN REGIONS AND DISTRICTS OF THE CZECH REPUBLIC <i>J. Thomas, L. Tomášek, I. Fojtíková, P. Bernovský</i>	27
THE AVERAGE VALUE OF LET FOR ONCOGENIC EFFECTS OF RADON AND ITS DAUGHTERS <i>A. Sedlák</i>	28
BYSTANDEROV EFEKT V RADÓNOVEJ PROBLEMATIKE <i>Radoslav Böhm, Karol Holý, Denisa Nikodemová</i>	30
VRODENÉ VÝVOJOVÉ CHYBY DETÍ V OKOLÍ JADROVEJ ELEKTRÁRNE MOCHOVCE <i>Darina Páleníková</i>	34
STRUKTUROVANÝ PŘÍSTUP K ODHADU ÚVAZKU EFEKTIVNÍ DÁVKY Z PŘÍJMU RADIONUKLIDŮ <i>Irena Malátová</i>	38
NEMOCI Z POVOLÁNÍ U HORNÍKŮ URANOVÝCH A RUDNÝCH DOLŮ V ČR ZPŮSOBENÉ EXPOZICÍ IONIZUJÍCÍMU ZÁŘENÍ V LETECH 2002 - 2006 <i>Tomáš Müller</i>	42
RADIOPROTEKTIVNÍ ÚČINEK KOMBINACE AMIFOSTINU (WR-2721) S FYZIKÁLNÍM STÍNĚNÍM U GAMA OZÁŘENÝCH PSŮ <i>Kuna, P., Dostál, M., Neruda, O, Petýrek, P., Svoboda, V., Podzimek, F., Vávrová, J., Skopec, F., Navrátil, L., Singer, J.</i>	43
TEORETICKÁ PREDIKCE VLIVU KONCENTRACE KYSLÍKU NA VÝTĚŽKY POŠKOZENÍ DNA PŮSOBENÝCH IONIZUJÍCÍM ZÁŘENÍM <i>Václav Štěpán, Marie Davidková</i>	45
ZÁKLADNÍ KRITÉRIA HODNOCENÍ PROFESIONÁLNÍ EXPOZICE IONIZUJÍCÍMU ZÁŘENÍ A JEJICH VÝVOJ <i>Tomáš Müller</i>	46
MUNICIÓZNA ANALÝZA APLIKÁCIÍ IONIZUJÚCEHO ŽIARENIA A RÁDIONUKLIDOV <i>Lubomír Mátel</i>	48
VĚDA A VÝZKUM SPOLEČNOSTI VF, A. S. <i>Koch, Skládal, Kassa, Kuča, Jún, Pohanka, Ščurek, Lehký, Štancl, Šuráň, Kadlčák</i>	52
EDUCATION RADIATION PHYSICS AT THE FNSPE CTU IN PRAGUE <i>Tomáš Čechák, Pavel Dvořák, Ladislav Musílek</i>	53

VÝUKOVÁ LABORATOŘ OSOBNÍ DOZIMETRIE NA ZDRAVOTNĚ SOCIÁLNÍ FAKULTĚ V ČESKÝCH BUĎĚJOVICÍCH – MĚŘENÍ AKTIVITY	
<i>Singer J., Kuna P., Navrátil L., Havránková R.</i>	56
MODELOVÁNÍ PRAVDĚPODOBNOTI ZNIČENÍ NÁDORU PŘI RADIOTERAPII (TCP) V ZÁVISLOSTI NA ROZLOŽENÍ KYSLÍKU	
<i>Langová V., Lokajíček M., Judas L.</i>	58
ÚTERÝ	
ŠTÚDIA OVEROVANIA KVALITY TIENIACICH MATERIÁLOV PRE URÝCHĽOVAČOVÉ ZDROJE NEUTRÓNŮV POMOCOU ZDROJA AMBE	
<i>Marko Fülöp</i>	62
KALIBRACE VYSOKÝCH DÁVKOVÝCH PŘÍKONŮ	
<i>Jan Lukáš, Aleš Jančař, Jiří Studený, Václav Hora, Jakub Dvořák</i>	66
POKROČILÉ METODY CHARAKTERIZACE RADIOAKTIVNÍCH ODPADŮ V ÚJV ŘEŽ A.S.	
<i>J. Mudra, K. Svoboda, J. Podlaha</i>	67
PROVĚRKA KAPACITY LABORATOŘÍ SE SPEKTROMETRIÍ GAMA ZA RADIČNÍ MIMOŘÁDNÉ SITUACE	
<i>Petr Rulík, Jan Škrkal</i>	71
RYCHLÉ STANOVENÍ KONTAMINACE ALFA VE VZDUCHU POMOCÍ FRISCHOVY KOMORY – MINIMÁLNĚ DETEKOVATELNÉ AKTIVITY	
<i>Milan Buňata , Radim Filgas</i>	75
THE COMPARATIVE STUDY OF URANIUM ISOTOPES BY ALPHA SPECTROMETRY AND SIMS. FIRST STEP FOR QUANTIFICATION OF SIMS	
<i>Josef Kuruc, Dávid Harvan, Dušan Galanda, Lubomír Mátel, Monika Aranyosiová, Dušan Velič</i>	79
ANALÝZA RADIČNEJ ZÁŤAŽE ZDRAVOTNÍCKYCH PRACOVNÍKOV V SLOVENSKEJ REPUBLIKE	
<i>Karol Böhm</i>	83
SPRESNENIE OSOBNÉJ DOZIMETRIE V INTERVENČNEJ RÁDIOLÓGII S VYUŽITÍM DVOCH DOZIMETROV	
<i>Denisa Nikodemová ,Martina Horváthová,Karol Böhm,Dominika Drábová</i>	87
MONTE CARLO MODELLING OF LIQUID SCINTILLATION SPECTRA	
<i>O. Šimek, V. Šídlová, I. Světlík, L. Tomášková</i>	90
NUMERICKÁ KOREKCE ÚČINNOSTI HPGe DETEKTORU PRO VZORKY S MÍRNĚ ODLIŠNOU GEOMETRIÍ	
<i>Josef Tecl</i>	94
SÚČASNÉ STANOVENIE CELKOVEJ OBJEMOVEJ AKTIVITY ALFA/BETA NA PŘÍSTROJI IN 20	
<i>Belanová A., Merešová J., Vršková M.</i>	98
SYSTÉM PRO NEUTRONOVOU A FOTONOVOU SPEKTROMETRII VE SMĚSNÉM POLI	
<i>F. Cvachovec, Z. Bureš, P. Čeleda, J. Cvachovec, B. Ošmera</i>	100
VÝZKUMNĚ VÝVOJOVÉ PROJEKTY ZAMĚŘENÉ NA PŘÍSTROJOVOU TECHNIKU REALIZOVANÉ SPOLEČNOSTÍ VF, A.S.	
<i>Čechák, Halas, Okruhlica, Borek</i>	104
MCNP SIMULATIONS OF HPGE DETECTOR	
<i>Pavol Ragan, Marko Fülöp</i>	105

STANOVENÍ DÁVKY V PRAXI RTG DIAGNOSTIKY - ALTERNATIVNÍ PŘÍSTUPY	
<i>Zdeněk Kopecký, Pavel Kratochvíl, Kateřina Bradáčová</i>	107
SLEDOVANIE PARAMETROV HODNOTIACICH RADIČNÚ ZÁŤAŽ PACIENTOV PRI RÁDIOLOGICKÝCH VYŠETRENIACH	
<i>Dušan Šalát, Ján Končík, Arnold Štubňa, Denisa Nikodemová, Šalátová Anna</i>	108
FUJI CR PROTECT V MAMOGRAFICKÉM SCREENGU	
<i>Otto Kodl, Eva Jursíková</i>	112
PODKLADY PRE STANOVENIE NÁRODNEJ DIAGNOSTICKEJ REFERENČNEJ ÚROVNE V MAMOGRAFII	
<i>Martina Horváthová, Denisa Nikodemová</i>	116
RADIČNÍ ZÁTĚŽ NOVOROZENCŮ V ČR	
<i>Lucie Sůkupová, Jiří Rada, Jiří Oceánský, Leoš Novák</i>	117
VYŠETŘENÍ SPECT/CT A PET/CT - POMĚRNĚ VYSOKÁ RADIČNÍ ZÁTĚŽ PACIENTŮ, ZDŮVODNĚNÍ A OPTIMALIZACE	
<i>V. Hušák, J. Ptáček, M. Fülöp, M. Mysliveček, P. Koranda</i>	120
RADIOLOGICKÉ UDÁLOSTI V SYSTÉMU JAKOSTI RADIOTERAPEUTICKÉHO PRACOVNÍŠTĚ	
<i>Horáková I., Novotný J., Novotná-Pavlíková I.</i>	124
RIZIKA MODERNÍCH METOD LÉČBY V RADIOTERAPII	
<i>Lenka Hobzová, Josef Novotný,</i>	127
VÝSLEDKY MĚŘENÍ UNIKAJÍCÍHO ZÁŘENÍ V PRŮBĚHU OZAŘOVÁNÍ U RADIONUKLIDOVÝCH OZAŘOVAČŮ POUŽÍVANÝCH V ČESKÉ REPUBLICE	
<i>Novotná-Pavlíková Irena, Žáčková Helena, Horáková Ivana</i>	131
ZAŤAŽENIE PACIENTA PRI OŽAROVANÍ LINAKOM ONCOR IMPRESSION	
<i>Králik G., Horváthová M., Fribertová M., Drábová D., Zemanová M.</i>	135
OPTICKÉ VYHODNOCENÍ DOZIMETRICKÝCH GELŮ –SNÍMÁNÍ POD ÚHLEM 90°	
<i>J.Svoboda, R.Alwan, F.Guermeur, Y.Bailly, L.Makovicka, V.Spěvácěk,</i> <i>T.Čechák, E.Martin</i>	137
ANALÝZA VÝVOJA RADIČNEJ ZÁŤAŽE PRACOVNÍKOV PO ZAVEDENÍ NOVÝCH METÓD NM	
<i>Erzsébet Fűri</i>	140
NEZÁVISLÝ KOREŠPONDENČNÝ AUDIT FOTÓNOVÝCH ZVÄZKOV ŽIARENIA NA PRACOVISKÁCH RADIČNEJ ONKOLÓGIE V SR	
<i>Dominika Drábová, Denisa Nikodemová, Gabriel Králik, Martina Horváthová</i>	141
PARAMETERS USED FOR TREATMENT PLAN OPTIMIZATION IN GAMMA KNIFE SURGERY: CLINICAL IMPLEMENTATION	
<i>Jitka Šemnická, Josef Novotný</i>	145
STANOVENÍ NEJISTOT V KORESPONDENČNÍM TLD AUDITU V RADIOTERAPII	
<i>Jiří Valenta</i>	148
TECHNICKÝ STAV MAMOGRAFICKÝCH PRACOVNÍŠŤ V ČESKÉ REPUBLICE	
<i>Eva Jursíková, Otto Kodl</i>	151
VLIV CHYB NASTAVENÍ PACIENTA NA ROZLOŽENÍ DÁVKY PŘI IMRT TECHNICI	
<i>Filipcová M., Navrátil M., Vondráček V.</i>	154

ZÁCHYTY KONTAMINOVANÝCH ODPADŮ Z PRACOVIŠŤ NUKLEÁRNÍ MEDICÍNY V ČR

Z.Pašková, J.Zimák, D.Valachová, D. Kristián 156

STŘEDA

FURTHER ACHIEVEMENTS IN SPACE- AND AIRCRAFT EXPOSURE STUDIES AND RELATED TOPICS

F. Spurný..... 158

TO PROPERTIES OF A SPECTROMETER OF ENERGY DEPOSITED IN SI- DETECTOR

Ploc Ondřej, Spurný František 162

BAYESIAN APPROACH FOR DETERMINATION OF ENERGY RESPONSE OF SOME RADIATION DETECTORS TO NEUTRONS

Gonzalo Cabal, František Spurný, Karel Turek 166

VLIV VELIKOSTI VOXELU PŘI MONTE CARLO SIMULACÍCH S FANTOMEM HLAVY

T. Vrba..... 168

BRZDNÉ ŽIARENIE V RÁDIOVÝCH UZAVRETÝCH ŽIARIČOCH – MONTE CARLO VÝPOČTY

Ragan Pavol, Marko Fülöp..... 172

POROVNANIE VÝSLEDKOV OŽIARENIA PRSTEŇOVÝCH DOZIMETROV

Marko Fülöp, D. Nikodemová, Daniel Baček, Dominika Drábová..... 175

POROVNANIE VÝSLEDKOV SIMULOVANIA OŽIARENIA PERSONÁLU PRACOVÍSK INTERVENČNEJ RÁDIOLÓGIE

Marko Fülöp, Pavol Ragan..... 177

CELOTĚLOVÝ POČÍTAČ SÚRO - BUDOVÁNÍ NOVÉHO PRACOVIŠTĚ

H. Pospíšilová, V. Pfeiferová, I. Malátová 179

EXPRESNÍ METODIKA PRO MONITOROVÁNÍ VNITŘNÍ KONTAMINACE

Vendula Pfeiferová, Irena Malátová, Helena Pospíšilová..... 183

ONBOARD SPACECRAFT PHANTOM MEASUREMENTS WITH THERMOLUMINESCENT AND TRACK-ETCH DETECTORS

I. Jadrníčková, F. Spurný, V.G. Shurshakov..... 187

MODELOVANIE DÁVOK Z RÁDIONUKLIDOV VYPÚŠŤANÝCH DO ATMOSFÉRY A HYDROSFÉRY POČAS NORMÁLNEJ PREVÁDZKY JE NA SLOVENSKU I V ČR

Juraj Ďúran, Zdena Kusovská..... 191

ASIMILAČNÍ SUBSYSTÉM SYSTÉMU HARP – POPIS A PRAKTICKÁ IMPLEMENTACE

Radek Hofman..... 193

ATMOSPHERIC STABILITY ASSESSMENT USING ²²²RN

Ján Šimon, Karol Holý, Martin Bulko 197

MODELOVÁNÍ ŠÍŘENÍ RADIONUKLIDŮ VYPOUŠTĚNÝCH Z JADERNÝCH ELEKTRÁREN V ŽIVOTNÍM PROSTŘEDÍ POMOCÍ PROGRAMŮ RDETE A RDEDU

Jiří Pospíchal, Rostislav Striegler..... 199

NUMERICAL SCHEME FOR DAUGHTER PRODUCTS BUILT-UP DURING ACCIDENTAL RADIOACTIVITY RELEASES

Petr Pecha..... 200

SEPARÁCIA ALFA RÁDIONUKLIDOV EXTRAČNOU CHROMATOGRAFIOU POMOCOU VÁKUUM BOX SYSTÉM	
<i>Galanda D., Ferencová M., Mátel L.</i>	204
UVOLŇOVÁNÍ MATERIÁLŮ Z DEKOMISE IGNALINSKÉ JE DO ŽIVOTNÍHO PROSTŘEDÍ - FREE RELEASE MEASUREMENT FACILITY	
<i>Petr Okruhlica</i>	207
METHODS OF SEPARATION OF RADIOELEMENTS FROM ENVIRONMENTAL MATRICES AND RADIOACTIVE WASTE	
<i>Michal Galamboš, Jana Kufčáková, Pavol Rajec</i>	208
MONITOROVÁNÍ RADIAČNÍ SITUACE V OKOLÍ JADERNÉ ELEKTRÁRNY TEMELÍN	
<i>Eva Šindelková</i>	212
PRAGUE SCENARIO FOR EMRAS ¹³¹I RELEASE WORKING GROUP	
<i>Miluše Bartusková, Irena Malátová, Pawel Krajewski</i>	216
PROGRAM AEROTRANS 1.05 - MODELOVÁNÍ PRŮCHODU RADIOAKTIVNÍCH AEROSOLŮ NETĚSNOSTMI KONTEJNMENTU JE	
<i>J. Martinčík, T. Trojek, J. Klusoň</i>	220

ČTVRTEK

SIMULÁCIE HAVARIJNÝCH SCENÁROV – VYUŽITIE SW PROSTRIEDKOV „ESTE EMO-SIM“	
<i>Peter Čarný, Miroslav Chylý, Jawid Nabizada, Mariana Mančíková, Peter Muller</i>	224
SYSTEMATICKÉ HODNOTENIE REÁLNEJ RADIAČNEJ SITUÁCIE V OKOLÍ JE-A1 A BSC	
<i>M.Lišťjak, J.Morávek, O.Slávik Ondrej, F.Šoóš</i>	226
REKONŠTRUKCIA SYSTÉMU RADIAČNEJ KONTROLY CHLADIVA PRIMÁRNEHO OKRUHU NA JE PAKŠ	
<i>Ondrej Slávik, Juraj Košťal, Jozef Beňa</i>	230
MĚŘENÍ PŘÍKONU DÁVKOVÉHO EKVIVALENTU V NÁDOBĚ REAKTORU LVR-15 BĚHEM PĚTILETÝCH PROVOZNÍCH KONTROL	
<i>J. Neužil, V. Činovský, D. Javůrek, A. Horák, Z. Lahodová, L. Viererbl</i>	234
MONITOROVANIE PODZEMNÝCH VÔD JADROVOENERGETICKEJ LOKALITY JASLOVSKÉ BOHUNICE	
<i>Lubomír Mátel, Oľga Roszkopfová, Pavol Rajec, Július Plško, Miloš Kostolánský, Vladimír Nemčovič, Ľubica Drahošová</i>	236
POROVNÁNÍ POZEMNÍCH A LETECKÝCH MĚŘENÍ	
<i>Irena Češpírová, Aleš Froňka</i>	240
POUŽITÍ KAPALINOVÉ SCINTILAČNÍ SPEKTROMETRIE ZA MIMOŘÁDNÉ RADIAČNÍ SITUACE	
<i>Michal Fejgl, Věra Bečková, Jiří Hůlka</i>	244
ÚPRAVA A PŘEMÍSTĚNÍ ODPADŮ V ÚLOŽIŠTI RADIOAKTIVNÍCH ODPADŮ RICHARD	
<i>Dostál J., Tichý I., Trtílek R.</i>	248
SYSTÉM NAKLÁDÁNÍ S VYHOŘELÝM JADERNÝM PALIVEM V ÚJV ŘEŽ A.S.	
<i>P. Kovařík, J. Podlaha</i>	251
ÚPRAVA A ULOŽENÍ RADIOAKTIVNÍHO VOJENSKÉHO MATERIÁLU KONTAMINOVANÉHO RA-226	
<i>Tichý I., Trtílek R., Zapletal P.</i>	255

INŠTITUCIONÁLNE RÁDIOAKTÍVNE ODPADY V SR	
<i>Milena Pražská, Jana Burclová, Marek Mečiar</i>	258
VYJÁDRĚNÍ HODNOTY LIDSKÉHO ŽIVOTA JAKO KLÍČOVÝ FAKTOR OPTIMALIZACE V RADIAČNÍ OCHRANĚ	
<i>Pavel Danihelka</i>	262
OCEŇOVÁNÍ LIDSKÉHO ŽIVOTAMETODA “CELKOVÉHO VÝSTUPU”	
<i>Alena Daňková</i>	263
COST-EFFECTIVITY OF COUNTERMEASURES AGAINST HOME-RADON IN THE CZECH REPUBLIC	
<i>J. Thomas, L. Tomášek, I. Fojtíková, P. Bernovský</i>	267
KONCEPCIA SYSTÉMU RADIAČNEJ KONTROLY PRE DOSTAVBU MO34	
<i>Š. Ševečka, J. Morávek, V. Kapišovský, R. Reháč, J. Šach</i>	269
PROGRAM ZABEZPEČOVÁNÍ JAKOSTI A AKREDITACE	
<i>Milan Buňata</i>	271
SLEDOVÁNÍ AKTIVITY TRITIA V POVRCHOVÝCH A PITNÝCH VODÁCH V OKOLÍ JE DUKOVANY V NÁVAZNOSTI NA POŽADAVKY LEGISLATIVY ČR A EU.	
<i>Hana Bilková, Dagmar Fuchsová</i>	272
AKTIVNÍ ČÁSTICE NA JE TEMELÍN, JEJICH RADIOLOGICKÁ RIZIKA A ZPŮSOBY OCHRANY	
<i>J. Kaňkovský, P. Foltýn, H. Dvořák</i>	275
ANALÝZA POUŽITELNOSTI SCINTILAČNÍ SPEKTROMETRIE PRO ODHAD SLOŽENÍ KONTAMINOVANÉHO MRAKU PO NEHODĚ JADERNĚ ENERGETICKÉHO ZAŘÍZENÍ	
<i>Petr Kuča, Jiří Hůlka, Jaroslav Klusoň, Tomáš Čechák</i>	277
BILANCE DEKONTAMINAČNÍCH PRACÍ V JE TEMELÍN 2000 - 2007	
<i>Cimrová J., Tichý I., Trtílek R., Werbynský P.</i>	281
BILANCOVÁNÍ RADIOAKTIVNÍCH VÝPUSTÍ Z JADERNÝCH ELEKTRÁREN ČR, HODNOCENÍ VLIVU NA OKOLÍ, SROVNÁNÍ S VYBRANÝMI ZÁPADNÍMI JE	
<i>Josef Koc, Jiří Vokálek</i>	282
MĚŘENÍ AKTIVIT STĚŘŮ Z NÁDOBY REAKTORU LVR-15	
<i>L. Viererbl, Z. Lahodová, J. Neužil, A. Horák, V. Klupák, M. Marek, V. Činovský, D. Javůrek, A. Voljanskij</i>	286
RYCHLÝ ODHAD (IN SITU) HMOTNOSTNÍ AKTIVITY ALFA NUKLIDŮ VE VZORKU PŘI MASIVNÍ KONTAMINACI	
<i>Jiří Hůlka, Irena Malátová, Věra Bečková</i>	289
ODHAD AKTIVITY V OBJEMOVÝCH VZORCÍCH POMOCÍ MĚŘENÍ DÁVKOVÉHO PŘÍKONU	
<i>Zlata Mrázová, Petr Rulík</i>	293
PHYSICAL PROPERTIES OF IRRADIATED THERMO-INSULATING MATERIALS	
<i>Holá Olga, Földesová Mária</i>	297
RADIAČNÁ ZÁŤAŽ PRACOVNÍKOV A VÝPUSTE RÁDIONUKLIDOV DO ŽIVOTNÉHO PROSTREDIA POČAS PREVÁDZKY JE V1	
<i>Svetozár Mocko, Ján Kaizer</i>	301
SEVEN YEARS OF BIOMONITORING IN THE ENVIRONMENT NEAR NPP TEMELIN	
<i>T. Čechák, L. Thinová, J. Klusoň, T. Trojek</i>	303

ŠTATISTICKÉ SPRACOVANIE PLYNNÝCH VÝPUSTOV Z PREVÁDZKY JE TEMELÍN	
<i>Ján Mihalík, Josef Tecl</i>	307
URČENIE HODNOTY DP OD VITRIFIKÁTU CHRUII NA POVRCHU TIENIACEHO OBALOVÉHO SÚBORU A NA POVRCHU PKIII/SUDY PRE ÚČELY TRANSPORTU.	
<i>D.Kucharová, O.Slávik, M.Lišťjak</i>	311
VYUŽITÍ MĚŘENÍ DÁVKOVÉHO PŘÍKONU OD AEROSOLOVÉHO FILTRU K POSOUZENÍ RADIAČNÍ SITUACE	
<i>Škrkal J., Dobešová J.</i>	314
ZAVEDENÍ SYSTÉMU LEGÁLNÍ ELEKTRONICKÉ OSOBNÍ DOZIMETRIE NA JADERNÝCH ELEKTRÁRNÁCH V ČR	
<i>Josef Koc, Monika Fárniková, Jiří Vokálek</i>	318
PÁTEK	
ANALÝZA VPLYVU HOMOGÉNNEJ A NEHOMOGÉNNEJ DISTRIBÚCIE ²¹⁴Po a ²¹⁸Po NA KVANTIFIKÁCIU RADÓNOVÉHO RIZIKA	
<i>Radoslav Böhm, Antonín Sedlák</i>	319
METEOROLOGICKÉ VPLYVY NA KONCENTRÁCIU ²²²Rn A ²¹⁰Pb V PRÍZEMNEJ VRSTVE ATMOSFÉRY	
<i>Miroslav Ješkovský, Monika Müllerová, Ivan Sýkora, Karol Holý, Jana Merešová, Anna Polášková</i>	321
ŠTÚDIUM VPLYVU PARAMETROV VONKAJŠEJ ATMOSFÉRY NA VARIÁCIE ²²²Rn V POBYTOVÝCH PRIESTOROCH	
<i>Monika Müllerová, Karol Holý</i>	325
METODIKA STANOVENÍ DÁVKY OD RADONU	
<i>Ivana Ženatá, Lenka Thinová, Katka Rovenská</i>	329
VÝPOČET DÁVKY OD RADONU PRO PRACOVNÍKY V JESKYNÍCH	
<i>Kateřina Rovenská, Lenka Thinová, Vladimír Ždimal</i>	333
RADONOVÝ PROGRAM ČR PO ROCE 2009	
<i>Eva Bílková</i>	337
NEW DETECTION SYSTEM FOR A CONTINOUS SOIL RADON CONCENTRATIONS MONITORING	
<i>Aleš Froňka</i>	341
THEORETICAL ANALYSIS OF RADON DIFFUSION THROUGH DAMP-PROOF MEMBRANES	
<i>Martin Jiránek</i>	344
POROVNANIE DVOCH METÓD STANOVENIA CELKOVEJ ALFA AKTIVITY VO VODÁCH	
<i>Pavol Rajec, Miroslava Sedláková, Ľubomír Mátel,</i>	348
METODA HLOUBKOVÉ LOKALIZACE ²¹⁴Bi VE STĚNÁCH BUDOV POMOCÍ TERÉNNÍ SPEKTROMETRIE ZÁŘENÍ GAMA	
<i>Trojek T., Thinová L., Trnková L.</i>	352
VLIVY VARIACÍ PŘÍRODNÍHO POZADÍ NA IN-SITU GAMA SPEKTROMETRICKÁ MĚŘENÍ	
<i>Klusoň J., Čechák T.</i>	356
REJSTŘÍK AUTORŮ	361
SEZNAM AUTORŮ	365

Po-O1

DOSE CONVERSION OF RADON EXPOSURE ACCORDING TO NEW EPIDEMIOLOGICAL FINDINGS

Ladislav Tomasek

National Radiation Protection Institute, Prague, Czech Republic

BACKGROUND

In 1993, ICRP-65 recommended that dose conversion of radon exposure should be based on comparison of detriments between radon exposure and effective dose [1]. The lifetime detriment from radon exposure was projected according to epidemiological studies of uranium miners then available (Colorado Plateau, New Mexico, Ontario, Beaverlodge, France, and West Bohemia). The projection model was multiplicative (relative risk model) assuming that the excess age specific lung cancer rate depends on spontaneous lung cancer rate multiplied by relative risk modified by time since exposure and age at exposure. This model was suggested by Jacobi [2] for evaluation of the probability of causation among German uranium miners. The temporal modification assumes relative decrease with a 'half-live' of 10 years [1]. The age at exposure modification assumes relative decrease by 50% from age 20 at exposure to age 60. The magnitude of the risk per unit exposure corresponds approximately to the model derived in BEIR IV [3], but the so-called GSF model provided a monotonic variation of the excess relative risk with age or time since exposure [1]. These assumptions lead to the conversion of 5mSv/WLM in workers. Since 1993, several new studies of uranium miners have appeared and many original studies were updated. In addition, the projections of the risk have been improved by including further modifying factors, particularly the inverse exposure rate effect as for instance in BEIR VI [4]. Quite recently, new analyses were completed in the Czech and French studies of uranium miners, which rely on accurate estimates of exposures based on extensive radon measurements [5, 6].

RESULTS

The projections of the original ICRP-65 (GSF) model and the other two models (BEIR VI concentration and joint Czech-French) for standard occupational exposure for uranium miners in age 18-64 are compared. Resulting estimates of excess absolute lifetime risk per unit exposure (EALR/WLM) from these projections corresponding to Euro-American and Asian populations lead to dose conversion 10 mSv/WLM for model BEIR VI and 8 mSv/WLM for the joint Czech-French model.

Acknowledgement

The present work was partly supported by the European Commission in the frame of the 5th and 6th Framework Programmes for Research and Technological Development (Contracts FIGH-CT1999-00013 and FI6R 516483).

REFERENCES

- [1] ICRP-65, International Commission of Radiological Protection: Protection against Radon-222 at home and at work. *Annals of the ICRP*, Publication 65, vol 23(2). Pergamon Press, 1993.
- [2] Jacobi W, Henrichs K, Barclay D. Verursachungswahrscheinlichkeit von Lungenkrebs durch die berufliche Strahlenexposition von Uran-Bergarbeitern der WISMUT AG. GSF Research Center for Environment and Health, Neuherberg, Germany, GSF Report S-14/92, 1992.
- [3] BEIR IV, Health risks of radon and other internally deposited alpha-emitters: BEIR IV. Committee on the Biological Effects of Ionizing Radiation, National Research Council. National Academy Press, Washington DC, 1988.
- [4] BEIR VI, Health effects of exposure to radon. Committee on the Biological Effects of Ionizing Radiation, National Research Council, National Academy Press, Washington DC, 1999.
- [5] Tirmarche M, Laurier D, Bergot D, Billon S, Bruske-Hohlfeld I, Collier C, Grosche B, Bijward H, Hammer G, Haylock R, Heidenreich W, Kaiser C, Kreuzer M, Leenhouts H, Brugmans M, Monchaux G, Morlier J, Muirhead C, Rispens S, Rogel A, Schaffrath-Rosario A, Schnelzer M, Tomasek L, Tschense A, Wichman H. Quantification of lung cancer risk after low radon exposure and low exposure rate: synthesis from epidemiological and experimental data. Final scientific report, February 2000 – July 2003, Contract FIGH-CT1999-0013, Brussels, Belgium: European Commission DG XII, October 2003.
- [6] Tomasek L, Rogel A, Tirmarche M, Mitton N, Laurier D. Lung cancer in French and Czech uranium miners – risk at low exposure rates and modifying effects of time since exposure and age at exposure. *Radiation Research*, submitted 2007.

**DISTRIBUTION OF THE MORTALITY RATE OF LUNG
CANCER INDUCED BY EXPOSURE TO RADON AT HOME IN
REGIONS AND DISTRICTS OF THE CZECH REPUBLIC**

J. Thomas, L. Tomášek, I. Fojtíková, P. Bernovský

National Radon Protection Institute, Praha

According to average indoor radon concentrations in 77 districts and 14 regions of the Czech Republic and corresponding mortality rates of lung cancer the relative contribution of radon to lung cancers is estimated and the ranking of regions and districts of this contribution is given. The ranking of this contribution is nearly the same as the indoor radon concentration in districts but the range of values is greater for the contributions of radon as it is for the indoor radon concentrations.

The results could be used in enlightenment to enhance the awareness of the radon risk in districts with higher radon burden.

THE AVERAGE VALUE OF LET FOR ONCOGENIC EFFECTS OF RADON AND ITS DAUGHTERS

A. Sedlák

National Radiation Protection Institute, 140 00 Prague 4, Bartoškova 28

Epidemiological studies indicate that radon and its alpha-emitting daughter products may cause lung cancer in man [1]. At a very low dose D the alpha particle of linear energy transfer (LET) L is assumed to produce an oncogenic effect E according to the relation $E(D) = (\kappa / L^3) \times D$ where κ is a parameter independent on both L and D respectively [2]. If the bronchial epithelium cells are exposed to radon and its daughter products then a range of LET values is necessary to take into account instead of a single value of L . The question arises how to find an appropriate average value of LET.

Two average values of LET (the track average \bar{L}_T and the dose average \bar{L}_D respectively) are well established [3]. Randolph [4] has substantiated that for a linear dose – effect relationship the track average LET, \bar{L}_T is usable if the dose coefficient is proportional to L^{-1} . On the other hand, the dose average LET, \bar{L}_D is required if this coefficient is proportional to L .

Because in our case the dose coefficient is proportional to L^{-3} other average value of LET (symbolized here by \bar{L}_C) must be introduced. If the dose distribution in LET, $d(L)$ is multiplied by L^{-3} and the resultant distribution is renormalized one obtains a distribution denoted by $c(L)$:

$$c(L) = \frac{d(L)}{L^3} \times \frac{1}{\int_{L_{\min}}^{\infty} \frac{d(L) dL}{L^3}}$$

The searched average value of LET, \bar{L}_C is then:

$$\bar{L}_C = \int_{L_{\min}}^{\infty} L c(L) dL$$

We applied the above procedure to an explicit LET spectrum of alpha particles from radon and its daughter products. The respective $d(L)$ distribution was published by Miller et al. [5]. We obtained these average values of LET: $\bar{L}_D = 102$ keV/ μm , $\bar{L}_T = 90$ keV/ μm and $\bar{L}_C = 77$ keV/ μm respectively. In the mentioned paper [5] the results of oncogenic transformation by monoenergetic alpha particles were used to the prediction of results caused by polyenergetic alpha particles from radon and its daughters. The initial slope of this biological effect caused by radon gas turned out to be of 22.7 ± 2.0 transformants/ 10^4 surviving cells/Gy. From Table II in the quoted paper [5] it may be derived that the corresponding value of LET amounts approximately of 75 keV/ μm . It corresponds to the value of \bar{L}_C that was given above.

ACKNOWLEDGMENTS

The present research was supported by the R&D program of the State Office for Nuclear Safety of the Czech Republic (Reg. No. 50013184 / 9 / 2006).

REFERENCES

- [1] National Research Council, Committee on the Biological Effects of Ionizing Radiation. Health effects of exposure to radon (BEIR VI). Washington, DC: National Academy Press 1998.
- [2] SEDLÁK, A.: A microdosimetric interpretation of different radiosensitivity. In Conference Abstracts of the 26th Days of Radiation Protection, Luhačovice, p. 286, ISBN 80-01-03076-8. Faculty of Nuclear Sciences and Physical Engineering, Czech Technical University, Prague 2004.
- [3] International Commission on Radiation Units and Measurements, *Linear Energy Transfer*, ICRU Report 16, Bethesda, Maryland 1970.
- [4] RANDOLPH, M. L.: Genetic damage as a function of LET. *Ann. N. Y. Acad. Sci.* 114, 85 – 95 (1964).
- [5] MILLER, R. C., RICHARDS, M., BRENNER, D. J., HALL, E. J., JOSTES, R., HUI, T. E., BROOKS, A. L.: The biological effectiveness of radon-progeny alpha particles. V. Comparison of oncogenic transformation by accelerator-produced monoenergetic alpha particles and by polyenergetic alpha particles from radon progeny. *Radiat. Res.* **146**, 75 – 80 (1996).

BYSTANDEROV EFEKT V RADÓNOVEJ PROBLEMATIKE

¹Radoslav Böhm, ¹Karol Holý, ²Denisa Nikodemová

¹Fakulta matematiky, fyziky a informatiky UK, Mlynská dolina F1, 842 48 Bratislava, Slovenská republika

²SZU Bratislava, Limbová 12, Bratislava, 833 03, Slovenská republika

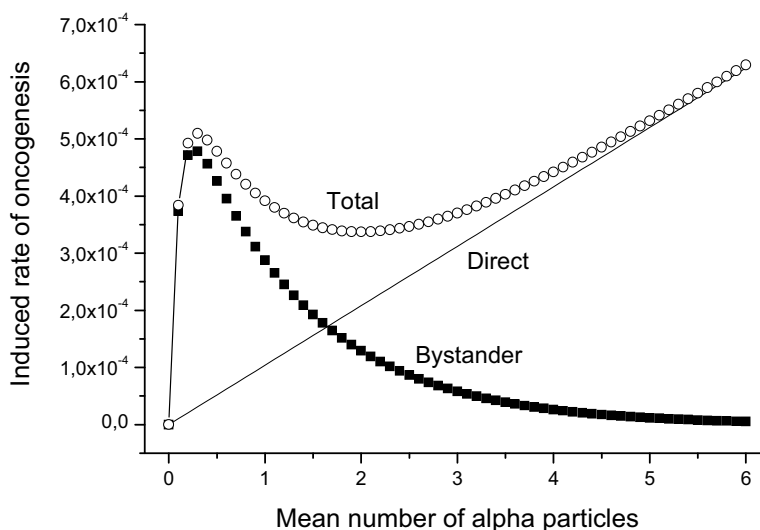
Experimentálne výsledky z ožarovania buniek alfa-časticami poskytujú dôkazy o medzibunkovej komunikácii (tzv. bystanderovom efekte), ktorá sa prejavuje tým, že počet radiáciou poškodených buniek je podstatne väčší ako počet priamo zasiahnutých buniek. Z tohoto dôvodu sa očakávala významná úloha bystanderového efektu v procese vzniku rakoviny pľúc indukovanej produktmi premeny radónu. Potvrdenie vplyvu bystanderového efektu by malo dopad na vierohodnosť výsledkov v oblasti vyhodnocovania radónového rizika, pretože väčšina prác medzibunkovú komunikáciu ignoruje resp. podceňuje. Podľa Brennera [1] pre častice s vysokým LET je bystanderov efekt najvýznamnejší v oblasti nízkych fluenčných tokov častíc, t.j. pri takých expozíciách, pri ktorých väčšina buniek je nezasiadnutých. Lineárna extrapolácia rizika z oblasti stredných dávok (pri ktorých je tento efekt zanedbateľný) do oblasti nízkych dávok (pri ktorých je dominantný) by viedla k podhodnoteniu radónového rizika pre pobytové priestory. Ďalším dôsledkom by bola nutnosť predefinovať veľkosť terčov pre alfa častice, pretože senzitivná oblasť pre indukciu rakoviny by zaberala oveľa väčší objem ako je objem terčových jadier. Pri analýze bystanderového efektu sme počítali pravdepodobnosť transformácie z prežívajúceho bunkového spoločenstva pozostávajúceho z príspevku od priamo zasiahnutých buniek D a nepriamo zasiahnutých B tzv. bystander buniek.

Materiál a metódy.

Dlhé obdobie sa predpokladalo, že k najväčšiemu radiačnému poškodeniu buniek dochádza po priamom zásahu DNA alebo reakciami s voľnými radikálmi vytvorenými radiolýzou molekúl vody. V skutočnosti sa pri ožarovaní alfa časticami poškodzuje v bunkových spoločenstvách väčší počet buniek ako je priamo zasiahnutých.

Priamo ožiarená bunka vysielá B signál iba obmedzenému počtu susedných neožiarených buniek (napr. k -tim) z ktorých iba malá časť σ je senzitivná. Uvedenú bunkovú komunikáciu nazývame tzv. „bystander efektom“ ktorý sa prejavuje aj v prípadoch, keď sú bunky od seba dostatočne vzdialené. Onkologická odozva buniek pri ožarovaní alfa časticami nevzrastá s množstvom prijímaných „bystanderových“ signálov a už pri malých fluenciách ionizačných častíc dochádza k jej saturácii.

Graf. 1 Pravdepodobnosti onkologickej transformácie priamo zasiahnutých a priamo nezasiahnutých buniek (k=10).



Pravdepodobnosť transformácie z prežívajúceho bunkového spoločenstva TF pozostáva z príspevku od priamo zasiahnutých buniek D a nepriamo zasiahnutých B tzv. bystander buniek:

$$D = \nu q \langle N \rangle \quad (1)$$

$$B = \sigma [1 - \exp(-k \langle N \rangle)] \exp(-q \langle N \rangle) \quad (2)$$

kde $\langle N \rangle$ je priemerný počet zasiahnutých buniek α časticami, ν - konštanta úmernosti. Podľa mnohých štúdií hodnota $k \approx 50$ a $q = 0.8$ [1].

Zavedeným parametra :

$$G = \frac{\sigma}{\nu} \quad (3)$$

určujúcim podiel bystanderoveho efektu k celkovej radiačnej odozve buniek možno pre výpočet pravdepodobnosti onkologickej transformácie z prežívajúceho bunkového spoločenstva TF odvodiť vzťah:

$$TF = D + B \quad (4)$$

pričom:

$$D = \nu q \langle N \rangle = \nu D' \quad (5)$$

$$B = \nu G [1 - \exp(-k \langle N \rangle)] \exp(-q \langle N \rangle) = \nu G B' \quad (6)$$

Model pľúc a výpočet radiačnej odozvy.

Radiačné poškodenie pľúcneho tkaniva pri expozícii W pri hrúbke mucusovej vrstvy *mucus* sme kvantifikovali odozovou funkciou $R_{mucus}(W)$, ktorú sme získali sumáciou pravdepodobnosti transformácie buniek $TF_{l,mucus}$ v jednotlivých hĺbkach pľúcneho tkaniva, váhovaných distribučnou funkciou výskytu terčových jadier $p(i)$:

$$R_{mucus}(w) = v \sum_{i \in \left\{ \begin{array}{l} 10\mu m, 15\mu m, 20\mu m, \\ 25\mu m, 30\mu m, 35\mu m, \\ 40\mu m, 45\mu m, 50\mu m \end{array} \right\}} p(i) * D_{i,mucus} + vG \sum_{i \in \left\{ \begin{array}{l} 10\mu m, 15\mu m, 20\mu m, \\ 25\mu m, 30\mu m, 35\mu m, \\ 40\mu m, 45\mu m, 50\mu m \end{array} \right\}} p(i) * B_{i,mucus} \quad (7)$$

Odozvoú funkciu $R_{mucus}(W)$ sme kalibrovali na výpočet relatívneho rizika RR použitím epidemiologických dát zozbieraných Lubinom [2]. Pri kalibrácii sme predpokladali, že proliferačná doba terčových buniek je $\tau=30$ dní, pričom v baníckej skupine sa nachádza q_n nefajčiarov s hrúbkou mucusovej vrstvy $11 \mu m$ a zvyšok sú fajčiari $q_s=(1- q_n)$ s hrúbkou mucusovej vrstvy $30 \mu m$. Odozvoú funkcia pre takúto skupinu baníkov Y_{mine} bola daná sumou radiačných odoziev R_{mucus} váhovaných zastúpením fajčiarov a nefajčiarov:

$$Y_{cohort}(w, q_n) = q_N * R_{11\mu m} \left(w * \frac{\tau}{\tau_{exp osure} * 365} \right) + (1 - q_N) * R_{30\mu m} \left(w * \frac{\tau}{\tau_{exp osure} * 365} \right) \quad (8)$$

V ďalšej časti sme predpokladali, že odozvoú funkcia Y_{cohort} je úmerná prídavnému výskytu rakoviny pľúc a teda pre relatívne riziko platí:

$$RR(w, q_n) = 1 + \beta * Y_{cohort}(w, q_n) \quad (9)$$

Zavedením

$$D_{cohort} = \sum_{i \in \left\{ \begin{array}{l} 10\mu m, 15\mu m, 20\mu m, \\ 25\mu m, 30\mu m, 35\mu m, \\ 40\mu m, 45\mu m, 50\mu m \end{array} \right\}} p(i)v [q_n D_{i,mucus=11\mu m} + (1 - q_n) D_{i,mucus=30\mu m}]$$

$$B_{cohort} = \sum_{i \in \left\{ \begin{array}{l} 10\mu m, 15\mu m, 20\mu m, \\ 25\mu m, 30\mu m, 35\mu m, \\ 40\mu m, 45\mu m, 50\mu m \end{array} \right\}} p(i)v [q_n B_{i,mucus=11\mu m} + (1 - q_n) B_{i,mucus=30\mu m}]$$

pre relatívne riziko RR vyplýva:

$$\frac{RR(w, q_n) - 1}{D_{cohort}} = \beta + \alpha \frac{B_{cohort}}{D_{cohort}} \quad (10)$$

kde

$$\alpha = \beta G \quad (11)$$

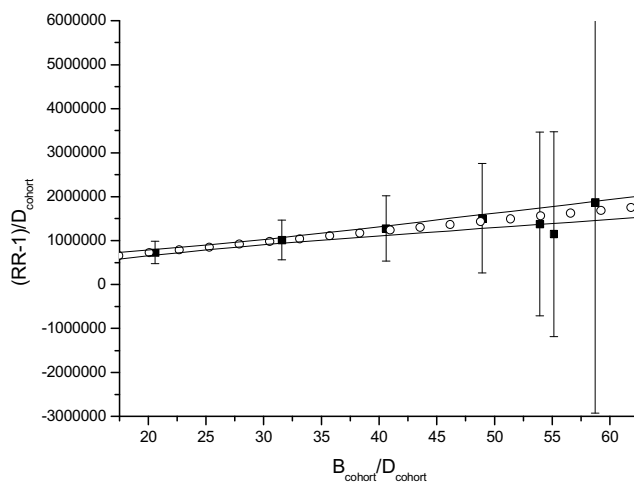
Z kalibračných konštánt možno podľa rovnice:

$$RR(w, q_n) = \beta D_{cohort} + \alpha B_{cohort} + 1 \quad (12)$$

Miera bystanderovho efektu na radiačnú odozvu pľúcneho tkaniva reprezentovaná parametrom G bola určená metódou najmenších štvorcov z kalibračnej rovnice (12). Výsledok je zobrazený na obrázku spolu s oblasťou 95% intervalom spoľahlivosti.

Podľa našich analýz hodnota parametru G je približne 10 krát menšia v porovnaní s *in-vitro* štúdiami. Z tohoto dôvodu možno očakávať menší vplyv bystanderového efektu v radónovej problematike.

Graf. 2 Kalibračná priamka z rovnice (10).



REFERENCE

- [1] Brenner, D., J., Little, J., B., Sachs, R., K.: The bystander effect in radiation oncogenesis: II. A quantitative model. In: Radiat. Res. 155 (3), 2001, s. 402-408.
- [2] Lubin, J., H., Boice, Jr., J., D., Edling, Ch., Hornung, R., W., Howe, G., R., Kunz, G., R., Kusiak, R., A., Morrison, H., I., Radford, E., P., Samet, J., M., Tirmarche, M., Woodward, A., Yao, S., X., Pierce, D., A.: Lung Cancer in Radon-Exposed Miners and Estimation of Risk From Indoor Exposure. In: Journal Of The National Cancer Institute 87 (11), 1995, s. 817-827.

VRODENÉ VÝVOJOVÉ CHYBY DETÍ V OKOLÍ JADROVEJ ELEKTRÁRNE MOCHOVCE

Darina Páleniková,
Úrad verejného zdravotníctva SR, Bratislava, SR

Práca sa zaoberá hľadaním súvislostí medzi výskytom vrodených vývojových chýb (VVCH) novorodencov v okolí jadrovej elektrárne Mochovce a zdrojmi ionizujúceho žiarenia v životnom prostredí v uvedenej lokalite s dôrazom na černoobyl'kú haváriu, prevádzkou jadrovej elektrárne a inými noxami životného prostredia.

Na získanie informácií o VVCH, súvislostí medzi zdravotným stavom, životným a pracovnými podmienkami rodičov, bola použitá dotazníková metóda. Do sledovaného súboru boli zaradení novorodenci s diagnostikovanými VVCH, ktorí sa narodili v zdravotníckych zariadeniach v Leviciach, Zlatých Moravciach a Želiezovciach. Sledované časové obdobie, ktoré je zmapované dotazníkmi je rozdelené do troch etáp:

- od roku 1983, kedy začína prvá etapa sledovaného časového obdobia, do roku 1986, kedy v 26.4. 1986 vznikla havária v Černobyle, ktorá svojimi účinkami ionizujúceho žiarenia zasiahla aj naše územie,
- od roku 1986 do 1998, kedy 13. 10. 1998 bola jadrová elektrárňa v Mochovciach uvedená do prevádzky,
- od roku 1999 do 2000, kedy sa končí jedno obdobie dotazníkového sledovania.

Ako porovnávací súbore sme použili údaje zo štatistického sledovania VVCH na Slovensku. Údaje, ktoré sú predmetom porovnávania štatisticky sleduje Ústav zdravotných informácií a štatistiky SR a Štatistický úrad SR. Informácie, ktoré sa týkajú pôrodnosti, poskytli NsP v Leviciach, Zlatých Moravciach a Želiezovciach.

Incidenca detí s VVCH (na 100 živonarodených detí) v sledovaných NsP je v súlade s incidenciou v SR. V roku 1998 sa v NsP Levice narodilo 34 detí s VVCH, čo predstavuje incidenciu 5,5. Je to štatisticky významná odchýlka od priemeru ($2,4 \pm 0,9$) a v súčasnosti nie je známa príčina takéhoto nárastu. S ohľadom na vplyv ionizujúceho žiarenia, ktorého pôvodcom by mohla byť jadrová elektrárňa v Mochovciach treba pripomenúť, že elektrárňa bola uvedená do prevádzky v novembri roku 1998. Počet detí s VVCH a tiež incidencia VVCH usporiadaných podľa rokov v sledovaných NsP má štatisticky zhodné rozdelenie, čo hovorí o tom, že jednotlivé NsP sa neodlišujú počtom ani druhom VVCH.

Incidenca (na 100 živonarodených detí) VVCH v sledovaných zdravotníckych zariadeniach a v SR

rok	incidenca			SR**
	Lv	ZM	Že	
1983	2,2	2,0	0,2	
1984	2,2	1,5	0,0	
1985	1,8	1,2	0,0	2,0
1986	2,3	1,6	1,7	2,1
1987	1,9	2,7	1,6	2,4
1988	1,3	3,1	0,9	2,3
1989	2,1	2,4	0,9	2,3
1990	2,2	2,7	3,4	2,3
1991	2,6	1,3	0,8	2,3
1992	2,6	2,5	1,2	2,1
1993	2,1	0,7	2,8	2,1
1994	2,3	2,4	1,6	*
1995	2,5	1,9	1,9	2,4
1996	1,6	1,9	0,6	2,5
1997	3,9	3,4	2,3	2,4
1998	5,5	1,9	1,7	2,2
1999	2,9	2,7	0,4	2,4
2000	3,2	3,7	1,1	2,4
spolu	2,4	2,1	1,2	2,3
sm.odch.	0,9	0,8	0,9	0,2

*v súlade s medzinárodným systémom registrácie VVCH bol v SR od 1.1.1994 zavedený nový systém hlásenia VVCH, ktorý mal vážne administratívne a organizačné problémy. Údaje za rok 1994 preto neuvádzame.

**podľa ÚZIS

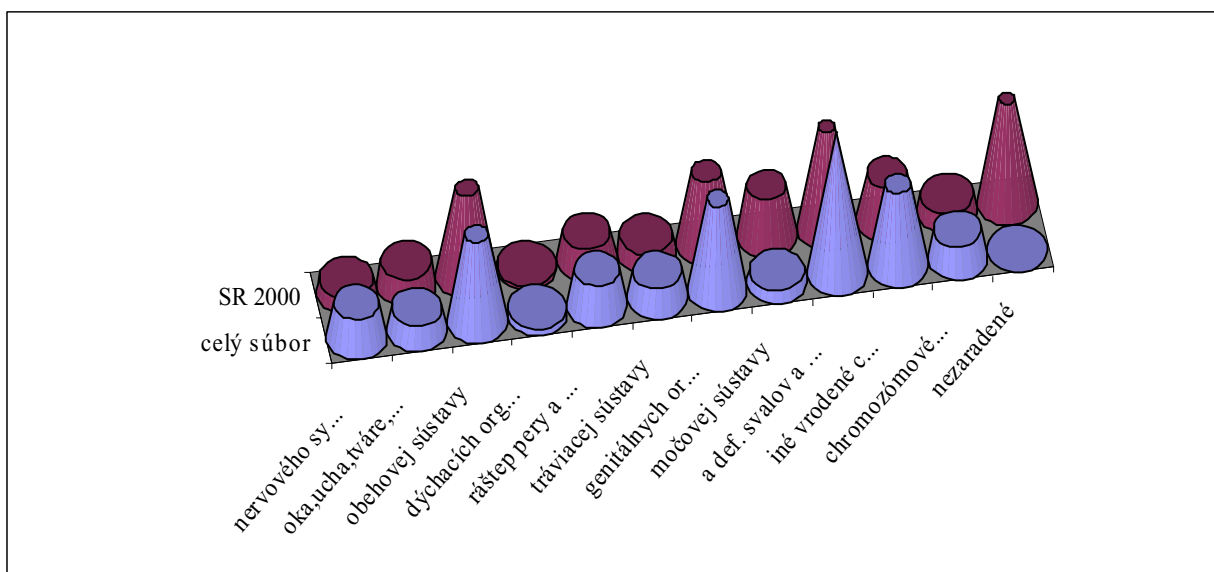
Pomer medzi počtom chlapcov a dievčat s VVCH nezodpovedá pomeru medzi počtom živonarodených chlapcov a dievčat v SR a ani pomeru medzi počtom chlapcov a dievčat narodených s VVCH v SR. Výsledky výskumu ukazujú, že chlapcov s VVCH v sledovanej lokalite je približne dvakrát viac ako dievčat. Tento pomer sa mení v jednotlivých rokoch a aj v jednotlivých zdravotníckych zariadeniach.

Pomer počtu chlapcov a dievčat (CH/D) s VVCH narodených v NsP Levice, NsP Zlaté Moravce, NsP Želiezovce a v SR

roky	Levice	ZM	Želiezovce	SR
1983	1	1,9	0	
1984	2	1	0	
1985	1	3	0	
1986	3	0,8	3	
1987	2,5	3	-	
1988	0,7	0,8	-	
1989	2	4,3	3,3	1,5
1990	1	1,5	1	1,7
1991	2,3	3	-	1,5
1992	4,5	2	4	1,4
1993	1,8	4	0,3	1,4
1994	2,3	1,3	1,7	1,3
1995	1,1	1	2	1,4
1996	0,8	4,5	8	1,3
1997	2	1,4	2,5	1,5
1998	1,8	2	1	1,6
1999	1,1	3,3	-	1,3
2000	1,7	1,1	1	1,7
priemer ± smer.od.	1,9 ± 0,9	2,2 ± 1,2	*	1,5 ± 1,2

Najčastejšie vyskytujúca sa **diagnóza VVCH** je deformita svalov a kostí. Táto diagnóza v NsP Levice predstavuje 30,6%, Zlaté Moravce 17,1% a Želiezovce 25,4% všetkých diagnóz. Rozdelenie diagnóz v jednotlivých zdravotníckych zariadeniach sa štatisticky zhodujú a existuje medzi nimi významná korelácia ($p \geq 0,9$). Rozdiely v počte diagnóz VVCH nie sú závislé od roku narodenia dieťaťa.

Rozdelenie diagnóz VVCH pre celý súbor a SR

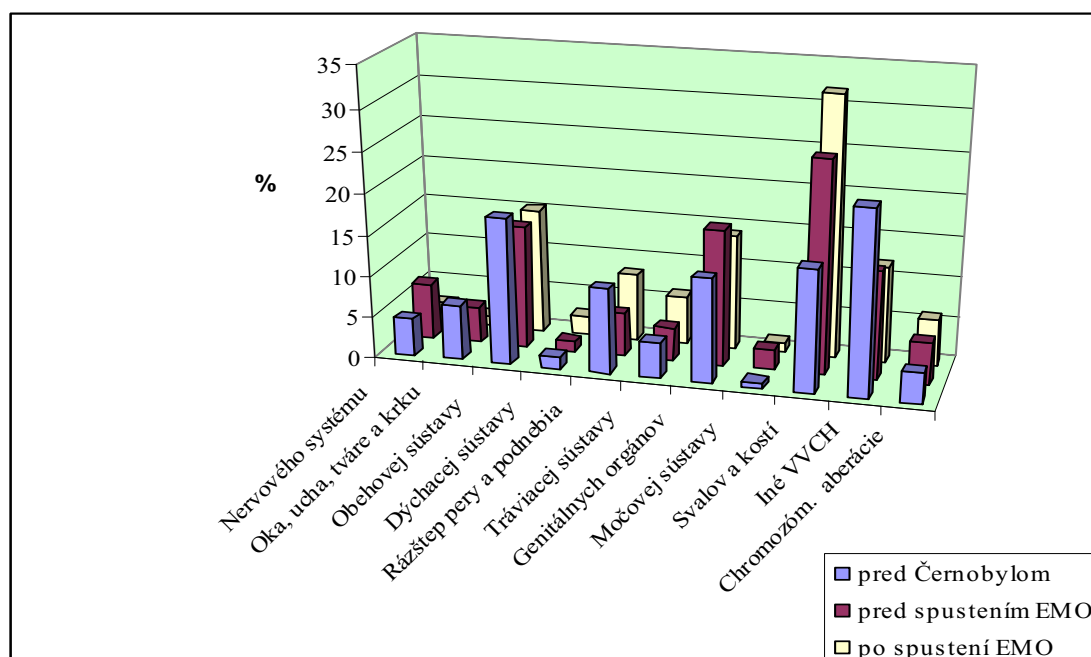


Časové rozdelenie diagnóz rokmi 1986 a 1989 na tri obdobia nám dovoľuje sledovať vplyv havárie v Černobyle a vplyv uvedenia jadrovej elektrárne v Mochovciach do prevádzky na počet a rozdelenie diagnóz VVCH. Korelačná matica diagnóz udáva veľmi silnú závislosť medzi jednotlivými obdobiami ($p = 0,95$ až $0,99$). Štatistickým testovaním sa nepodarilo dokázať, že rozdelenie sledovaného obdobia na 3 etapy má opodstatnenie, pretože sa neprejavilo ani v počte diagnóz, a ani v ich zložení. Z tohto tvrdenia vyplýva, že havária elektrárne v Černobyle, ani uvedenie elektrárne v Mochovciach do prevádzky sa neprejavilo vo výsledkoch dotazníkového sledovania výskytu vrodených vývojových chýb detí v okolí EMO.

Rozdelenie VVCH podľa sledovaného obdobia (v%)

Diagnózy	Pred Černobyľom	Pred uvedením EMO do prevádzky	Po uvedení EMO do prevádzky
Nervového systému	4,5	6,8	2,4
Oka, ucha, tváre a krku	6,7	4,4	1,2
Obehovej sústavy	17,9	15	15,3
Dýchacej sústavy	1,5	1,2	2,4
Rázštep pery a podnebia	10,4	5,3	8,2
Tráviacej sústavy	4,5	4,1	5,9
Genitálnych orgánov	12,7	16,6	14,1
Močovej sústavy	0,7	2,5	1,2
Svalov a kostí	14,9	25,9	31,8
Iné VVCH	22,4	13,2	11,8
Chromozóm. aberácie	3,7	5,1	5,9
Spolu	100	100	100

Rozdelenie VVCH podľa sledovaného obdobia (v%)



STRUKTUROVANÝ PŘÍSTUP K ODHADU ÚVAZKU EFEKTIVNÍ DÁVKY Z PŘÍJMU RADIONUKLIDŮ

Irena Malátová

Státní ústav radiační ochrany, Bartoškova 28, 140 00 Praha 4

ÚVOD

Nové doporučení ICRP 2.výboru ICRP, nazvané Supporting Guidance Document Interpretation of Bioassay Data, obsahuje návrh na strukturování přístupu k hodnocení vnitřní kontaminace podle závažnosti, tedy podle velikosti dávky z příjmu radionuklidů. Tento přístup je vlastně shodný s přístupy dozimetrie externího ozáření a respektuje zásadu, aby vyhodnocování dávek bylo věnováno úsilí přímo úměrné závažnosti dávky. Změny v přístupech k hodnocení vnitřní kontaminace byly vyvolány zejména v důsledku vyhodnocení několika mezinárodních porovnání dávek z příjmů radionuklidů (1,2,3). V těchto porovnáních byly zadány naměřené hodnoty z monitorování skutečných i simulovaných příjmů radionuklidů a jednotliví účastníci počítali jak příjmy, tak i úvazky efektivních dávek. Výsledky se ale lišily v některých případech více než o jeden řád, což vnáší nedůvěru v celý proces hodnocení a bylo by na závalu při zavádění mezinárodních radiačních průkazů. Proto se několik mezinárodních projektů věnovalo právě harmonizaci a to jak při monitorování samém (4,5,6), tak i při hodnocení naměřených veličin. Při vyhodnocování jde většinou o složitý proces s aplikací biokinetických modelů, u nichž mohou být navíc jednotlivé parametry měněny. Jeví se proto jako rozumný přístup, kdy se nevýznamným hodnotám, kterých je při monitorování vnitřní kontaminace nejvíce, bude věnovat pozornost minimální a úsilí při vyhodnocování bude přímo úměrné závažnosti vnitřní kontaminace.

NAVRHOVANÉ ZÁKLADNÍ HLADINY PRO OPRATIVNÍ PŘÍSTUPY:

Hladina 0: Potenciální příjmy, které mohou mít za následek roční dávku (úvazek efektivní dávky z příjmu radionuklidů v jednom roce) $\leq 0.1\text{mSv}$. **Není třeba dávku vyhodnocovat.**

Dávka by byla pod 0.1mSv , i kdyby docházelo k podobným příjmům v každém z monitorovacích období. Jako výsledek může být uváděna nula, analogicky k vyjadřování dávek v externí dozimetrii. Nicméně, skutečná naměřená hodnota (aktivita radionuklidu v těle, aktivita radionuklidů, vyloučená v exkretech za 1 den) musí být zaznamenána pro případné vyhodnocení v budoucnosti.

Hladina 1. Jednoduché vyhodnocení s ICRP biokinetickým modelem s použitím se základními „default“ hodnotami pro všechny parametry s výjimkou těch, o nichž je dobrá apriorní informace (např. při inhalaci o velikosti částic či chemickém složení kontaminantu).

Typicky jde o **roční dávky v rozmezí 0.1 – 1mSv**. Obvykle zde půjde o radionuklidy, emitující gama záření o vyšších energiích, které jsou dobře měřitelné na hladinách, odpovídajících malým příjmům.

Hladina 2. Roční dávky v rozmezí 1 – 6mSv. Vyhodnocení obvykle potřebuje více informací z pracoviště aby bylo získáno realističtější vyhodnocení dávky. V těchto úrovních jde velmi často o radionuklidy, které jsou na úrovních, odpovídajících malým dávkám, těžko měřitelné – např. izotopy uranu, thoria, plutonia a ^{241}Am . V těchto případech je třeba porovnávat naměřená data s modelovou predikcí a a posteriori kombinovat možné parametry a nalézat optimální hodnoty parametrů. Obvykle jde i o neznámou dobu příjmu. Do této úrovně spadají i příjmy během nehod.

Hladina 3. Roční dávky nad 6mSv. V těchto případech je třeba více dat a parametrů, které se vztahují k dané události (obvykle jde o nehodu). Je třeba adjustovat model krok po kroku podle předepsaného pořadí, až je dosažena přijatelná shoda s modelem. Jsou-li změněny parametry modelu ICRP, znamená to, že se mění orgánové dávky a efektivní dávku je třeba vypočítat s nově vypočtenými ekvivalentními dávkami. Při vyšších dávkách, příp. když to vyžaduje legislativa, je třeba zaznamenávat i orgánové dávky.

Vyhodnocení dávky závisí samozřejmě na počtu a typu monitorovacích dat. Existují minimální požadavky v závislosti na radionuklidu a rozsahu dávek; určité zobecnění bylo provedeno v projektu IDEAS (7), které zde uvádíme. V ideálním případě by měření měla být rozdělena přes celý interval, uvedený v tabulce 1.

FREKVENCE MONITOROVÁNÍ A ODHAD NEJISTOT.

Pokud jde o dávky na hladině **0 a 1**, zjištěné během rutinního monitorování, stačí měřit jednu veličinu v předem daném monitorovacím období. Hladiny 2 a 3 se týkají obvykle speciálního monitorování nebo monitorování po nehodách, kdy se opakovaná měření plánují. Důležitým faktem je, že měření je třeba provádět během delšího časového období, jinak není odhad dávky dostatečně spolehlivý. Pokud by šlo o náhodně zjištěnou kontaminaci v případě rutinního monitorování, je třeba ustavit speciální režim tak, aby v následujícím období, v němž se bude monitorování provádět, nemohlo dojít k dalšímu příjmu.

Nezbytným aspektem při použití strukturovaného přístupu k odhadu úvazů efektivních dávek je odhad nejistot monitorovaných veličin z následujících důvodů:

- Umožňují objektivní rozhodnutí, zda měřená hodnota je důsledkem nového příjmu nebo je to důsledek dřívějších příjmů, které již byly vyhodnoceny.

- Umožňují objektivní zhodnocení, zda je měřená hodnota konzistentní s předchozími hodnoceními nebo zda indikuje, že předchozí hodnocení nebyla správná.
- Nejistoty mají velmi silný vliv na hodnocení, při němž se používá vážené regrese (v případě, že je k dispozici více měřených hodnot).
- Umožňují identifikaci podezřelých dat.
- Umožňují použití objektivních statistických kritérií k posouzení, zda je biokinetický model, použitý pro predikci, vhodný k interpretaci naměřených dat (s použitím např. metody χ^2).

Obecně odhad nejistot měření je velmi obtížný. Pokud jde o aktivity blízko detekčních limitů, v odhadu celkových nejistot může dominovat statistická chyba měření. Pro radionuklidy, které jsou snadno detekovatelné a přítomny v dostatečném množství, jsou nejistoty, způsobené statistikou měření, malé v porovnání s jinými druhy nejistot, např. systematické nejistoty způsobené při měření in vivo kalibrací či korekcí na stavbu těla. Při měření exkret dominují nejistoty, způsobené různě dlouhými intervaly sběru (platí zejména při sběru stolic). Při sběru moči se doporučuje vždy (mimo stanovení ^3H) použít 24 hodinové vzorky, aby byly vyrovnány denní variace vylučování.

Druhy nejistoty:

Typ A zahrnuje nejistoty popsatelné pomocí poissonovské statistiky (chyby počtu impulsů)

Typ B ostatní nejistoty které nelze popsat pomocí poissonovské statistiky (kalibrace)

Komponenty nejistot se sdružují do 2 kategorií : Typ A (statistické chyby měření, popsané Poissonovou distribucí) a typ B, zahrnující další komponenty (variace pozadí, variace geometrie, různá stavba těla, distribuce aktivit v těle). Typ B nelze vyjádřit pomocí Poissonova rozdělení a proto je problém zkombinovat oba tyto typy.

Tzv. scattering factor (SF) je kombinovaná nejistota, složená z nejistot typu A a B, při čemž se pro obě nejistoty předpokládá logaritnicko – normální rozdělení a je definována jako:

$$SF = \exp\left[\sum_i \ln^2(SF_i)\right]^{1/2} \quad (1)$$

kde SF je celková nejistota („scattering factor“) a SF_i je dílčí nejistota jednotlivé komponenty i

Tabulka 2. Typické hodnoty nejistoty druhu A a B pro in-vivo měření radionuklidů emitujících nízko, středně a vysoko energetické fotonové záření

Druh nejistoty	Směrodatná odchylka log-normální rozdělení SF		
	Nízko energetické fotonové záření E < 20 keV	Středně energetické fotonové záření 20 keV < E < 100 keV	Vysoko energetické fotonové záření E > 100 keV
Celkem A	1.5	1.3	1.07
Celkem B	2.06	1.25	1.15
Cekem ¹	2.3	1.4	1.2

1) Kombinace nejistot typu A a B je možná jen když obě lze vyjádřit jako log-normální veličiny, což lze když nejistota typu A je menší jak 30 %.

Publikace vychází z výzkumu podporovaného projektem VaV SÚJB č.3/2006.

LIERATURA

- [1] Doerfel,H., Andrasi,A., Cruz – Suarez,R., Castellani,C-M., Hurtgen,C., Marsh,J., Zeger,J: IAEA/IDEAS Intercomparison Exercise on Internal Dose Assessment, European workshop on individual monitoring of ionising radiation. April 11 – 15, 2005, Vienna, Austria, 2005. Accepted for publication in: Radiation Protection Dosimetry, doi:10.1093/rpd/ncl540
- [2] Griffith,R.V.: The Role of Intercomparison and Intercalibrations in the Improvement of Internal Dose Assessment. Radiation Protection Dosimetry, 69, Nos 3 – 4,pp.163-172, 2000.
- [3] Intercomparison and biokinetic model validation of radionuclide intake assessment. IAEA – TECDOC – 1071, IAEA Vienna , March 1999
- [4] Bérard,P., Briot, F., Cavadore,D., Exmelin,L., Fottorino,R., Nguyen,F.: International Radiobioassay Quality Controls. Radiation Protection Dosimetry, 79, Nos 1 – 4, pp. 509 – 513, 1998
- [5] Ruehm,W., Koenig.K., Malátová,I., Doerfel, H., Foltánová, Š., Sahre,P., Schulz,R., Wahl,W: Intercomparison Exercise for the Determination of ²⁴¹Am in the Human Skeleton, Radiation Protection Dosimetry, 79, Nos 1 – 4, pp. 517 – 521, 1998
- [6] Doerfel,H., Andrasi,A., Bailey,M et al. General Guidelines for the Estimation of Committed Effective Dose from Incorporation Monitoring Data (Project IDEAS – EU Contract No. FIKR – CT2001 -00160),2006

NEMOCI Z POVOLÁNÍ U HORNÍKŮ URANOVÝCH A RUDNÝCH DOLŮ V ČR ZPŮSOBENÉ EXPOZICÍ IONIZUJÍCÍMU ZÁŘENÍ V LETECH 2002 - 2006

Tomáš Müller

Státní ústav radiační ochrany, Praha

V České republice předkládá k posouzení několik desítek případů onemocnění u stávajících či bývalých horníků uranových nebo rudných dolů, o kterých se postižený nebo jeho ošetřující lékař domnívá, že jsou důsledkem profesionální expozice ionizujícímu záření. Pouze část těchto případů je kvalifikována jako nemoc z povolání. Nemoc z povolání je hlavně právní pojem, který zakládá nárok na odškodnění. Odborné lékařské stanovisko nemůže vždy příčinnou souvislost s expozicí s jistotou doložit.

Prakticky veškeré případy, které jsou navrhovány jako nemoci z povolání jsou zhoubné nádory. Naprostá většina z těchto posuzovaných případů jsou onemocnění rakovinou plic z radioaktivních látek.

Rozhodování o nemoci z povolání vychází v současné době z pravděpodobnostního přístupu posuzování založeném na stanovení podílu příčinné souvislosti (PPS) ozáření na vzniku onemocnění (např. metodické opatření č. 15 Věstníku ministerstva zdravotnictví ČR, částka 9, 1998).

Poster podává souhrnnou informaci o všech posuzovaných případech nemocí z povolání u horníků uranových a rudných dolů v České republice v letech 2002 – 2006. Ve sledovaném období bylo na SÚRO každý rok předloženo k posouzení podmínek vzniku onemocnění 70 – 80 případů. Ve většině případů šlo o rakovinu plic. Druhou nejpočetnější skupinu diagnos tvořily rakoviny kůže (non-melanoma skin cancers). Další relativně početnou skupinou byly leukémie. Pak následovaly rakoviny hrtanu. Na ostatní diagnosy připadaly pouze ojedinělé případy onemocnění.

Z posuzovaných onemocnění splňuje kritéria přiznání nemoci z povolání polovina až třetina případů. Z toho naprostou většinu tvoří rakovina plic. Nicméně podíl rakoviny plic u přiznaných nemocí z povolání má v posledních letech klesající tendenci. Následují rakoviny kůže (basaliomy a spinaliomy). Jejich podíl na počtu přiznaných nemocí z povolání má naopak rostoucí tendenci. Na této skutečnosti se podílí jednak lepší diagnostika onemocnění a také nová metodika umožňující přesnější odhad celoživotní dávky v kůži. Na třetím místě jsou leukémie (1 – 2 případy za rok).

RADIOPROTEKTIVNÍ ÚČINEK KOMBINACE AMIFOSTINU (WR-2721) S FYZIKÁLNÍM STÍNĚNÍM U GAMA OZÁŘENÝCH PSŮ

Kuna, P.^{1,2}, Dostál, M.², Neruda, O.², Peřtýrek, P.², Svoboda, V.^{2,3}, Podzimek, F.², Vávrová, J.², Skopec, F.², Navrátil, L.^{1,4}, Singer, J.¹

¹ Jihočeská univerzita, Zdravotně sociální fakulta, katedra radiologie a toxikologie, České Budějovice

² Vojenská lékařská akademie, katedra radiobiologie, Hradec Králové

³ Fakultní nemocnice, klinika onkologie a radiologie, Hradec Králové

⁴ Univerzita Karlova, 1. lékařská fakulta, ústav biofyziky a informatiky, Praha

Úvod

V našich experimentálních studiích jsme prokázali vynikající radioprotektivní účinky amifostinu (WR-2721) v případě celotělového gama ozáření různých laboratorních zvířat. Tyto výsledky byly souborně prezentovány na minulých 28. DRO v Luhačovicích (1). Vytvořily základ pro praktické využití v případě ochrany zasahujících pracovníků IZS v případě rizika zevního gama ozáření. Tato problematika byla diskutována na 35. výroční konferenci Evropské společnosti radiačního výzkumu v srpnu 2006 v Kyjevě na Ukrajině, která se sešla právě v Ukrajině při 20. výročí Černobylské katastrofy (2).

Cílem předkládaných výsledků byla analýza radioprotektivní účinnosti WR-2721 v případě modelového fyzikálního stínění hlavy a břicha velkých laboratorních zvířat psů.

Metodika

Laboratorní zvířata byla dodána firmou Velaz Praha, psi byli chováni v samostatných dřevěných budkách na betonové omyvatelné ploše. Psi dostávali potravu z produkce Velaz, vodu a před pokusem byli odčerveni a imunizováni proti vzteklině a psince. K pokusům jsme použili jak psy křížence, tak psy kmene Beagle.

Psy jsme ozařovali v kobce Chisoboxu (Chirana), ve které vytváří relativně homogenní pole 48 radiokobaltových zdrojů. Dávkový příkon měřený ve vzduchu v předpokládaném středu umístěného psa ve fyziologické poloze byl 0.95 -0.89 Gy.min⁻¹. K fyzikálnímu stínění hlavy a horní poloviny břicha a části hrudníku byly použity eliptické olověné válce o síle 2.5 mm. Pod tímto stíněním poklesla dávka pod stíněním na přibližně 25 % dávky gama záření v oblasti těla nestíněného psa.

Amifostine, nazývaný také gamafos, ve zkratce WR-2721 je chemicky S-2-(aminopropylamino) etylester kyseliny thiofosforečné a byl syntetizovaný skupinou Ing. Cyrila Krajčoviče, CSc. V chemickém závodě v Zemianských Kostolanech byl podáván v dávce 100 mg.kg⁻¹ nitrosvalově spolu s metoklopramidem v dávce 0.5 mg.kg⁻¹. V postradiačním období jsme vybraným

skupinám psů poskytly schematickou komplexní léčbou, zahrnující antibiotika a vitaminy. V pravidelných intervalech byly zvířatům odebrány vzorky žilní krve k hematologickým a biochemickým analýzám.

Výsledky

Minimální absolutně letální dávkou byla v našich experimentálních podmínkách celotělová dávka **3 Gy**, amifostin s následnou schematickou léčbou pravidelně uchránil před letálními účinky 75 % ozářených psů (2). Samotné fyzikální stínění oblasti hlavy a břicha uchránilo před smrtí psi celotělově ozářené dvojnásobnou dávkou 6 Gy v opakovaných experimentech. Komplexní ochrana, radioprotektivní látka WR-2721, částečné stínění hlavy a břicha s následnou schematickou léčbou vedla k přežití všech psů ozářených v gama poli dávkou dokonce **8 Gy**. Přežití bylo sledováno 60 dnů po expozici.

Závěr

Amifostin s fyzikálním neúplným stíněním (75 %) hlavy a břicha s následnou protinfekční léčbou jsou opatření, která výrazně zvyšují přežití vysokými dávkami gama zářených psů.

Literatura

- [1] Kuna, P., Dostál, M., Neruda, O. et al.: Radioprotective effects of cystamine or amifostine (WR-2721) in mammals exposed to gamma rays or neutrons. In: Sborník rozšířených abstraktů. XXVIII. Dny radiační ochrany, Luhačovice, 2006: 156-158. ISBN 80-01-03575-1.
- [2] Kuna, P., Navrátil, L., Singer, J.: Amifostine (WR-2721) as a radioprotector for the emergency workers. In: Current Problems of Radiation Research. National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, 2007: 211-223. ISBN 966-306-128-4.

TEORETICKÁ PREDIKCE VLIVU KONCENTRACE KYSLÍKU NA VÝTĚŽKY POŠKOZENÍ DNA PŮSOBENÝCH IONIZUJÍCÍM ZÁŘENÍM

Václav Štěpán¹, Marie Davidková²

¹Oddělení dozimetrie záření, Ústav jaderné fyziky AVČR, Na Truhlářce 39/64, 180 86 Praha 8

²Katedra dozimetrie a aplikací ionizujícího záření, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská ČVUT, Břehová 7, 115 19 Praha 1

Zvýšení odolnosti proti ionizujícímu záření u málo okysličených tkání je v současnosti jednou z největších překážek pro úspěšnou léčbu pevných nádorů pomocí ionizujícího záření. Hypoxické buňky jsou v případě jednorázového ozáření dva- až třikrát odolnější než buňky normálně okysličené tkáně. Koncentrace kyslíku je navíc různá v různých částech nádoru a v průběhu radioterapie se mění.

Cílem prezentované studie bylo určit vliv koncentrace kyslíku na výtěžek primárních poškození DNA způsobených různými typy ionizujícího záření. K řešení byl využit teoretický model využívající simulační metody Monte Carlo. Studovaným terčem byl DNA oligomer reprezentovaný svou molekulární strukturou. Prostorové souřadnice atomů pro danou sekvenci bází byly získány pomocí programového balíku pro molekulární dynamiku Amber 8 (1). Modelové stopy ionizujících částic ve vodě byly připraveny pomocí Monte Carlo kódu TRIOL (2). Stopy částic byly náhodně promítány v prostoru přes cílovou strukturu a byla sledována jak vycychatelná, tak nevyčychatelná poškození. Jako zdroj nevyčychatelných poškození byly uvažovány depozice energie přímo na makromolekulu DNA či do na ní vázané vrstvy vody. U depozic energie mimo oblast vázané vody a mimo makromolekulu, ale blíže než 75 nm byla simulována radiolýza vody, tedy vznik, difúze a vzájemné interakce vzniklých chemických produktů (3). Reakce produktů radiolýzy s atomy makromolekuly DNA byly sledovány, protože mohou přispívat k vycychatelnému poškození DNA. Výtěžky vybraných typů komplexních poškození DNA byly predikovány pro několik různých koncentrací kyslíku od anoxických až po normální. Výsledky budou prezentovány pro elektrony, protony a alfa částice s LET v rozmezí 0,41 až 160 keV/μm.

LITERATURA:

- [1] Pearlman, D.A. *et al.* 1995, *Comp. Phys. Commun.* 91, 1
- [2] Bigildeev, E.A. a Michalik, V., 1996, *Radiat. Phys. Chem.* 47, 197
- [3] Michalik, V., Běgusová, M. Bigildeev, 1998, E.A., *Radiat. Res.* 149, 224

ZÁKLADNÍ KRITÉRIA HODNOCENÍ PROFESIONÁLNÍ EXPOZICE IONIZUJÍCÍMU ZÁŘENÍ A JEJICH VÝVOJ

Tomáš Müller

Státní ústav radiální ochrany, Praha

Posuzování nároků na odškodnění pro **nemoc z povolání (dále jen NzP)** vyvolanou ionizujícím zářením je nejčastějším případem u pracovníků s anamnézou práce v podzemí uranových nebo jiných rudných dolů s vysokými objemovými aktivitami radonu a jeho produktů přeměny v ovzduší. Mimo tento okruh pracovníků jsou případy zdravotních poruch a onemocnění předkládaných k posouzení jako NzP v posledních letech ojedinělé. Přestože pouze část těchto případů je kvalifikována jako NzP, rozvíjí se kolem nich rozsáhlá agenda, zejména, když se navrhovatelé domáhají příznivého posouzení u soudu.

Nemoc z povolání je hlavně **právní pojem**, který **zakládá nárok na odškodnění**. Odborné lékařské stanovisko nemůže vždy příčinnou souvislost s expozicí s jistotou doložit. Postup při uznávání NzP se řídí ustanoveními vyhlášky MZ ČR č. 342/1997 Sb., kterou se stanoví postup při uznávání nemoci z povolání. Onemocnění, u něhož vzniklo podezření, že se jedná o NzP, posuzuje pracovně lékařské pracoviště (Klinika nebo odd. NzP) na podnět ošetřujícího lékaře nebo osoby trpící onemocněním. Podmínky vzniku onemocnění, které mohlo vzniknout v souvislosti s prací s ionizujícím zářením nebo radioaktivními látkami, posuzuje lékař Státního úřadu pro jadernou bezpečnost.

NzP mohou být akutní otravy vznikající nepříznivým působením chemických látek na zdraví, nemoci vznikající nepříznivým působením chemických, fyzikálních, biologických nebo jiných škodlivých vlivů, pokud vznikly za podmínek, uvedených v **seznamu nemocí z povolání**, který tvoří **přílohu nařízení vlády č.290/1995 Sb.** V tomto seznamu se účinku ionizujícího záření týkají tyto položky:

- **Kap. II, položka 1** – nemoc způsobená ionizujícím zářením
- **Kap. III, položka 6** – rakovina plic z radioaktivních látek

První položka je formulována velmi široce a umožňuje posuzovat jako nemoc z povolání postižení kterékoliv terčové tkáně či orgánu účinky jak deterministickými, tak i stochastickými. Administrativní kritéria nejsou dostatečně specifikována, takže vodítkem pro rozhodování může být jen odborný rozbor konkrétního případu. Druhá položka je formulována konkrétněji a v jejím rámci se posuzují nejčastěji případy rakoviny plic u horníků uranových nebo rudných dolů.

Prakticky veškeré případy, které jsou navrhovány jako NzP jsou zhoubné nádory. Naprostá většina z těchto posuzovaných případů jsou onemocnění rakovinou plic z radioaktivních látek.

Rozhodování o nemoci z povolání vychází u nádorových onemocnění v současné době z pravděpodobnostního přístupu posuzování založeném na stanovení podílu příčinné souvislosti (PPS) ozáření na vzniku onemocnění (např. metodické opatření č. 15 Věstníku ministerstva zdravotnictví ČR, částka 9, 1998).

Poster podává stručný přehled vývoje kritérií hodnocení profesionální expozice i. z. při posuzování profesionality u ca plic a ostatních zhoubných nádorů horníků uranových a rudných dolů v ČR. Zároveň poskytuje stručné informace o kritériích hodnocení profesionální expozice platných v jiných zemích.

MUNICIÓZNA ANALÝZA APLIKÁCIÍ IONIZUJÚCEHO ŽIARENIA A RÁDIONUKLIDOV

Ľubomír Mátel

*Univerzita Komenského v Bratislave, Prírodovedecká Fakulta, Katedra jadrovej chémie, Mlynská dol. Pav. CH-1. 542 15 Bratislava
matel@fns.uniba.sk*

ÚVOD

Pod aplikáciou ionizujúceho žiarenia a rádionuklidov rozumieme procesy radiačnej technológie, ktoré sú založené na fyzikálnych a chemických zmenách vyvolaných ionizujúcim žiarením. Pozastavíme sa však len pri tých oblastiach, ktoré viac, alebo menej úzko súvisia s našim denným životom – priemyselné aplikácie. Sú to najmä oblasti nukleárnej medicíny, radiačného ošetrovania potravín, radiačnej sterilizácie. Okrajovo si povšimneme priemyselnú defektoskopiu, archeológiu, umenia a iné možné aplikačné oblasti.

Medicína – nukleárna medicína - radiačná terapia

V súčasnej dobe sa pozornosť pri diagnostike a liečení nádorových chorôb zameriava na zlepšenie diagnostiky a znižovanie dávok žiarenia – obmedzovanie nežiadúcich vedľajších účinkov žiarenia. V oblasti diagnostiky sa v posledných rokoch uplatňujú nové fyzikálne princípy a moderné techniky: jadrová magnetická rezonancia a pozitronová emisná tomografia. Zintenzívnejšie použitej rádioterapie veľmi úzko súvisí s problémom účinku žiarenia – čo možno najmenšie vedľajšie účinky; aby dávka žiarenia bola absorbovaná v oblasti nádoru, resp. v čo najbližšom okolí. V prípade röntgenového žiarenia, alebo žiarenia gama podstatná časť žiarenia zasiahne tkanivo pred a za nádorom. Počítačová tomografia (CT) používa röntgenové žiarenie, resp. žiarenie vysielané rádionuklidom priamo tele pacienta. Pozitronová emisná tomografia (PET) je založená na používaní rádionuklidov emitujúcich pozitrony. Rádionuklid sa aplikuje ako rádiofarmakum vhodným spôsobom pacientovi a sleduje sa nasledovné rozdelenie v tele pacienta (vnútorná terapia).

Liečenie pomocou zväzkov protónov sa začalo v roku 1954. Protónové zväzky sa uplatňujú najmä pri liečení nádorov uložených v hĺbke. Ťažké ióny - nový nástroj pre liečenie. Zväzky ťažkých iónov sú v súčasnej dobe najúčinnnejším nástrojom pre liečenie hlboko uložených nádorov. Dôvodom je priebeh veľkosti dávky, ktorú odovzdávajú na svojej dráhe v prostredí. Bórová terapia - ^{10}B (n, α) ^7Li . Jej podstata je v nasledovnom: pacientovi sa podá zlúčenina obsahujúce bór, selektívne koncentrujúca sa v nádore, nasleduje ožiarenie pomalými neutrónmi, α - častice a jadra ^7Li ničia nádorové bunky a okolie zostáva neporušené.

Rádiofarmaká, ktoré možno definovať ako zlúčeniny obsahujúce špecifický rádionuklid, ktoré sa používajú na diagnostické a terapeutické účely. Používajú sa rádionuklidy s krátkou dobou polpremeny najmä : ^{32}P , ^{57}Co , ^{58}Co , ^{51}Cr , ^{18}F , ^{67}Ga , ^{75}Se , ^{89}Sr , $^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{111}In , ^{133}Xe , ^{153}Sm , ^{197}Hg , ^{201}Th , ^{203}Hg . Pri pozitronových žiaričov nesíme zabúdať na možné sprievodné gama fotóny, ktoré môžu spôsobiť ďalšiu záťaž na pacienta.

Radiačné ošetrenie potravín.

Podľa čl. 3 odst. 2 smernice 1999/2/ES môžu byť potraviny ožarované len vo schválených ožarovacích zariadeniach, ktoré sú schválené príslušnými inštitúciami členských štátov. Sú schválené ožarovacie zariadenia v 10 štátoch EU v ktorých sa ožarujú napr.: sušené romatické byliny, korenie, zeleninové ochucovacie prípravky, krevety, žabie stehienka, vajcia, sušené ovocie, škrob, plazma, mäso, hotové jedlá, arabská guma a kazein sušená zelenina, korenie, semená guarany, rastlinné suroviny. Absorbovaná dávka žiarenia je v intervale 2 – 25 kGy.

Radiačné ošetrenie umeleckých a historických pamiatok.

Využíva biologických účinkov ionizujúceho žiarenia na hmyz a mikroorganizmy. Používa sa hlavne žiarenie gama, ako zdroj ^{60}Co .

Radiačná sterilizácia

Výhody radiačnej sterilizácie pred ostatnými druhmi sterilizácie sú predovšetkým v skutočnosti, že možno sterilizovať i teplotne labilní materiály, výrobky môžu byť sterilizované v konečnom obale, možnosť okamžitého použitia vysterilizovaných výrobkov, použitý proces nevyvoláva žiadnu sekundárnu reakciu.

Radiačné datovanie, geológia a kozmológia - geochronologia

Využíva doby polpremeny rádionuklidov a skúma sa pomer medzi stabilným izotopom a rádioaktívnym, materským a dcérsnym.

Rádionuklidy ako izotóповé indikátory Označené zlúčeniny, indikátory chemickej a biochemické analýzy, lekárska diagnostika, hydrológia, priemysel (rôzne netesnosti), požiarne hlásiče, odstraňovanie statickej energie, svetelné zdroje, rádionuklidové batérie a podobne.

Ďalšie priemyselné aplikácie

Defektoskopia, meranie hrúbky materiálu, hladinomery, sledovanie pohybu a distribúcie hmoty v rôznych technologických zariadeniach, plastikársky a gumársky priemysel, čistenie odpadových vôd.

Situácia na Slovensku – realita a plány

Možno hovoriť len o nukleárnej medicíne a projekte vybudovania Cyklotrónového centra SR (začiatkom bolo uznesenie vlády SR č. 434/1996, ktorým bol schválený strategický zámer vytvoriť Cyklotrónové laboratórium v rámci Slovenského metrologického ústavu z prostriedkov zadĺženosti Ruskej federácie voči Slovenskej republike. Celkovo bolo do 31.12.2006 preinvestovaných 5 037 mil. SK). Cyklotrónové centrum SR sa od začiatku buduje ako národné centrum (uznesenie vlády SR 660/1999) – báza urýchľovačových technológií pre zámery rezortu školstva, hospodárstva, obrany, zdravotníctva, životného prostredia a regionálneho rozvoja, ďalších orgánov ústrednej štátnej správy – Úradu jadrového dozoru SR a Úradu pre normalizáciu, metrológiu a skúšobníctvo SR a Slovenskej akadémie vied. Praktické využívanie v centre sústredených technológií bolo v dôsledku toho zamerané predovšetkým na zdravotníctvo a vybrané oblasti priemyslu. 16. októbra 2000 bolo uvedené do prevádzky diagnostické „Pracoviska pozitronovej emisnej tomografie CC SR“, v Onkologickom ústave sv. Alžbety, s. r. o. v Bratislave a 27. 03. 2003 „Pracovisko nukleárnej medicíny CC SR“, zriadené v Ústrednej vojenskej nemocnici SNP“ v Ružomberku. V roku 2004 uzneseniami vlády č. 1003/2004 a 1195/2004 bola vytvorená akciová spoločnosť so 100 % účasťou štátu – BIONT, a. s. Hlavnou náplňou BIONT, a. s. je vývoj, výroba a využitie rádiofarmák značkových krátkožijúcimi rádioizotopmi emitujúcimi pozitrony. Základom je laboratórium cyklotrónu Cyclone 19/8, ktoré umožňuje rutinnú výrobu štyroch najčastejšie používaných PET rádioizotopov (^{18}F , ^{11}C , ^{13}N a ^{15}O) ako aj experimentálnu prípravu celého radu ďalších izotopov. Vyrobené rádiofarmaká sa okrem distribúcie odberateľom, priamo na mieste zhodnocujú na oddelení nukleárnej medicíny, ktoré je vybavené modernými diagnostickými zariadeniami PET/CT a SPECT/PET/CT - tomografmi využívajúcimi na zobrazovanie nádorových ochorení, popri röntgenovom žiarení i krátkožijúce rádiofarmaká. Hlavným cieľom druhej etapy budovania centra metrológie (2006-2008 ???) urýchľovačov je: výroba izotopov určených pre rádiodiagnostiku, nových izotopov pre rádioterapiu a hadrónová (protónová a neutrónová) terapia onkologických ochorení a priemyselné aplikácie. V terapeutickom pavilóne „J“ bude umiestnený cyklotrón DC-72. Centrum studenej elektrónovej sterilizácie, plánované vybudovať v rámci CC SR, bude prvé v Slovenskej republike. Je určené na zavádzanie nových priemyselných aplikácií elektrónových urýchľovačov do národného hospodárstva. Je zamerané prioritne na sterilizáciu jednorazových striekačiek, ihliel a rôznych iných výrobkov a materiálov používaných v zdravotníctve. Počíta sa tiež s možnosťou ožarovania rozličných potravinových ingerencií. Projekt počíta s umiestnením i druhého, väčšieho elektrónového urýchľovača s výkonom zväzku do 100 kW, určeného na siet'ovanie plastov. Unikátnym využitím cyklotrónu

DC-72 je možnosť vlastnej výroby polymérnych jadrových membrán a na ich základe aj vlastnej výroby nanofiltrov používaných na úpravu pitnej vody. Centrum metrológie urýchľovačov - tretia etapa (2007-2010). Protónový terapeutický komplex.

ZÁVER

Cieľom prehľadu aplikácií ionizujúceho žiarenia a rádionuklidov nebolo vyčerpať všetky možné varianty aplikácií ani podrobný popis ich princípu. Poukazujú však na jednu dôležitú skutočnosť a to, že bez využitia špecifických vlastností ionizujúceho žiarenia a rádionuklidov sa v súčasnej dobe nezaobídeme.

VĚDA A VÝZKUM SPOLEČNOSTI VF, A. S.

Koch¹, Skládal², Kassa³, Kuča³, Jún³, Pohanka⁴, Ščurek⁵, Lehký⁶, Štancl⁶, Šuráň⁷,
Kadlčák⁸

¹*VF, a. s. Černá Hora*

²*Masarykova univerzita*

³*Univerzita obrany*

⁴*Centrum biologické ochrany AČR*

⁵*Vysoká škola báňská – Technická univerzita Ostrava*

⁶*Explosia a. s.*

⁷*Český metrologický ústav*

⁸*VTÚO Brno*

Společnost VF, a.s. v současnosti realizuje tři projekty výzkumu a vývoje. Ve spolupráci s Biologickým ústavem Masarykovy univerzity vyvíjíme biosenzor pro detekci přítomnosti nebezpečných toxinů produkovaných plísněmi v potravinách a krmivech. Ve spolupráci s Katedrou toxikologie Univerzity obrany pracujeme na vývoji biosenzorů pro nový systém detekce nervově paralytických látek. V třetím projektu v kooperaci s Fakultou bezpečnostního inženýrství VŠB TU Ostrava, Univerzitou obrany, Policií ČR, HZS ČR, Explosií a.s. řešíme problematiku bezpečnostní ochrany objektu zvláštního významu s konkrétním zaměřením na Letiště Leoše Janáčka Ostrava. Poster informuje o prozatím dosažených výsledcích výše popsaných projektů.

EDUCATION RADIATION PHYSICS AT THE FNSPE CTU IN PRAGUE

Tomáš Čechák¹, Pavel Dvořák¹, Ladislav Musílek¹

¹*Czech Technical University in Prague, Faculty of Nuclear Science and Physical engineering,
115 19 Praha 1, Břehová 7,*

Medical physics as an interdisciplinary branch involving physics, engineering and medicine has become increasingly important in connection with the development and implementation of new sophisticated methods and technologies utilizing ionising radiation in medicine. In accordance with new legislation reflecting the relevant EC directives, the Czech Technical University has prepared a new master degree programme in medical physics, which is based on a profound background in mathematics and physics. This program is organized in cooperation with partner institutions, including departments of radiotherapy, nuclear medicine and radiodiagnostics in hospitals. This project is important with respect to general problems of health care treated by the new legislation, and is directly linked to the fields of interest of the national professional organization of medical physicists.

“A medical physicist (MP) is a person qualified with a University degree, or equivalent, majoring in physics with specialist education and training in the concepts and techniques of applying physics in medicine, who, using scientific physics principles, methods and techniques works in alliance with medical staff in medical institutions (general or university hospitals, research institutes or laboratories) employing and/or developing medical technology for the prevention, diagnosis and treatment of human diseases, and/or runs courses in medical physics and allied sciences for physicists, engineers, technicians and medical doctors.” [Definition of MP profession, IOMP 2003].

The “Atomic Act”, governing peaceful utilization of nuclear energy and ionising radiation, has been valid in the country since 1997. The act requires, among other things, that a medical physicist should be in charge of every significant ionizing radiation source, including therapeutic Co60 based treatment machines, clinical linear accelerators, etc.. This is required above all for radiation protection reasons and, of course, it is in agreement with the directive EC 97/43 EURATOM, which treats the profession of a medical physicist.

According to the Act on non-clinician Health Professions, an MP needs to be a graduate from a master degree university programme in radiological physics certified by the Ministry of Health. Alternatively, an MP may be a graduate from a university master degree programme based on mathematics and/or physics. In the latter case, graduation from a special course

in medical physics, again certified by the Ministry of Health, is required. For a certain period (2 years), MPs will undergo on-the-job training in a hospital under the supervision of a Qualified Medical Physicist (QMP).

The Czech Technical University in Prague (CTU) has many years of experience with education in dosimetry and application of ionising radiation, including medical applications. Since problems of radiation protection and medical application of ionising radiation are the a major aspect of all medical physics, current MP staff in hospitals in the Czech Republic have been recruited mostly from CTU graduates. About 8 years ago, CTU opened a new specialization in Medical Radiation Physics, which was renamed as Radiological Physics. The programme of this specialization has gradually been separated from the original Dosimetry and Ionising Radiation Application programme by implementing further medicine and medical physics-related courses instead of some of the original non-medically oriented courses. From the beginning, courses such as Basic Human Anatomy and Physiology, Human Biology, Biochemistry, Basic Radiotherapy, Clinical Dosimetry, Basics of Nuclear Medicine and some others were added to or replaced some courses from the programme in Dosimetry and Ionising Radiation Application. In addition to these, courses such as Biological Effects of Ionising Radiation and Radiation Protection” were accepted from this programme also to the Radiological Physics programme. Subsequently, new courses in Physics of non-ionising Radiation, including medical applications of nuclear magnetic resonance, lasers and ultrasound, Radiodiagnostics, Advanced Radiotherapy, Radiobiology, and Image Registration and Processing have been implemented. All the courses are, of course, built on a profound mathematical and physical background and further focused on nuclear and radiation physics, including detection and dosimetry of ionising radiation. Applications of modern Monte Carlo simulation methods, which play an increasing role in problems of ionising radiation, also receive considerable attention.

In accordance with modern requirements, great attention is paid to practical work. In the framework of two one-semester courses, students are familiarized with basic radiation dosimetry and measurements using various detectors of ionising radiation This ensures that students are well informed about the function and tasks of these organizations. Moreover, a number of departments of radiodiagnostics, nuclear medicine and radiotherapy in hospitals have now promised to facilitate intensive two-week per department “on-the-job” training sessions for students under the supervision of experienced medical physicists to prepare them for the work they will undertake after graduating.

The preparation of the new education plans, education materials and building of new laboratory exercises for medical physicists was supported by the two grants of European Social

Fund (ESF). ESF supported not only the master degree programme in medical physics but also the totally new PhD programme in medical physics, which should be prepared for accreditation next year. Some courses are organized in close collaboration with partner institutions such as the State Institute for Radiation Protection, the Institute of Nuclear Physics of the Czech Academy of Sciences, the State Office for Nuclear Safety and a number of hospital departments. In the new PhD programme the following medically oriented courses will be prepared: Physics for Radiation Protection, Voxel Phantoms and Dose Models in Medical Applications, Clinical Radiobiology, Application of Microdosimetry in Radiobiology, Modern Radiodiagnostic Methods, Statistics and Epidemiological Studies for Radiation Protection, Mathematical and Physical Models in Radiobiology, Radiation Pathophysiology, Application of Monte Carlo Methods in Radiological Physics, Physical Aspects of Modern Radiotherapy, Nuclear Medicine and Molecular Imaging, Modern Radiation Oncology and Modern Brachytherapy Techniques.

All the CTU activities mentioned above may be viewed as a good implementation of a new university education program in close connection with the requirements of practice and legislation, and as a good model for a 21st century interdisciplinary branch of university studies. No uniform model exists for the education of MPs and PhD in the EU: they are usually recruited from the field of general physicists, and medical physics-oriented education often consists of postgraduate courses and on-the-job training in hospitals. Based on tradition and on relatively good experience, the Czech Republic allows medical physics to be taught at pre-graduate level, followed by postgraduate on-the-job training leading to registration as a QMP.

VÝUKOVÁ LABORATOŘ OSOBNÍ DOZIMETRIE NA ZDRAVOTNĚ SOCIÁLNÍ FAKULTĚ V ČESKÝCH BUDĚJOVICÍCH – MĚŘENÍ AKTIVITY

Singer J., Kuna P., Navrátil L., Havránková R.

*Katedra Radiologie a toxikologie Zdravotně sociální fakulty Jihočeské univerzity v Českých
Budějovicích*

V loňském akademickém roce jsme zahájili výuku monitorování dávky od zevního ozáření pomocí osobních elektronických dozimetrů typu DMC 2000 XB firmy Merlin Gerin a termoluminiscenčních dozimetrů na principu LiF (s měřičem Harshaw 3500). Studenti se učí ovládat zařízení, stanovit stabilitu zařízení, pozadí dozimetrů, účinnosti detekce směrovou i energetickou závislost a fading dozimetrů. Měření dávkových příkonů, zejména přírodního pozadí, se učí, sice na zastaralém, ale stále funkčním měřiči NRG 302 A. Popis výuky a úlohy jsme prezentovali vloni svým posterem na XXVIII. Dnech radiační ochrany v Luhačovicích.

V letošním akademickém roce jsme výuku rozšířili o měření aktivity, které pomocí měřičů simuluje monitorování vnitřní kontaminace v exkretách osob. S ohledem na to, že monitorování vnitřní kontaminace osob se provádí ve většině případech nízkopozadově, bude výuka zahájena na antikoincidenčním měřiči Tesla NA 6201(proporcionální a scintilační) alfa a beta zářičů, studňovém scintilačním měřiči fotonů KFKI NZ 138 (spojeném se spektrometry výroby KFKI NK 225 nebo Tesla NV 7701 aj.) a scintilačním mnohokanálovém analyzátoru (se SW ACCUSPEC firmy Nuclear Data), později na LSC (Liquid Scintillation Counter).

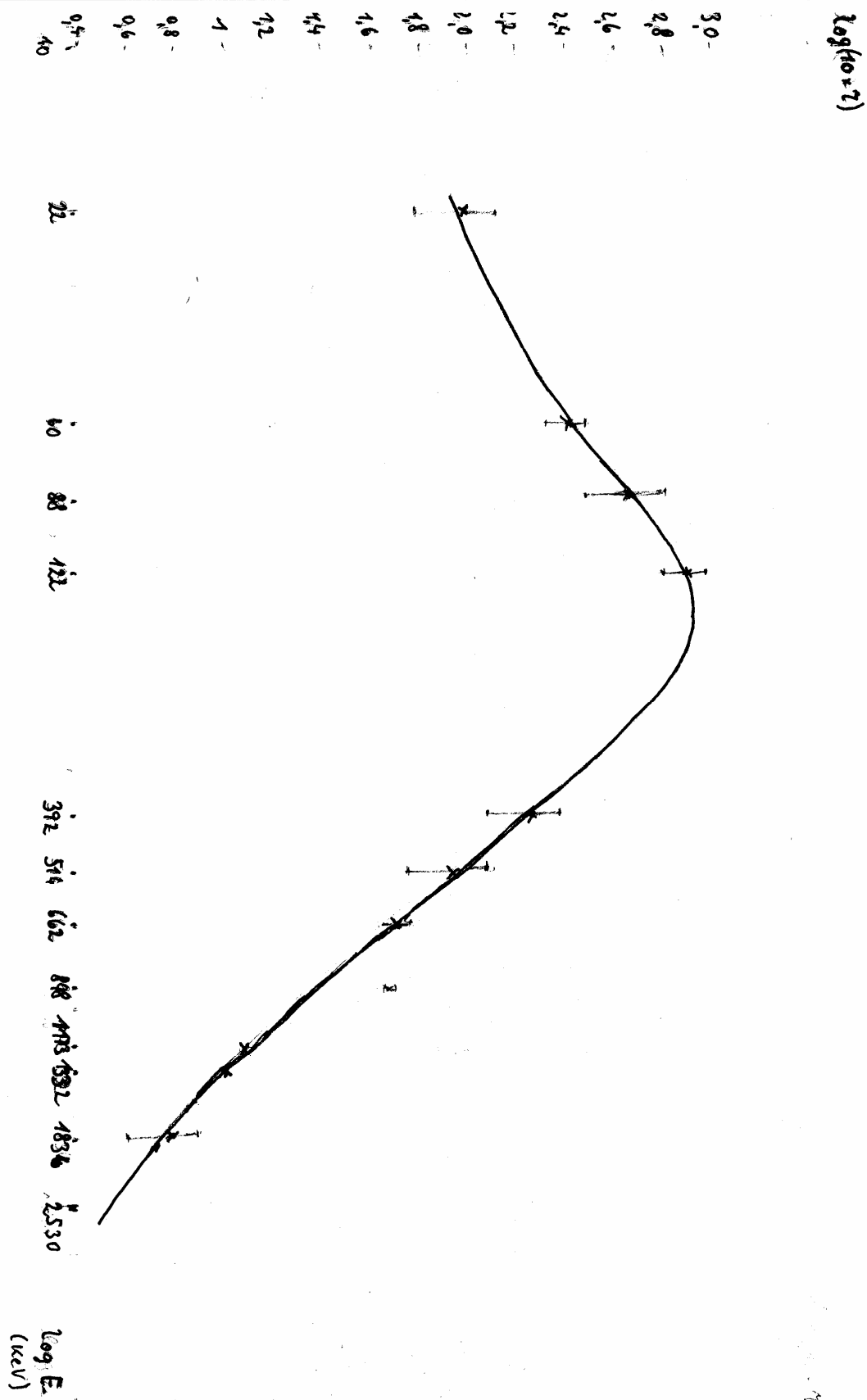
Věříme, že tím pokryjeme celou škálu zařízení používaných v osobní dozimetrii tak, aby se studenti naučili zacházet s přístroji, zejména v krizových stavech radiačních nehod spojených se zevním ozářením nebo vnitřní kontaminací osob (s výjimkou Celotělového počítače, který mohou studenti vidět na JE Temelín).

Pro názornost zde uvádíme jednu z úloh, kterou je:

Energetická závislost mnohakanálového scintilačního analyzátoru měřená směsí radionuklidů (v kaučuku) v geometrii Marinelliho nádoby:

Am-241
Cd-109
Ce-139
Co-57
Co-60
Cs-137
Sn-113
Sr-85
Y-88

Výsledek měření je na obrázku: Závislost účinnosti na energii fotonů (log-log stupnice)



MODELOVÁNÍ PRAVDĚPODOBNOСТИ ZNIČENÍ NÁDORU PŘI RADIOTERAPII (TCP) V ZÁVISLOSTI NA ROZLOŽENÍ KYSLÍKU

Langová V.¹, Lokajíček M.², Judas L.^{2,3}

¹Onkologická klinika, Všeobecná fakultní nemocnice v Praze, U Nemocnice 2, 128 08 Praha 2

²Fyzikální ústav AV ČR, v. v. i., Na Slovance 2, 182 21 Praha 8

³Oddělení radiační ochrany, Všeobecná fakultní nemocnice v Praze, U Nemocnice 2, 128 08 Praha 2

ÚVOD

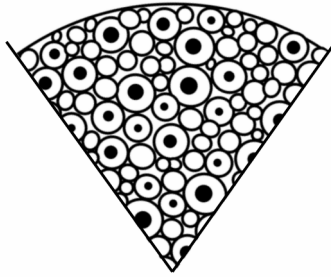
Pravděpodobnost zničení nádoru působením ionizujícího záření při radioterapii závisí na vlastnostech nádoru jako je počet kmenových buněk v nádoru, jejich radiosenzitivita a proliferace během radioterapie, objem nádoru a další. Dále závisí také na celkové dávce záření aplikované do nádorového ložiska, frakcionačním schématu a dalších vlastnostech záření. Studium vlivu všech těchto faktorů je velmi významné pro plánování radioterapie. Pro popis pravděpodobnosti zničení nádoru při radioterapii se používá veličina TCP (tumour control probability). Jedním z důležitých faktorů, který ovlivňuje výsledek radioterapie, je hypoxie nádorových buněk. Naším cílem je navrhnout TCP model, který zohledňuje rozložení množství kyslíku v nádorových buňkách způsobené jeho difusí z kapilár do vnitřních vrstev nádorové tkáně.

TEORIE

Struktura nádoru a vliv rozložení kyslíku

Pro účely tohoto modelu bylo navrženo zjednodušené schéma struktury nádoru. Nádor je považován za útvar kulovitého tvaru, v němž kapiláry tvoří síť ohraničující přibližně kulovité shluky nádorových buněk (tzv. sferoidy). Nádorové buňky na povrchu sferoidů, které jsou v přímém kontaktu s kapilárami, jsou dobře okysličené. Do ostatních buněk se dostává kyslík pouze difusí, a tyto buňky se nacházejí v různých stupních hypoxie v závislosti na jejich vzdálenosti od kapilár. Převyší-li poloměr sferoidu maximální vzdálenost, kam dodifunduje kyslík v dostatečném množství, aby buňky přežily, je jeho střed složen z nekrotických buněk.

Obr. 1. Schéma struktury nádoru (část řezu nádorem). Nádor obsahuje buňky ve sferoidech. Bílé plochy znázorňují viabilní buňky v různých stupních hypoxie, černé plochy znázorňují nekrotické buňky.



Hypoxické buňky jsou více radiorezistentní. To se v TCP modelu projeví jako rostoucí tzv. kyslíkový poměr f_{OER} (oxygen enhancement ratio) od povrchu do středu sferoidu. Kyslíkový poměr pro okysličené buňky na povrchu sferoidu je roven 1, zatímco f_{OER} pro buňky na hranici mezi buňkami hypoxickými a nekrotickými (ve vzdálenosti w od povrchu sferoidu) je roven 2,8¹. Závislost f_{OER} na vzdálenosti od povrchu sferoidu je určena rovnicí popisující difuzi kyslíku z povrchu sferoidu do jeho středu², pro účely tohoto modelu byla prozatím užitá lineární aproximace

$$f_{\text{OER}}(y) = 1 + 1.8 \frac{y}{w}. \quad (1)$$

TCP model

Model vychází z publikovaných TCP modelů založených na Poissonově rozdělení¹

$$TCP = \exp(-N_0 S(D)), \quad (2)$$

kde N_0 je počáteční počet kmenových buněk v nádoru, D je celková dávka záření aplikovaná do místa nádoru a $S(D)$ představuje křivku přežití pro nádorové buňky. Tento model je založen na předpokladu, že ke zničení nádoru je třeba zničit všechny buňky, které jsou schopné proliferace a tedy mohou být zdrojem rekurence tumoru (tzv. kmenové buňky). N_0 závisí na hustotě kmenových buněk v nádoru c a na objemu nádoru^{3,4,5}. Pro křivku přežití pro případ ozařování částicemi s nízkým LET byl použit lineárně kvadratický model

$$S(D) = \exp(-\alpha D - \beta Dd), \quad (3)$$

kde d je frakční dávka, α a β jsou parametry radiosenzitivity.

Je známo, že radiosenzitivita buněk se liší nejen mezi nádory různých typů i v rámci jednoho nádoru. Předpokládá se, že parametr α není konstantní, ale má v populaci normální rozdělení^{6,7}.

Proto je třeba do TCP modelu tuto heterogenitu v radiosenzitivitě zahrnout. Potom je hodnota TCP (TCP_{het}) dána vztahem

$$TCP_{het} = \int_0^{\infty} \frac{1}{\sigma_{\alpha} \sqrt{2\pi}} \exp\left[-\frac{(\alpha' - \alpha)^2}{2\sigma_{\alpha}^2}\right] \cdot TCP(\alpha') \cdot d\alpha', \quad (4)$$

kde α je střední hodnota radiosenzitivity, σ_{α} je její rozptyl a $TCP(\alpha')$ je pravděpodobnost zničení nádoru pro jednotlivé radiosenzitivity. Tento člen popisuje v modelu heterogenitu způsobenou jinými vlivy, než je hypoxie.

Exponent rovnice (2) je počítán jako integrál všech křivek přežití pro všechny buňky ve viabilní části nádoru, kterou si lze představit jako složenou z kulových vrstev buněk majících stejnou radiosenzitivitu.

$$TCP(\alpha) = \exp\left[-4\pi c \int_0^w \rho(y) \exp\left(-\frac{\alpha D}{f_{OER}(y)} - \frac{\alpha D d}{\frac{\alpha}{\beta} f_{OER}^2(y)}\right) dy\right], \quad (5)$$

kde

$$\rho(y) = \sum_a N_a \left(\frac{a}{2} - y\right)^2, \quad (6)$$

$$\sum_a N_a = N_S. \quad (7)$$

N_S je počet všech sferoidů a N_a je počet sferoidů o průměru a (v nádoru se vyskytují sferoidy různých velikostí). Počet sferoidů je odhadován z objemu nádoru, předpokládá se, že 30% objemu nádoru připadá na mezibuněčné vazivo a kapiláry. Výsledný TCP model je pak dán kombinací rovnic (1, 4, 5 a 6).

VYUŽITÍ MODELU

Pro testování modelu je využíváno publikovaných klinických dat pro TCP v závislosti na aplikované dávce záření a velikosti nádoru pro karcinomy prsu⁸, melanomy⁹ a spinocelulární karcinomy¹⁰ ozařované pomocí ⁶⁰Co zářiče nebo elektronů. Model byl testován metodou nejmenších čtverců (χ^2), program byl napsán v prostředí MATLAB 6.5.

Model obsahuje šest parametrů: parametry radiosenzitivity α , β , σ_{α} , hustotu kmenových buněk c , vzdálenost od povrchu k nekrotickému středu w a průměry sferoidů a . Vzhledem k limitovanému počtu dostupných klinických dat a ke korelaci mezi parametry není možné fittovat všechny parametry současně. Při výpočtech je proto zafixován poměr α/β a parametry c a a . $\alpha/\beta = 10$ pro spinocelulární karcinomy a karcinomy prsu¹ a $\alpha/\beta = 2,5$ pro melanomy⁹. Hustota kmenových buněk je považována za konstantní v celém objemu nádoru. Je předpokládáno, že velikosti průměrů sferoidů mají v nádoru logaritmicke-normální. Několik možných středních hodnot, které jsou používány ve výpočtech, lze odhadnout z výsledků měření vzdáleností mezi kapilárami v nádoru¹¹. Z modelu lze zejména určit parametry radiosenzitivity (α , σ_{α})

pro jednotlivé typy nádorů a přibližnou vzdálenost, kterou dodifunduje kyslík v nádorové tkáni v množství dostatečném pro přežití buněk (tato vzdálenost odpovídá parametru w). Hodnoty výsledných parametrů radiosenzitivity jsou v soulasu s publikovanými in vitro zjištěnými hodnotami⁶ i s výsledky jiných TCP modelů, které uvažují heterogenitu v radiosenzitivitě^{6,7}. Také výsledné hodnoty parametru w se shodují s publikovanými výsledky^{2,12}.

ZÁVĚR

Zdá se, že navrhovaný TCP model vycházející ze struktury nádoru a rozložení kyslíku v nádoru by mohl být schopen predikce TCP v klinické praxi. Nicméně obsahuje stále parametry, jejichž hodnoty jsou pouze odhadovány, jako je velikost sferoidů, počet sferoidů v objemu nádoru. Dále také model neuvažuje proliferaci, repopulaci a reoxygenaci buněk a zohledňuje pouze změny obsahu kyslíku způsobené difusí, a ne změny v čase vzniklé např. dočasným uzávěrem kapilár. Tyto faktory by měly být pro zpřesnění výsledků v budoucnu do modelu rovněž zahrnuty.

Tato práce byla podporována grantem GAČR 202/05/2728.

REFERENCE

- [1] Steel G. Basic Clinical Radiobiology. London: Arnold, 2002.
- [2] Tannock IF. Oxygen diffusion and the distribution of cellular radiosensitivity in tumours. Br J Radiol. 1972; 45: 515-524.
- [3] Brenner DJ. Dose, volume, and tumor-control predictions in radiotherapy. Int.J.Radiat.Oncol.Biol.Phys. 1993; 26: 171-179.
- [4] Bentzen S, Overgaard J, Thames H, Overgaard M, Hansen P, von der Maase H, Meder J. Clinical radiobiology of malignant melanoma. Radiother.Oncol. 1989; 16: 169-182.
- [5] Bentzen SM, Johansen LV, Overgaard J, Thames HD. Clinical radiobiology of squamous cell carcinoma of the oropharynx. Int.J.Radiat.Oncol.Biol.Phys. 1991; 20: 1197-1206.
- [6] Fenwick J. Predicting the radiation control probability of heterogeneous tumour ensembles: data analysis and parameter estimation using a closed-form expression. Phys.Med.Biol. 1998; 43: 2159-2178.
- [7] Roberts S, Hendry J. A realistic closed-form radiobiological model of clinical tumor-control data incorporating intertumor heterogeneity. Int.J.Radiat.Oncol.Biol.Phys. 1998; 41: 689-699.
- [8] Arriagada R, Mouriessse H, Sarrazin D, Clark R, Deboer G. Radiotherapy alone in breast cancer. I. Analysis of tumor parameters, tumor dose and local control: the experience of the Gustave-Roussy Institute and the Princess Margaret Hospital. Int.J.Radiat.Oncol.Biol.Phys. 1985; 11: 1751-1757.
- [9] Overgaard J, Overgaard M, Hansen P, von der Maase H. Some factors of importance in the radiation treatment of malignant melanoma. Radiother.Oncol. 1986; 5: 183-192.
- [10] Bernier J, Bataini J. Regional outcome in oropharyngeal and pharyngolaryngeal cancer treated with high dose per fraction radiotherapy. Analysis of neck disease response in 1646 cases. Radiother.Oncol. 6; 87-103.
- [11] Konerding M, Malkusch W, Klaphor B, van Ackern C, Fait E, Hill S, Parkins C, Chaplin D, Presta M, Denekamp J. Evidence for characteristic vascular patterns in solid tumours: quantitative studies using corrosion casts. Br.J.Cancer 1999; 80: 724-732.
- [12] Thomlinson R, Gray L. The histological structure of some human lung cancers and the possible implications for radiotherapy. Br.J.Cancer 1955; 9: 539-549.

ŠTÚDIA OVEROVANIA KVALITY TIENIACICH MATERIÁLOV PRE URÝCHĽOVAČOVÉ ZDROJE NEUTRÓNŮV POMOCOU ZDROJA AMBE

Marko Fülöp

Slovenská zdravotnícka univerzita, Bratislava

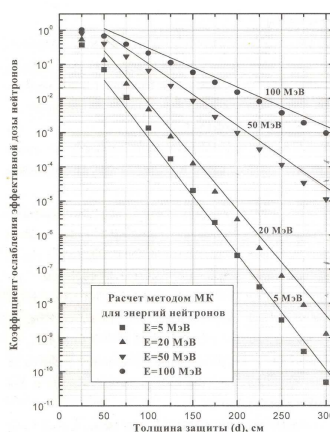
Úvod

Cena ochranných tienení urýchľovačov je relatívne vysoká, preto je potrebné experimentálne overovať kvalitu stavebných materiálov z hľadiska dodržania projektovaných tieniacich vlastností. Overenie kvality tieniacich materiálov sa robí na urýchľovačoch, ktoré produkujú neutróny podobného spektra energií. V prezentácii je posudzované jednoduchšie a ekonomicky nenáročné meranie tieniacich materiálov pomocou izotopického zdroja neutrónov AmBe.

Metódy a výsledky

Overovanie tieniacich vlastností materiálov experimentálne znamená preveriť, či dodávaný materiál má tieniace vlastnosti, ktoré sa predpokladali pri projektovaní radiačnej ochrany. Teda cieľom overovania nie je pre daný materiál určovať napríklad hrúbkové závislosti zoslabenia efektívnej dávky (viď obr.č.1) pre rôzne energie neutrónov.

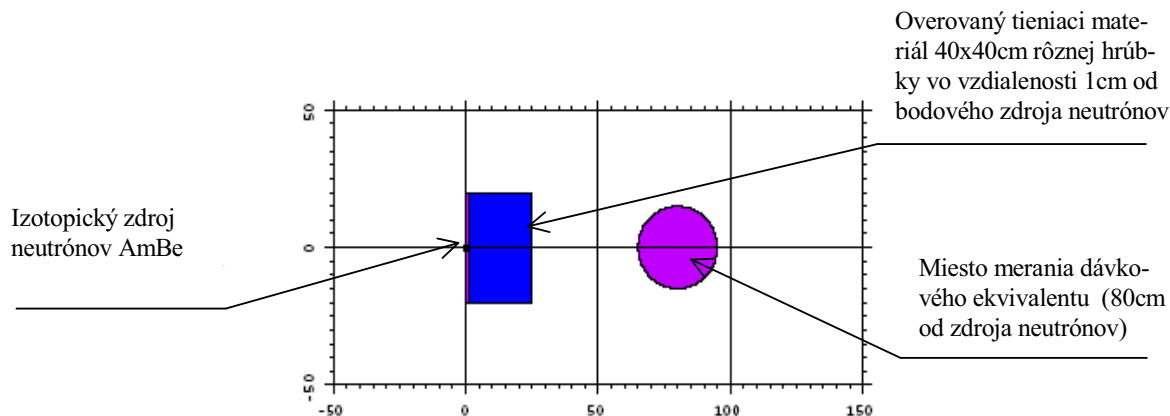
Obr.č.1 Relatívne hodnoty efektívnej dávky neutrónov v závislosti na hrúbke tienenia z betónu (merná hmotnosť $2,35\text{gcm}^{-3}$) [1].



Pri overovaní kvality tieniaceho materiálu je známe zloženie materiálu a merná hmotnosť, preto by malo stačiť overiť napríklad tvar a sklon jednej zo závislostí uvedených na obr.č.1. Na obr.č.2 je schematicky znázornené experimentálne zariadenie s testovaným tieniacim materiálom rozmerov 40x40 cm a hrúbky 24 cm. Na úrovni stredu čela tieniaceho materiálu je

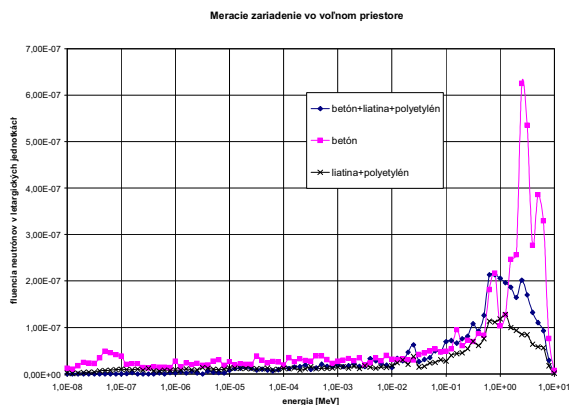
vo vzdialenosti 1 cm umiestnený zdroj neutrónov AmBe. Na opačnej strane materiálu je vo vzdialenosti 80 cm od zdroja umiestnený detektor neutrónov.

Obr.č.2 Schematické znázornenie miestnosť v strede ktorej je umiestnené meracie zariadenie na overenie vlastností materiálov tieniačich neutróny zdroja AmBe



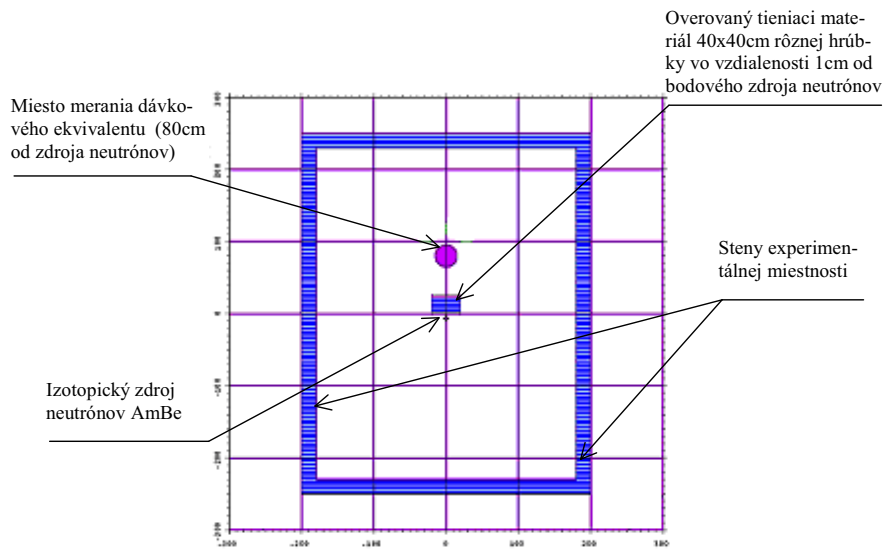
Pre geometriu experimentálneho zariadenia na obr.č.2 sa Monte Carlo kódom MCNP4C počítalo spektrum energií neutrónov v mieste merania pre rôzne tieniače materiály a umiestnenia experimentálneho zariadenia. Na obr.č.3 sú spektrá energií neutrónov za 24 cm hrubými tienieniami z rôznych materiálov, ak je zariadenie umiestnené vo voľnom priestore.

Obr.č.3 Spektrá energií neutrónov v letargických jednotkách za vrstvou 24cm rôznych tieniačich materiálov.



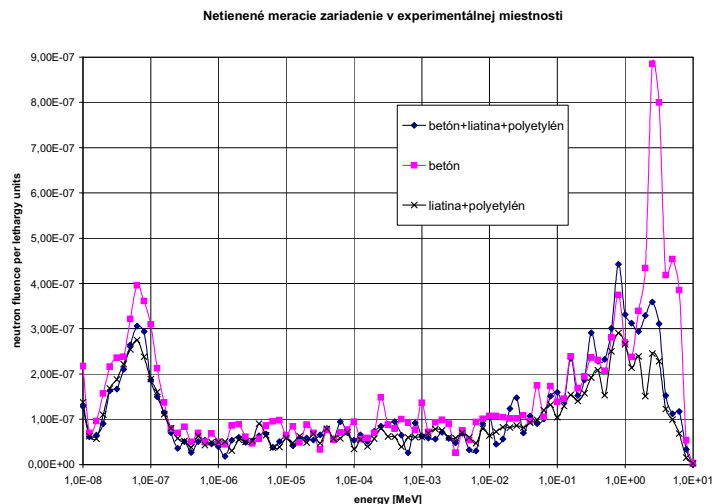
Meracie zariadenie je vo výške 110 cm nad betónovou podlahou experimentálnej miestnosti vysokej 4 m. Schematický náčrt experimentálnej miestnosti je ukázaný na obr.č.4.

Obr.č.4 Schematický náčrt umiestnenia meracieho zariadenia v experimentálnej miestnosti.



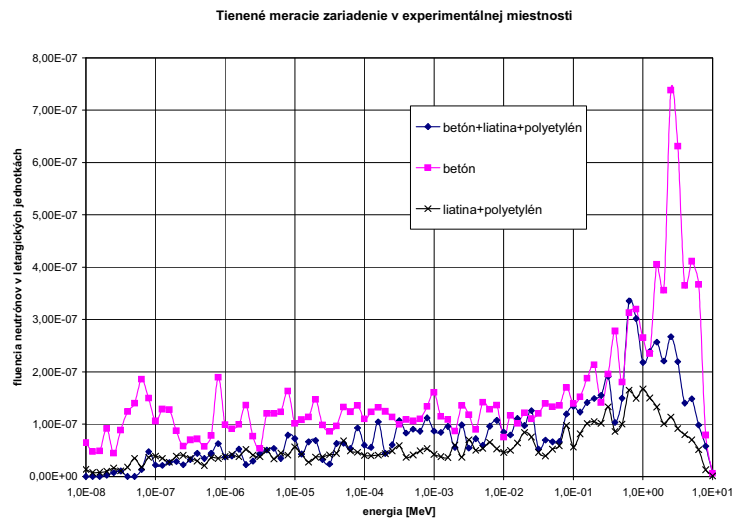
Na obr.č.5 je ukázané energetické spektrum fluencie neutrónov v letargických jednotkách za vrstvou 24 cm rôznych tieniacich materiálov v experimentálnej miestnosti.

Obr.č.5 Spektrum energií fluencie neutrónov v letargických jednotkách za vrstvou 24 cm rôznych tieniacich materiálov.



V oblasti energií tepelných a intermediálnych neutrónov sú za materiálmi rôznej kvality spektrá neutrónov prakticky zhodné, čo zhoršuje schopnosť odlišenia spektier energií odpovedajúcich tieniacim schopnostiam jednotlivých materiálov. Zhodnosť spektier tepelných a intermediálnych neutrónov je spôsobená príspevkom neutrónov rozptýlených od stien, podlahy a stropu experimentálnej miestnosti. Pre zníženie vplyvu rozptylov v experimentálnej miestnosti sa meracie zariadenie zo všetkých strán odtienilo vrstvou 16 cm Neutrostopu. Vypočítané spektrá energií neutrónov v tienenom meracom zariadení sú ukázané na obr.č.6.

Obr.č.6 Spektrá energií neutrónov za rôznymi tieniacimi materiálmi určené v tienenom meracom zariadení.



Tvary spektier energií neutrónov v tienenom meracom zariadení sa priblížili k spektrám neutrónov určeným vo voľnom priestore a teda zlepšila sa aj schopnosť rozlíšenia kvality tieniacich vlastností jednotlivých materiálov.

Záver

Simulačnými výpočtami sa hodnotili vlastnosti zariadenia na overovanie kvality tieniacich materiálov pre urýchľovače pomocou zdroja neutrónov AmBe. Na rozlíšenie merania má významný vplyv rozptylov neutrónov v experimentálnej miestnosti, ktoré je možné potlačiť tienením meracieho zariadenia vrstvou polyetylénu s obsahom bóru.

Literatúra

- [1] В.Е.Алейников, Л.Г.Бескровная, А.Р.Крылов, Расчет дозы нейтронов за бетонной защитой ускорителей заряженных частиц на энергии до 100 МэВ/ // Конференция по ускорителям заряженных частиц (RUPAC-2002) (18; 2002; Обнинск)

KALIBRACE VYSOKÝCH DÁVKOVÝCH PŘÍKONŮ

Jan Lukáš¹, Aleš Jančař¹, Jiří Studený², Václav Hora³, Jakub Dvořák¹

¹*VF, a. s. Černá Hora*

²*ČEZ, a. s.*

³*MO ČR*

Kalibrovat přístroje pro vysoké dávkové příkony je problémem hlavně z hlediska získání vhodného zdroje záření. Během posledních dvou let jsme se věnovali nalezení optimální metodiky pro kalibrace vysokých dávkových příkonů v průmyslové ozařovně. Princip a zkušenosti prezentujeme v této přednášce, kde je srovnáno provedení metodiky na zařízení OG-8 (VF) v akreditované kalibrační laboratoři naší firmy, na terapeutickém ozařovači Teragam (UJP) a průmyslové ozařovně firmy Bioster, a.s. za použití komparátoru Unidos (PTW) a sondy pro měření vysokých dávkových příkonů MDG-06 (VF).

POKROČILÉ METODY CHARAKTERIZACE RADIOAKTIVNÍCH ODPADŮ V ÚJV ŘEŽ A.S.

J. Mudra, K. Svoboda, J. Podlaha

Centrum nakládání s RAO, Ústav jaderného výzkumu Řež a.s.

ÚVOD

Centrum nakládání s radioaktivními odpady (dále jen Centrum) je součástí Ústavu jaderného výzkumu Řež a.s. (dále jen ÚJV). ÚJV je vedoucí organizací v oblasti jaderného výzkumu a vývoje v ČR. Centrum je nedílnou součástí systému nakládání s institucionálními radioaktivními odpady (dále jen RAO) v ČR, které pochází z výzkumu, průmyslu, nebo zdravotnictví. Centrum zajišťuje komplexní služby v oblasti nakládání s RAO, tj. převzetí, charakterizace, skladování, zpracování a úprava RAO do formy umožňující uložení v úložišti RAO.

CHARAKTERIZACE RAO

Důležitou součástí nakládání s RAO je charakterizace RAO. Tato charakterizace má vzhledem k různorodosti institucionálních RAO velký význam, především z hlediska volby nejvhodnějšího způsobu nakládání a splnění podmínek přijatelnosti k uložení a také ke kontrole pravdivosti deklarace RAO původcem těchto odpadů před předáním k likvidaci. Charakterizaci RAO zajišťuje v rámci Centra Laboratoř charakterizace RAO. Tato Laboratoř je od roku 1995 součástí sítě evropských laboratoří „European Network of Testing Facilities for the Quality Checking of Radioactive Waste Packages“.

V Centru se provádějí běžná standardní měření (měření dávkového příkonu, povrchové kontaminace obalového souboru). Pro zjištění informací o radionuklidovém složení a orientační aktivitě RAO existují dva základní postupy nedestruktivní a destruktivní analýza.

Nedestruktivní analýza je prováděna pomocí gamaspektrometrie a dává obvykle dobrý obraz o obsažených radionuklidech, jejich množství a aktivitě. Podle rozměrů RAO se používá spektrometrické měření v jednoduché geometrii nebo měření pomocí segmentového gamascanneru (popis viz dále), případně u objektů se složitou vnitřní strukturou se silnou nehomogenitou hustoty a nehomogenním rozložením radionuklidů se používá digitální radiografie (popis viz dále). Touto nedestruktivní analýzou se v relativně krátkém čase, s minimálními náklady a bez vzniku sekundárního RAO získají potřebné informace. Podmínkou této analýzy je ale přítomnost radionuklidů emitujících gama záření od energii vyšší než 60 keV nebo neutronového záření. Obtížně se tak stanovují beta a alfa radionuklidy, které nemají doprovodnou gama složku o dostatečné energii. Tyto radionuklidy je potřeba stanovit destruktivně. Nevýhodou destruktivní analýzy je její finanční náročnost, náročnost na čas a vznik

sekundární RAO. Důležitým krokem z hlediska přesnosti destruktivní analýzy je správný odběr reprezentativního vzorku. K určení místa odběru mohou také pomoci pokročilé metody charakterizace daného RAO. K těmto metodám patří např. gamaspektrometrie.

Gamaspektrometrie s použitím gamascanneru

V roce 1995 vznikl v rámci projektu technické podpory Mezinárodní agentury pro atomovou energii ve Vídni (dále jen MAAE) segmentový gamascanner (dále jen SGS) (Obr. 1). Cílem tohoto projektu bylo vytvoření nástroje, který by dokázal zkontrolovat upravené RAO ve 200 l sudu před jejich uložením do úložiště. V průběhu používání se ukázalo, že SGS lze využít také k charakterizaci RAO obecně. Podle zkušeností ze světa je možné škálu měření gama záření rozšířit i o měření neutronů, nedestruktivní měření alfa radionuklidů (transuranů) přes reakci $[\alpha, n]$ a také detekovat samoštěpitelné materiály (obsahující U, Pu, atd.). Výstupem měření SGS je gama-spektrum a rozložení detekovaných radionuklidů v RAO. Pomocí získaných dat je možné odhadnout aktivitu.

SGS je složen z mechanické točny, která umožňuje otáčet měřeným objektem (např. sudem), „kolimátoru“, jež umožňuje posouvat detektor s kolimátorem ve vertikálním směru až do výšky 80 cm (obsahuje HPGe detektor s relativní účinností 40%) a posuvného rámu umožňující posouvat kolimátorem v horizontální poloze až do 100 cm od měřeného objektu. Celý systém je softwarově ovládán z PC. Základní programové vybavení obsahuje software Genie 2000 a ISOCS.

Obr. 1: Fotografie segmentového gamascanneru s měřeným objektem - 200 l sudem

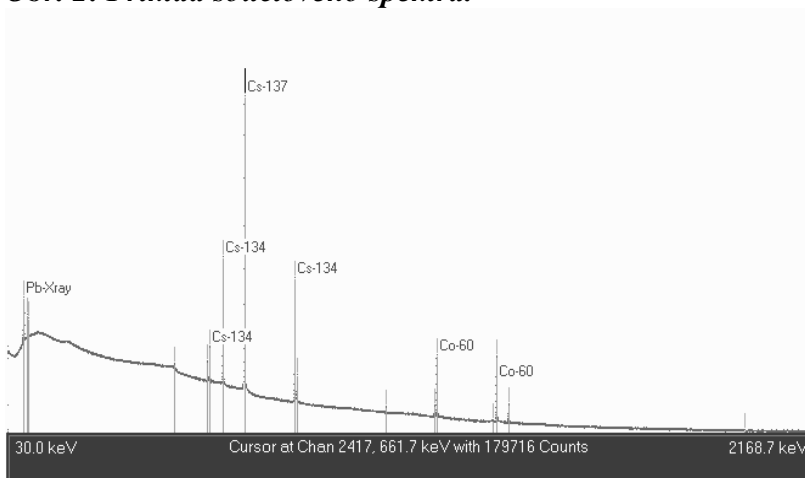


Měření probíhá tak, že se spektrometricky měří rozložení gama záření na povrchu měřeného objektu. Typicky se měří 12 x 12 segmentů. Následně se provede analýza jednotlivých spekter a také spektra součtového. Příklad součtového spektra je uveden na Obr. 2.

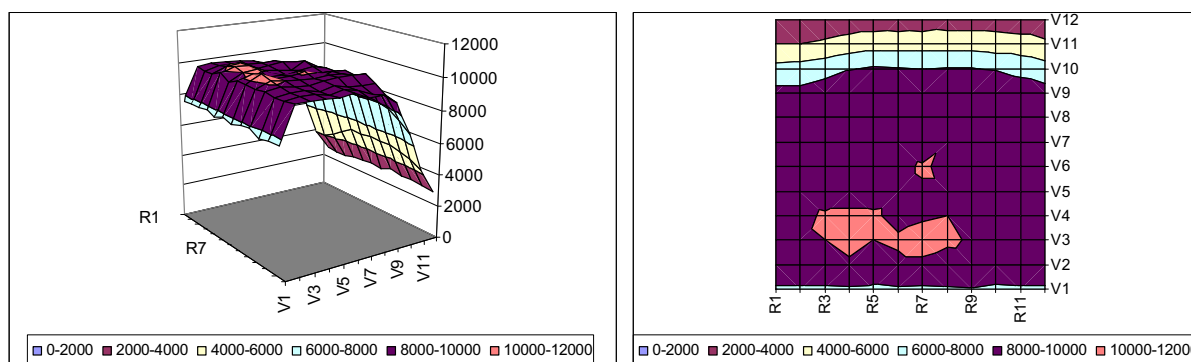
Analýzou spektra jsou nalezeny radionuklidy uvnitř měřeného objektu emitující gama záření o dostatečné energii a intenzitě. Následně se provádí analýza jednotlivých segmentových spekter,

kde se pouze sleduje měřená intenzita vybraných radionuklidů. Výsledkem je obrázek distribuce jednotlivých radionuklidů uvnitř měřeného objektu (průmět interního rozložení na povrch obalu) (viz. Obr 3). Na základě hmotnosti objektu se odhadne jeho vnitřní struktura a následně se spočítá průměrná hustota. Pomocí software ISOCS se vypočítá orientační aktivita jednotlivých radionuklidů v měřeném objektu. Pro konečnou aktivitu se odebere vzorek z nejaktivnějšího místa, v němž se zjistí aktivita a rozpočítá se podle rozložení aktivity na povrchu měřeného objektu. Pokud je měřený objekt silně nehomogenní, není možné stanovit aktivitu s chybou do 30 %. V takových případech je zapotřebí použít některé další doplňující měření (např. digitální radiografii), které pomohou nejistotu snížit.

Obr. 2: Příklad součtového spektra.



Obr. 3: Ukázka grafu distribuce ^{137}Cs (661,7 keV). R1-R12 jsou úhlové polohy a V1-V12 jsou vertikální polohy skeneru. Jedná se o homogenní rozložení aktivity ^{137}Cs .

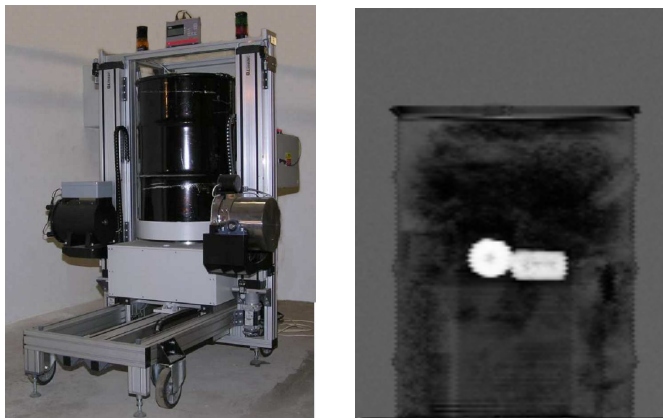


Digitální radiografie

V případě, kdy objekt (např. sud) má složitou vnitřní strukturu se silnou nehomogenní hustoty a nehomogenním rozložením radionuklidů, je zapotřebí získat další potřebné informace o měřeném objektu. U známých objektů většinou postačí jejich popis, ale u neznámých objektů je zapotřebí použít další měřicí postupy pro získání požadovaných informací. Za tímto účelem je

Laboratoř vybavena zařízením pro digitální radiografii, které bylo vyvinuto v ČR za finanční pomoci MAAE Na obr. 4 je vidět fotka radiografického zařízení a příklad výstupu měření.

Obr. 4: Digitální radiografie (vlevo) a příklad výstupu radiografie 100 l sudu s RAO – obsahuje 26 l sud s odpadem, lisovaný odpad a dva olověné kontejnerky (vpravo)



Stejně jako SGS je radiografie dimenzována pro měření max. 200 l sudu. Základními součástmi zařízení jsou uzavřený zdroj ionizujícího záření ^{60}Co o max. aktivitě 100 GBq, který slouží k prozařování objektu a plastický scintilační detektor.

Krok měření je minimálně 3 mm, což je dáno průměrem wolframového kolimátoru. Naměřená data jsou zpracovávána v PC, které slouží zároveň k ovládní zařízení. Toto zařízení umožňuje provádět také digitální tomografii (zjištění rozložení hustoty v horizontálním řezu). Měření pomocí digitální tomografie trvá několik hodin a většinou se současně provádí i radiografie. Výsledkem je rozložení hustoty uvnitř objektu ve vertikálním řezu. Z dvou pozic vzájemně na sebe kolmých se získají dva obrázky hustoty a tak je možné odhadnout tvary jednotlivých hustotných nerovností. Výsledek z radiografie se porovná s výsledkem ze SGS, který se použije pro úpravu modelu v ISOCSu a spočítá se přesnější hodnota aktivity.

Závěr

Použití pokročilých metod je nezbytnou součástí charakterizace RAO na pracovištích Centra. Pokud je obsah radionuklidů známý, slouží tento nástroj ke kontrole aktivit RAO, které deklaruje původce RAO před předáním RAO k likvidaci a to zjištěním shody mezi deklarovanou a skutečně zjištěnou aktivitou. U neznámých objektů lze pomocí této metody odhadnout aktivitu radionuklidů emitujících gama záření. Popsané metody nelze použít pro měření aktivit radionuklidů alfa, beta, nízkoenergetických gama, ale pomocí těchto metod je možné určit místo pro odebrání reprezentativního vzorku k jeho následné destruktivní analýze.

PROVĚRKA KAPACITY LABORATOŘÍ SE SPEKTROMETRIÍ GAMA ZA RADIAČNÍ MIMOŘÁDNÉ SITUACE

Petr Rulík, Jan Škrkal

Státní ústav radiační ochrany, Praha

Do Radiační monitorovací sítě (RMS) ČR je začleněno v současné době 7 laboratoří vybavených polovodičovou spektrometrií gama. Jsou to RC SÚJB České Budějovice, SÚRO Praha, Hradec Králové a Ostrava, Státní veterinární ústav Praha a Olomouc a Výzkumný ústav vodohospodářský TGM Praha. Tyto laboratoře disponují 31 spektrometrickými trasami a přibližně 15 „experty“ a 70 „uživateli“, kteří by za radiační mimořádné situace (RaMS) zajišťovali měření. Cílem prověrky bylo zjistit měřicí kapacitu těchto laboratoří za současného technického vybavení a personálního obsazení a vytipovat problematická místa celého procesu počínaje příjmem vzorků a konče zadáním výsledků do databáze. Doba prověrky měla být dostatečně dlouhá, aby i zátěžově prověřila obsluhující personál.

Příprava vzorků pro prověrku

Skladba vzorků byla volena s ohledem na cíl, nízké pořizovací náklady a omezené časové možnosti přípravy celého testu. Výběr a příprava vzorků byla provedena tak, aby se ve vzorcích nacházely aktivity v rozmezí 0 - 2 kBq/kg, tj. některé z měřených komodit mohly podléhat zákazu distribuce a konzumace (dle doporučení EU). Laboratoře dostaly pokyn zvolit doby měření tak dlouhé, aby MDA pro ^{137}Cs bylo 100 Bq/kg, a tak bylo zaručeno, že hodnoty blízké limitním z hlediska distribuce budou spolehlivě změřeny. Celkem bylo připraveno 140 vzorků; jednalo se o aerosolové filtry a sorbenty plynných forem jódu, lesní půdy, trouch, čistou vodu a vodu s dotací aktivity ^{137}Cs a ^{60}Co a vzorek hub. Těmto reálným vzorkům byla přidělena fiktivní identifikace vzorku, která odpovídala některému již v minulosti hodnocenému vzorku. Do databáze informačního systému (IS) RMS se předávaly hodnoty pouze 4 z hlediska radiační situace „nejdůležitějších“ nuklidů; mezi nimi ^{137}Cs a ^{60}Co , které jediné mohly být ve spektrech pozitivně identifikovány.

Průběh cvičení

V každé laboratoři bylo cvičení provedeno v jiný den. Začínalo se v 8 ráno a končilo kolem 16. hodiny. Celkem se cvičení účastnilo 61 osob. Akreditované laboratoře používaly vlastní způsob evidence vzorků a výsledků, ostatní laboratoře mohly využít připravený „havarijní“ formulář. Ukázalo se, že systém akreditace nesnižoval rychlost zpracovávání dat. Po cvičení každá laboratoř vypracovala protokol o průběhu, ve kterém uvedla časy jednotlivých činností,

vytipovala nejnáročnější práce z hlediska času i soustředění a možné zdroje chyb.

Způsob hodnocení prověrky

Výsledky prověrky byly hodnoceny následovně:

1. Na základě sledování průběhu cvičení, protokolu z cvičení a po konzultaci s „cvičícími“ byla odhadnuta kapacita laboratoře za současných podmínek.
2. Z centrální databáze byly vyexportovány všechny výsledky a porovnány s referenční hodnotou. Za správnou byla považována ta, která se od referenční lišila o méně než 50%.

Odhad kapacity ukazuje tabulka 1. Pro zvládnutí uvedeného počtu vzorků by jedna pracovní směna měla mít 8 osob. Ve většině případů laboratoře nejsou schopny zajistit vícesměnný provoz. Uvedená kapacita je udržitelná po dobu 1 – 2 týdnů a v podstatě lehce překonala původní očekávání. Statistika výsledků je uvedena v tabulce 2. Protože test správnosti byl anonymní jsou laboratoře uvedeny pod čísly. V tabulce 2 uvedených 23% chyb je poměrně vysoké číslo. Vezmeme-li toto číslo jako chybové celého systému, pak podíl nejdůležitějších chyb ukazuje tabulka 3. Chyby v řádku 1 byly odstraněny, chybám v řádku 2 je možno se vyhnout; na chybách v řádku 3 se podílí z poloviny nezapočtení alikvotní části vzorku k měření, které se lze také vyhnout upozorněním personálu na tyto typy vzorků. Některé chyby mohly vzniknout i tím, že toto cvičení bylo prvé svého druhu, takže u osob panovala nervozita. S uvážením faktu, že i laboratoře 4 a 5 by měly určité procento chyb způsobených lidmi, kdyby tyto chyby nebyly „překryty“ chybou techniky, lze očekávat, že v laboratořích vznikne přibližně 2 % chyb, které budou obtížně dohledatelné.

Tab 1: Odhad kapacity laboratoří se spektrometrií gama

Laboratoř	Odhad kapacity	
	za 8 h	za 24 h
SÚRO Praha	120	200
RC ČB	100	120
SÚRO Ostrava	100	120
SVÚ Praha	100	150
SÚRO HK	100	100
SVÚ Olomouc	50	50
VÚV Praha	120	200
Celkem	690	930

Tab. 2: Zastoupení správných a chybných hodnocení

Laboratoř (Anonymní označení)	Zastoupení stanovení	
	správných [%]	chybných [%]
1	98	2
2	92	8
3	70	30
4	55	45
5	30	70
6	98	2
7	96	4
Průměr [%]	77	23

Tab. 3: Zastoupení jednotlivých druhů chyb [v %] vzhledem k celkovému podílu chybných hodnot 23%

	Zastoupení chyb [%]	Druh chyby
1	16,6	Chyby způsobené technikou u laboratoří 4 a 5 (chybné nastavení parametrů analýzy, stará verze programu, chybná funkce zesilovače).
2	2,7	Chyba způsobená jednou osobou u laboratoře 3 vzniklá nedokonalým vyškolením střídajícího se personálu (nebo jeho kontrolou)
3	2,6	Ostatní objasněné chyby (záměna vzorků nebo účinnostní kalibrace, nezapočtení alikvotní části vzorku vzatého k měření)
4	1,1	Neobjasněné chyby

Všechny laboratoře jako celek ke cvičení přistupovali velmi zodpovědně a až na výjimky i jednotliví pracovníci, kteří zřejmě nebyli přesvědčeni o smysluplnosti cvičení. Postupy a techniky používané laboratořemi byly podobné, i když mezi nimi byly takové, které práci usnadňovaly, zefektivňovaly a zabraňovaly vzniku chyb.

Celý postup za případné RaMS lze rozdělit do několika oddělených činností

- Podrobné informování pracovníků a jejich rozdělení na pracovní místa a do směn
- Příprava pracovních míst – vytyčení pracovních ploch a jejich pokrytí PE folií a filtračními papíry, příprava měřících nádob, mikroténových sáčků, fotomisek, tácu přepravek a odpadních pytlů, kontrola měřící techniky, zakonzervování nepoužité techniky.
- Převzetí, inventarizace a evidence vzorků a orientační zjištění jejich aktivity rychlým měřením dávkového příkonu (DP) nad jednotlivými vzorky či celými přepravkami (celkem spolehlivě lze vyčlenit aktivity nad 10 kBq/kg). Vzorky s vysokým dávkovým příkonem přemístit na bezpečné místo a dále zpracovávat ve zvláštním režimu.
- Příprava vzorků – osvědčilo se pracovat ve dvojicích, po přípravě každého vzorku otřít nástroje popřípadě vyměnit podložku; každý vzorek umístit do mikroténového sáčku.
- Měření vzorků a analýza spekter - vhodné je použít pro měření minimálně 2 detektory a k dosažení MDA < 100 Bq/kg volit dobu měření přibližně 5 minut nebo více, protože za normálního pozadí při kratších dobách měření díky malé četnosti impulsů chybně pracuje algoritmus pro stanovení MDA (při nulovém počtu impulsů v pozadí je MDA = 0).
- Zadávání výsledků do databáze IS RMS - vhodné je data zadávat ve dvojici.
- Likvidace vzorků - osvědčilo se pracovat ve dvojicích.
- Úklid na pracovních místech, dozimetrická kontrola pracoviště, provedení stěrů z pracovních ploch a jejich přeměření, přeměření pytlů s odpadem.

Další postřehy

- Jako nejpomalejší a kapacitu omezující činnost bylo vytipováno v laboratořích resortu SÚJB zadávání dat do databáze IS RMS díky nevhodně koncipovanému zadávání identifikačních

- údajů o vzorku. Jisté urychlení bylo možno dosáhnout vypsáním kódů obcí zvlášť a zadávání těchto kódů místo zdlouhavého vyhledávání přes rolovací menu.
- V každé hodině je nutno počítat s přestávkou 5 minut a vyčlenit ½ hodiny na oběd. Při střídání pracovníků na pracovních místech je nutno střídající osobu krátce instruovat, případně zkontrolovat její činnost, aby se „dobře zaběhla“.
- Velice opatrně manipulovat s kapalinami; některé Marinelliho nádoby ne ideálně těsní.
- Ve vysoké míře dbát na čistotu pracovního prostředí a pečlivou přípravu vzorků, aby nedošlo ke kroskontaminaci (přípravu často zajišťovaly osoby, které nejsou příliš sběhlé v práci s „vyšší“ aktivitou).
- Protože osoby z laboratoří jsou činné i v mobilních skupinách (MS), je nutno je pro případ velkého množství vzorků z MS uvolnit.
- Při déletrvající RaMS je nutno zajistit pro pracovníky logistické zázemí včetně úklidu a vymývání měřících nádob, odvozu odpadu a pod.
- Některá pracoviště by nebyla schopna nahradit chybějícího pracovníka v případě nemoci.

Závěr

Cvičení prokázalo celkem dobrou připravenost laboratoří zvládnout velké množství vzorků. Většina zjištěných chyb je odstranitelná; těžko odstranitelné zůstanou přibližně 2% chybných analýz způsobených zejména únavou pracovníků. Jako hlavním řešitelným problémem pro zvýšení kapacity se ukazuje upgrade systému IS RMS v resortu SÚJB. Některé laboratoře je potřebné dovybavit měřičem dávkového příkonu a osobními dozimetry.

Přestože prověrka kapacity byla značně časově, technicky i organizačně náročná, bude vhodné ji pravidelně (např. 1x za 3 roky) opakovat.

Publikace vychází z výzkumu podporovaného projektem VaV SÚJB č.3/2006.

RYCHLÉ STANOVENÍ KONTAMINACE ALFA VE VZDUCHU POMOCÍ FRISCHOVY KOMORY – MINIMÁLNĚ DETEKOVATELNÉ AKTIVITY

Milan Buňata¹, Radim Filgas¹

¹ *Státní ústav radiační ochrany, Bartoškova 28, 140 00 Praha 4*

ÚVOD

V případě radiační události spojené s jadernou nehodou nebo teroristickým útokem lze předpokládat uvolnění umělých radionuklidů do prostředí. Významnými radionuklidy jsou izotopy americia, plutonia a curia, což jsou především alfa zářiče. Energie alfa částic těchto zdrojů se pro většinu z nich pohybuje v energetické oblasti 4,5 – 6 MeV. Vzhledem k nízkým energiím jejich záření gama je tak alfa spektrometrie nejperspektivnějším způsobem jejich stanovení. K tomuto účelu byla testována ionizační komora s Frischovou mřížkou (Frischova komora).

Frischova komora je vylepšenou modifikací deskové pulsní ionizační komory a je využitelná pro alfa spektrometrická měření. Její technické parametry (účinnost, rozlišení) jsou podobné polovodičové spektrometrii avšak její technické uspořádání umožňuje pracovat s velkými vzorky o ploše až 500 cm². Toho lze využít ke zjednodušení a urychlení přípravy vzorků před jejich měřeními. Vzorky, jakými jsou např. filtry určené k zachytu aerosolů, lze měřit přímo bez předchozích chemických nebo jiných úprav. Kapalné vzorky lze připravit buď ve formě odparků, sraženin nebo tenkých vrstev.

Při přípravě vzorků pro alfa spektrometrii je nutné co nejvíce eliminovat samoabsorpci záření v materiálu. Příprava kapalných (případně pevných) vzorků tak musí vést k tenké homogenní vrstvě deponované na povrchu. V případě stanovení alfa aktivity v ovzduší je rozhodujícím faktorem ovlivňujícím kvalitu měření výběr vhodného filtru.

POUŽITÉ PŘÍSTROJE

K měření byl použit přístroj Ordela, typ 8210A o ploše vzorku 490 cm² (kruh), resp. 524 cm² (obdélník). Komora je plněna průmyslově vyráběným plynem P-10 na provozní přetlak 40 kPa proti atmosféře. Rozlišovací schopnosti, detekční účinnosti a přibližná energetická kalibrace komory byly stanoveny pomocí etalonů ²³⁹Pu a ²⁴¹Am (typ EA 13). Rozlišení pro tyto vzorky činilo cca 80 keV, účinnost cca 40%, jednomu kanálu odpovídal rozdíl energií zhruba 10 keV. Tyto charakteristiky byly ověřeny měřeními alfa spekter vzorků ²²⁶Ra připravených metodou mikrosrážení na membránový filtr. K testování elektronické trasy komory sloužil generátor pulsů Canberra, typ 807.

VÝBĚR A MĚŘENÍ FILTRŮ

Byly provedeny experimenty vedoucí k nalezení filtru poskytujícího optimální kvalitu a rozlišení alfa spekter. K testování byly vybrány membránové filtry Milipore o průměru pórů 0,8 μm , Synpor o průměru pórů 0,4 μm a sklovláknitý filtr typ 1530. Test rozlišení byl prováděn pomocí dceřiných produktů radonu - přes filtry (průměr 33 mm) byl krátkodobě (5 minut) prosát vzduch obsahující produkty rozpadu $^{222}\text{Rn} - ^{218}\text{Po}$ a ^{214}Po (z radonové komory). Jejich spektrum bylo měřeno následně (10 a 30 minut) po ukončení odběru. Pro srovnání rozlišení byly v radonové atmosféře připraveny vzorky spadovou depozicí dceřiných produktů radonu na povrch hliníkové destičky a změřeny za stejných podmínek jako filtry.

Nejkvalitnější spektrum dává vzorek připravený spadovou depozicí na hliníkovou destičku. (viz Tabulka 1). Z použitých aerosolových filtrů se osvědčil filtr Milipore a sklovláknitý filtr, které poskytují spektra srovnatelné kvality. Filtr Synpor dává značně degradované spektrum, na němž nelze rozlišit ani pík RaA (^{218}Po , $E_\alpha = 6 \text{ MeV}$). Navíc u tohoto filtru dochází k pohlcení velkého množství alfa částic a tím i ke snížení účinnosti. To lze vysvětlit zabudováním aerosolových částic do objemu filtru a následné samoabsorpci alfa záření ve vzorku.

Tabulka 1. Rozlišení α spekter jednotlivých typů vzorku

Vzorek	FWHM	Plocha píku RaA (impulsy/20 min)
Sklovláknitý filtr	cca 300 keV	9138
filtr Milipore	cca 300 keV	9135
filtr Synpor	cca 500 keV	7719
hliníková destička	cca 180 keV	xxxx

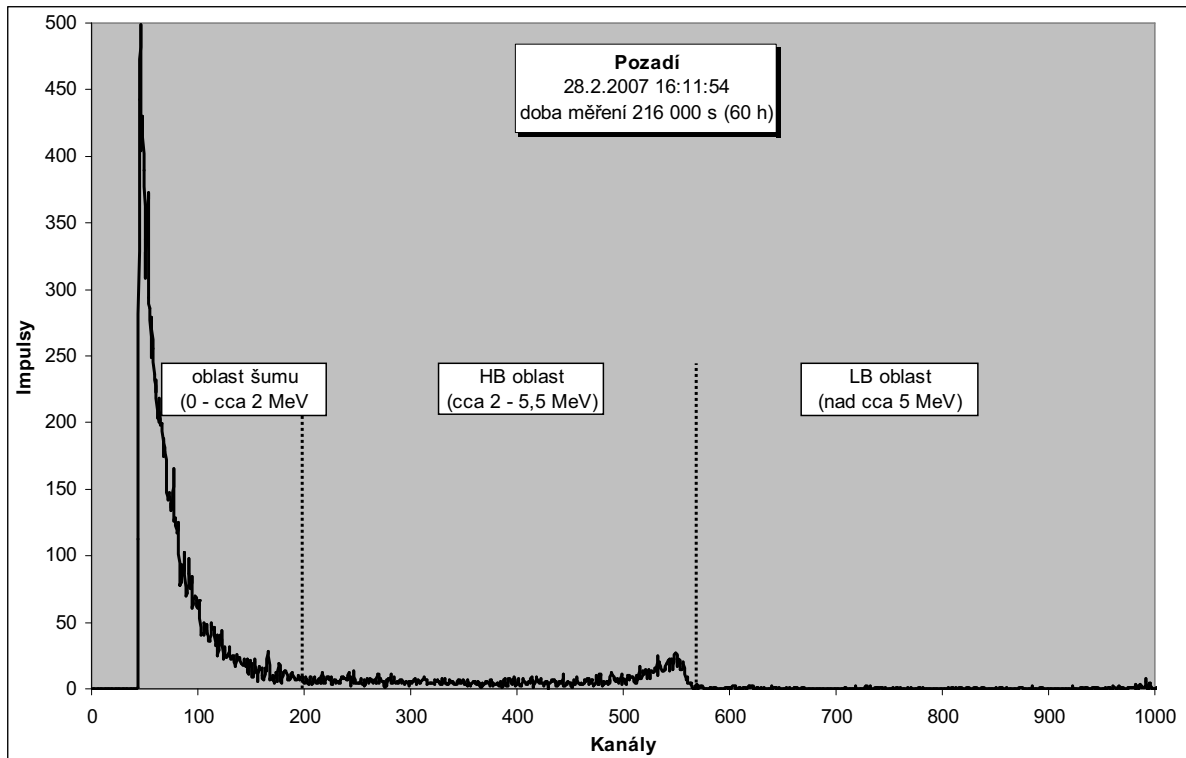
MINIMÁLNĚ DETEKOVATELNÉ AKTIVITY

Pro stanovení MDA byl vzhledem k povaze pozad'ového spektra prázdného přístroje obor energií rozdělen na tři části, pracovně nazvané oblast šumu (0. – 200. kanál – do cca 2 MeV), vysokopozad'ová oblast (HB, 200. – 570. kanál – cca 2 – 5,5 MeV) a nízkopozad'ová oblast (LB, 570. – 1024. kanál, nad cca 5,5 MeV). MDA byly stanoveny pro hladinu spolehlivosti 95% pro HB a LB oblast zvlášt' podle vzorce:

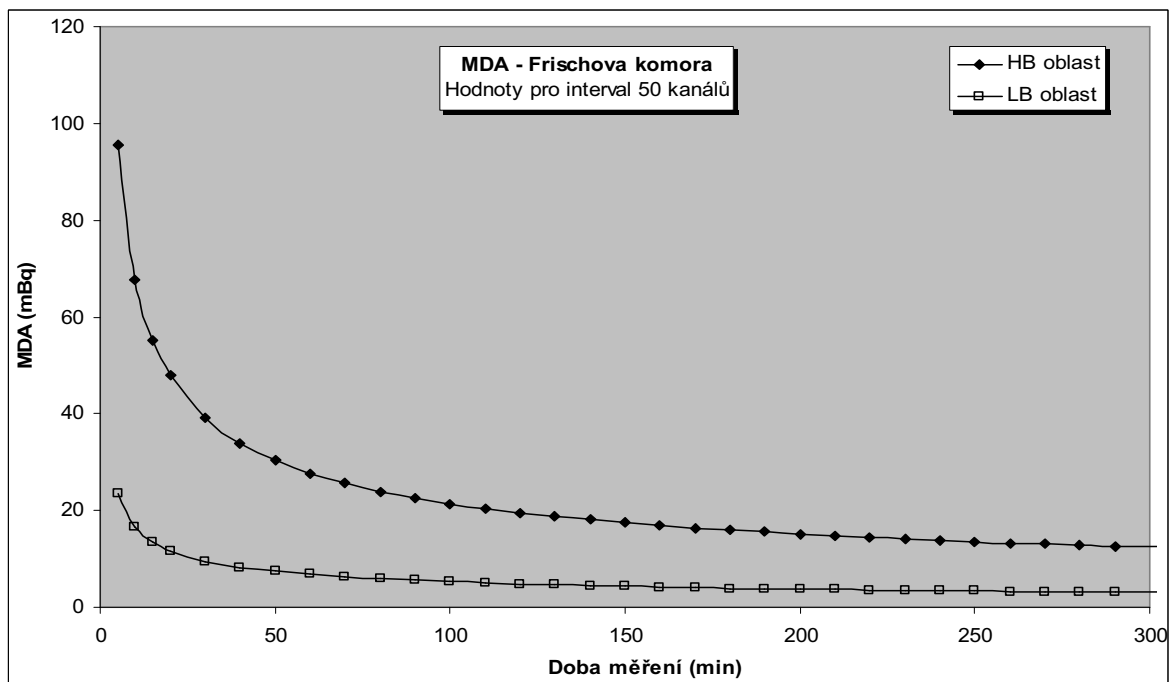
$$\text{MDA} = \frac{4,66 \cdot \sqrt{B \cdot T}}{T \cdot \eta \cdot S \cdot 60} \quad (1)$$

kde B je počet impulsů v pozadí za 1 minutu, T je doba měření vzorku v minutách, S je plocha vzorku v cm^2 a η je účinnost detektoru.

Obrázek 1. Pozad'ové spektrum Frischovy komory



Obrázek 2. Závislost MDA na době měření



V případě nehody je třeba rozhodnout o aktivitách ve vzduchu kolem $1 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$. Při rychlosti prosávání řádově $\text{m}^3\cdot\text{s}^{-1}$ za několik minut je tak reálné deponovat na filtru za krátký čas dostatečnou aktivitu k přesnému stanovení. Dobu měření vzorku pak lze zvolit v závislosti na požadovaných parametrech následovně:

- Pro rychlé stanovení aktivit alfa, např. v případě havárie či jiné radiační události, postačí doba měření maximálně 30 minut – pro nuklidy o energii alfa částic od 2 do cca 5,5 MeV (tj. pro HB oblast) je MDA = 39 mBq, pro nuklidy o energii alfa částic nad cca 5,5 MeV (tj. pro LB oblast) je MDA = 10 mBq.
- Pro běžná krátkodobá měření nižších aktivit je vhodná doba do 3 hodin (MDA = 16 mBq pro HB oblast, 4 mBq pro LB oblast).
- Pro velmi přesná měření nízkých aktivit lze dobu měření prodloužit na desítky hodin až 2 dny (MDA = 4 mBq pro HB oblast, 1 mBq pro LB oblast).

V případě měření kontaminace ovzduší pomocí filtrů budou hodnoty MDA samozřejmě ovlivněny deponovanými produkty rozpadu ^{222}Rn . Tento problém lze řešit dvěma cestami, a to buď výpočetní (zohlednění příspěvku těchto radionuklidů při vyhodnocování spektra), nebo experimentální (např. vhodné časování experimentu).

ZÁVĚR

Ionizační komora s Frischovou mřížkou je přístroj vhodný k rychlému stanovení aktivit radionuklidů emitujících α částice. Její výhodou je možnost přímého měření velkoplošných vzorků (až 500 cm²). Odvozené minimální detekovatelné aktivity (MDA) pro hladinu spolehlivosti 95% jsou 39 mBq (HB část spektra od 200. do 570. kanálu), resp. 10 mBq (LB část spektra od 570. kanálu) pro měření o délce 30 minut. Prodloužením doby měření na 2 dny klesnou tyto hodnoty na 4 mBq, resp. 1 mBq. Nejvýhodnější je použití přístroje pro měření aktivit aerosolových filtrů. Jako optimální se jeví membránové filtry Milipore a sklovláknité filtry. Používání těchto filtrů ke stanovování kontaminace ovzduší bude nadále experimentálně ověřováno. Zvláště bude nutné zaměřit se na ovlivnění hodnot MDA produkty rozpadu ^{222}Rn přítomnými v atmosféře.

REFERENCE

- [1] Sill, C. W., Rapid Monitoring of Soil, Water and Air Dusts by Direct Large-Area Alpha Spectrometry, Health Physics 69(1): 21-33, 1995
- [2] Scarpitta, S. C., Miltenberger, R. P., Carte, N., Gaschott, R., Rapid Analytical Technique to Identify Alpha Emitting Isotopes in Water, Air-Filters, Urine, and Solid Matrices Using a Frisch Grid Detector, Health Physics 84(4): 492-501, 2003
- [3] Instruction Manual Ordela Model 8210A Frisch Grid Large-Area Ionization Chamber

Publikace vychází z výzkumu podporovaného projektem VaV SÚJB č.3/2006

THE COMPARATIVE STUDY OF URANIUM ISOTOPES BY ALPHA SPECTROMETRY AND SIMS. FIRST STEP FOR QUANTIFICATION OF SIMS

Jozef Kuruc¹, Dávid Harvan¹, Dušan Galanda¹, Ľubomír Mátel¹, Monika Aranyosiová², Dušan Velič²

¹*Department of Nuclear Chemistry, Faculty of Natural Sciences, Comenius University, Mlynska dolina CH-1, 842 15 Bratislava, The Slovak Republic*

²*Department of Physical and Theoretical Chemistry, Faculty of Natural Sciences, Comenius University, Mlynska dolina CH-1, 842 15 Bratislava; and International Laser Center, Ilkovičova 3, 812 19 Bratislava, The Slovak Republic*

ABSTRACT

The paper presents the preliminary results of first comparative measurements of uranium isotopes by two techniques—alpha spectrometry and (SIMS). Preliminary results indicate the possibility to use SIMS for quantitative analysis of surface contamination by uranium isotopes.

INTRODUCTION

Secondary ion mass spectrometry (SIMS) is method founded for chemical composition analysis of different substances and materials [1]. It is not limited by origin or type of material. Basic principle of SIMS is resided in atomic bombardment of sample surface with high-energy primary ion beam (consist from I^+ , Cs^+ , Au^+ i.e.). Primary ion beam penetrates by material, it transfers its energy to hit atoms and generates collision cascade. The result of collision cascade is emission of atoms, molecules and clusters from surface. Emitted or sputtered particles convert into ions as secondary ions and secondary ions are analyzed in mass spectrometer.

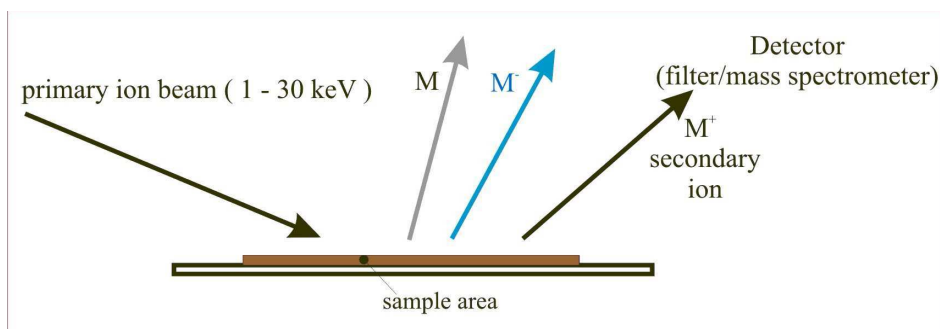


Figure 1. Schematic diagram of atomic bombardment of sample surface by high-energy primary ion beam

In 1978 Shilling J.H. [2] was investigating to use this technique for analysis of trace elements and he showed that SIMS is not universally appreciated analytical method. But this method found its utilization in most areas of research, especially in dating of surfaces, detection and migration of isotopes, isotopic analysis, contamination analysis of surfaces, and compositional changes

in materials. SIMS found widely application in coupling with other analytical or nuclear methods as X-ray fluorescence, Thermal Ionisation Mass spectrometry, Ion Coupled Plasma–Mass spectrometry and other methods.

METHODS AND EXPERIMENT

The most common procedures are co–precipitation and electrodeposition for preparation samples [3]. Radionuclides are deposited by electro–chemical procedures on metallic plate in deposition cell by effect of electrochemical process in solution by electrical flow [4]. Metallic plate is disc (sample for measure) and electrode, too. Frequently used discs are platinum, tantalum, nickel discs and stainless steel discs. Uniform distribution of particles on disc’s surface is advantage and it is the most important for SIMS measurement. Brightening stainless steel discs were used in this experiment. Preparation of discs with electrodeposited uranium was performed by methodology from Galanda D. [3] and Eichrom Industries, Ltd. [5]. Samples with specific activity of uranium isotopes were prepared by electrodeposition from aqueous solution of $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$, not from environment. After preparation, discs were counted by Ortec[®] Dual Alpha Spectrometer 576 A–919. Recovery of electrodeposition was accepted as a value 86 % in accordance with literature [5]. Our calculations of weights of deposited uranium confirmed this value. Weights of deposited uranium isotopes were calculated from their alpha activities. After alpha spectrometry, discs were analyzed by machine TOF–SIMS IV at International Laser Center in Bratislava.

RESULTS

Discs prepared by electrodeposition after alpha spectrometry were measured at the International Laser Center in Bratislava by TOF-SIMS IV with Au ion gun. Bi^+ ions with energy 25 keV and sample current 1 pA were used. The result of measure is mass spectra with intensity vs. m/z.

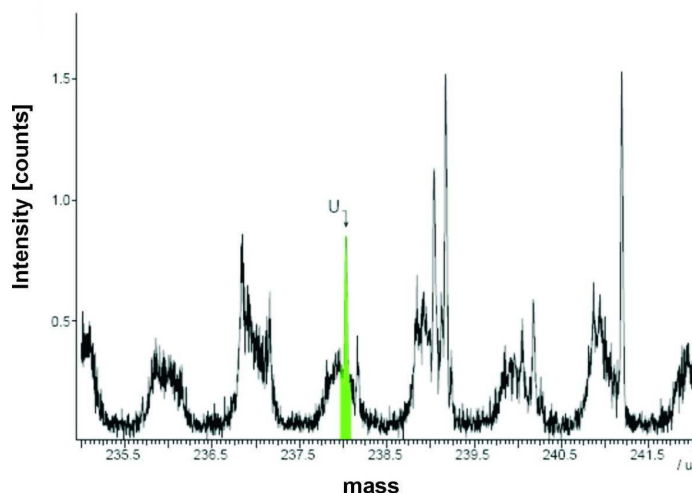


Figure 2. Example of mass spectrum of ^{238}U

We studied SIMS intensities of ^{234}U , ^{235}U and ^{238}U ions in dependence with its activities obtained from alpha spectrometry and its calculated surface's weights. Intensities (counts) were obtained by using of IonSpec software. Figure 7 shows the linear correlations of SIMS intensity vs. activities of uranium isotopes. Tab. 4 shows values, that represent correlation between SIMS intensities vs. surface's weights of uranium isotopes.

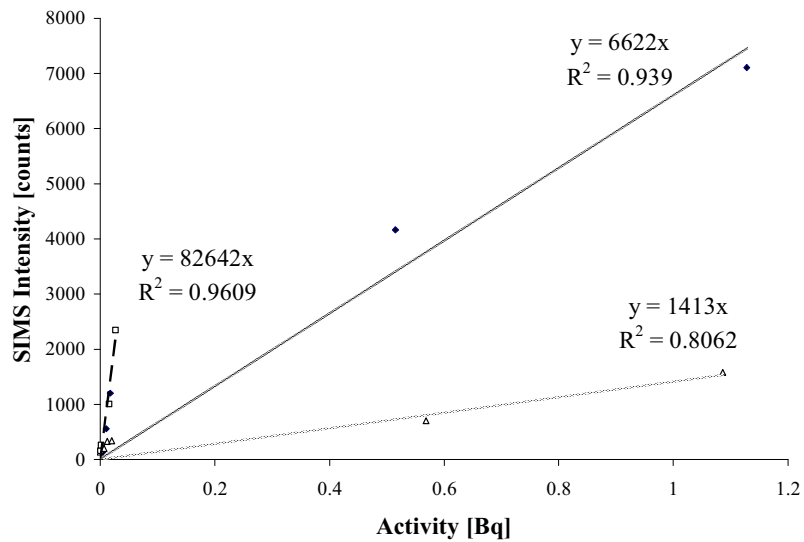


Figure 2. The correlation of SIMS intensity vs. Uranium isotopes activities, (Δ) is for ^{234}U , (\square) is for ^{235}U , (\diamond) is for ^{238}U .

In the Tab. 1 the results of dependence of SIMS intensity of ions of uranium isotopes on surface weights of uranium isotopes are presented.

Table 1. Table with correlated values SIMS intensity vs. Uranium isotopes surface's weights

Isotope	m_s [g·cm ⁻²]	Intensity [Counts]	Linear correlation	
			$y = b \cdot x$	R^2
^{234}U	$2.93 \cdot 10^{-12}$	202	$y = 965.42x$	0.8065
	$1.81 \cdot 10^{-11}$	331		
	$2.96 \cdot 10^{-11}$	339		
	$8.32 \cdot 10^{-10}$	701		
	$1.59 \cdot 10^{-9}$	1578		
^{235}U	$9.07 \cdot 10^{-10}$	134	$y = 19.63x$	0.9607
	$1.36 \cdot 10^{-9}$	162		
	$5.90 \cdot 10^{-9}$	263		
	$6.44 \cdot 10^{-8}$	1003		
	$1.13 \cdot 10^{-7}$	2347		
^{238}U	$1.14 \cdot 10^{-7}$	132	$y = 244.52x$	0.9389
	$2.77 \cdot 10^{-7}$	560		
	$4.70 \cdot 10^{-7}$	1200		
	$1.39 \cdot 10^{-5}$	4165		
	$3.06 \cdot 10^{-5}$	7105		

As we seen, it's possible to plot the calibration curves of SIMS intensities [counts] vs. surface's weights of uranium isotopes, what permits to use the SIMS measurements as a quantitative method for measurement of surface contamination by uranium isotopes.

CONCLUSIONS

The main objective of paper is to found the correlation between two sensitive techniques—alpha spectrometry and SIMS for natural isotopes of uranium and to determine possibility of using of SIMS for quantitative measurement of uranium isotopes and contaminated metal surfaces by natural uranium. Linear correlation between of SIMS maximum ion intensity vs. alpha activity as well as of SIMS maximum ion intensity vs. surface's weight were obtained according to Figure 2 and Table 1, respectively. From these correlations we can see deviation from linearity of low-level activity discs, what is caused by low count rates in SIMS, which are evidently near background of SIMS device. Measurements of minimal detection mass (MDM) of uranium isotopes and uncertainties of counts in SIMS need to realize additional experiments. Preliminary results indicate the possibility to use SIMS for quantitative analysis of surface contamination by uranium isotopes. From SIMS measurement it may be expected the acquirement of information about depth profiles of distribution of uranium as well as about distribution uniformity on metal surface.

REFERENCES

- [1] Aranyosiová, M.: Totálna chemická analýza materiálov-hmotnostná spektrometria sekundárnych iónov. *ChemZi*. 2006, Vol. 2, No. 2, 52-53.
- [2] Schilling, J. H. 1978: Using the ion microprobe mass analyser for trace element analysis. In: *Symposia on trace element analytical techniques. Cape Town: South Africa. Apr 1978*. Cape Town. 18 p.
- [3] Galanda, D. 2006: Príprava preparátov na meranie emitujúceho alfa žiarenia elektrodepozíciou. In: *Chemical and radioactive contaminants of the environment. Lectures, seminars and laboratory works (in Slovak)*. Bratislava: Omega Info, p. 27–30. ISBN: 80-969290-6-2.
- [4] Šáro, Š. 1983: Detekcia a spektrometria žiarenia alfa a beta. Bratislava: Alfa, 279 s.
- [5] Americium, Plutonium and Uranium in Water. Eichrom Industries, Inc. *Analytical Procedures*, ACW03. March 31, 1999.
<http://www.ortec-online.com/papers/radiochem/method1.pdf>

ANALÝZA RADIAČNEJ ZÁŤAŽE ZDRAVOTNÍCKYCH PRACOVNÍKOV V SLOVENSKEJ REPUBLIKE

RNDr. Karol Böhm

Úrad verejného zdravotníctva Slovenskej republiky, Bratislava

Centrálny register dávok pracovníkov, ktorí pracujú so zdrojmi ionizujúceho žiarenia od roku 2001 zabezpečuje a usmerňuje zber údajov o výsledkoch osobného monitorovania pracovníkov z jednotlivých dozimetrických služieb a prevádzkovateľov zdrojov žiarenia, zabezpečuje ich spracovanie a hodnotí veľkosť ožiarenia pracovníkov v Slovenskej republike. V súlade so slovenskou legislatívou sú povinne monitorovaní len pracovníci so zdrojmi žiarenia kategórie A. Pracovníci kategórie B sú monitorovaní len zriedkavo. Celkový počet monitorovaných zdravotníckych pracovníkov v jednotlivých rokoch je uvedený v tabuľke č. 1 a veľkosť ich kolektívnej efektívnej dávky je uvedená v tabuľke č. 2

Tab. 1: Počet monitorovaných pracovníkov so zdrojmi žiarenia v zdravotníctve v rokoch 2000-2006

ROK	2 000	2 001	2 002	2 003	2 004	2 005	2 006
Diagnostická rádiológia	3652	3594	3562	3289	3058	3107	2831
Kardiológia	115	120	128	141	144	150	160
Chirurgická rádiológia	625	717	727	822	896	735	708
Rádiačná onkológia	402	432	406	406	401	421	445
Nukleárna medicína	291	263	279	288	252	245	225
Stomatológia	26	22	20	23	11	17	17
Anesteziológia a intenzívna med.	255	269	306	134	288	262	216
Iné pracoviská	28	51	17	22	37	31	34
SPOLU	5394	5468	5445	5125	5087	4968	4636

Veľkosť kolektívnej efektívnej dávky zdravotníckych pracovníkov, ktorí tvorili v rokoch 2000-2006 z celkového počtu monitorovaných pracovníkov v priemere 35-40%, predstavuje najvyšší podiel na celkovej kolektívnej dávke všetkých profesionálnych pracovníkov so zdrojmi žiarenia (56-68% v kalendárnych rokoch 2000-2006).

Zdravotnícky pracovníci, ktorí pracujú so zdrojmi žiarenia sú rozdelení a sledovaní v ôsmich základných profesijných skupinách podľa charakteru vykonávanej činnosti so zdrojmi žiarenia. Najväčší počet zdravotníckych pracovníkov so zdrojmi žiarenia pracuje na pracoviskách diagnostickej rádiológie a pri peroperačnej rádiodiagnostike. V iných oblastiach je počet monitorovaných pracovníkov výrazne nižší. Pokles celkového počtu monitorovaných pracovníkov po roku 2002 a to predovšetkým v oblasti diagnostickej rádiológie, bol spôsobený živelnou transformáciou a redukciou počtu zdravotníckych zariadení a tým aj pracovísk so zdrojmi žiarenia, prepúšťaním zdravotníckych pracovníkov a celkovým znižovaním počtu pracovníkov so zdrojmi žiarenia (najmä rádiologických asistentov) a redukciou

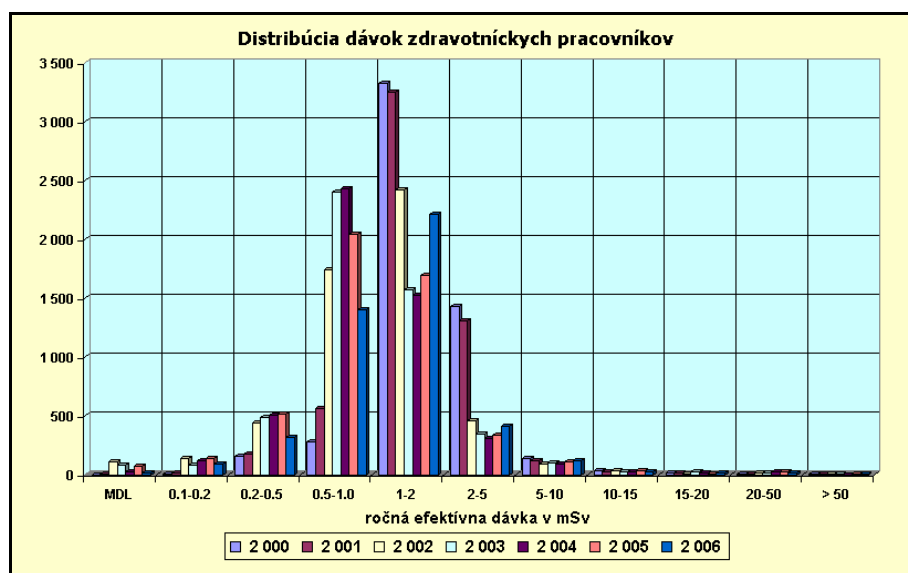
zdravotníckych výkonov. Len v oblasti intervenčnej rádiológie a kardiológie došlo od roku 2003 v výraznému nárastu počtu výkonov (až o 340% u niektorých výkonov), ktorý súvisí s rozširovaním a modernizáciou špecializovaných ústavov srdcových a cievnych chorôb a ich vybavením najmodernejšou rádiologickou technikou.

Tab. 2: Kolektívna efektívna dávka pracovníkov so zdrojmi žiarenia v zdravotníctve v rokoch 2000-2006 (man.mSv)

ROK	2 000	2 001	2 002	2 003	2 004	2 005	2 006
Diagnostická rádiológia	7459.02	6980.55	4948.54	4362.64	3724.90	4375.81	4182.73
Kardiológia	464.74	445.56	437.63	964.50	688.37	832.80	881.15
Chirurgická rádiológia	1228.59	1303.94	929.07	1126.09	1174.80	886.47	1130.69
Rádičná onkológia	745.61	785.26	483.47	431.53	341.54	598.59	604.23
Nukleárna medicína	647.81	619.99	466.19	411.60	487.91	390.04	418.72
Stomatológia	41.00	22.24	12.49	14.17	7.56	13.79	14.31
Anesteziológia a intenzívna med.	406.75	407.71	281.29	300.59	232.16	204.45	210.41
Iné pracoviská	44.52	87.06	16.04	14.53	38.47	31.06	36.62
SPOLU	11038.04	10652.31	7574.72	7625.65	6695.71	7333.01	7478.84

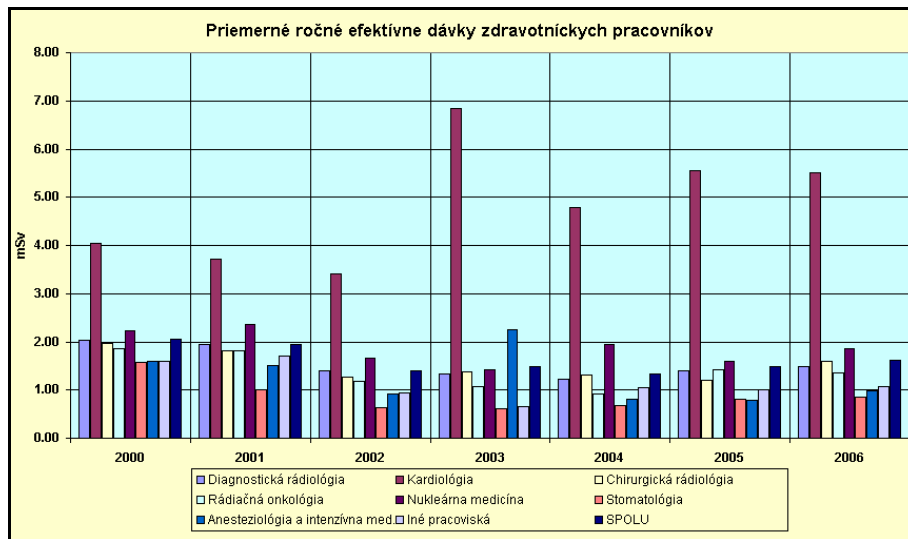
Distribúcia efektívnych dávok monitorovaných zdravotníckych pracovníkov v rokoch 2000 až 2006 je uvedená v grafe č. 2 a priemerné ročné efektívne dávky monitorovaných zdravotníckych pracovníkov podľa jednotlivých základných profesijných skupín sú uvedené v grafe č. 3.

Graf č. 2: Distribúcia efektívnych dávok monitorovaných zdravotníckych pracovníkov (2000-2006)



Bližšia analýza efektívnych dávok zdravotníckych pracovníkov v rokoch 2000-2006 preukázala, že najvyššie priemerné ročné efektívne dávky sa dlhodobo vyskytujú u pracovníkov na špecializovaných kardiologických pracoviskách, ktorí vykonávajú intervenčné rádiologické a kardiologické zákroky, ktoré sú časovo náročné, komplikované a vysoko rizikové. Ide najmä o pracovníkov, ktorí vykonávajú intervenčné kardiologické výkony, PTCA, PTA, rádiofrekvenčné ablácie, implantáciu stendov a pod.

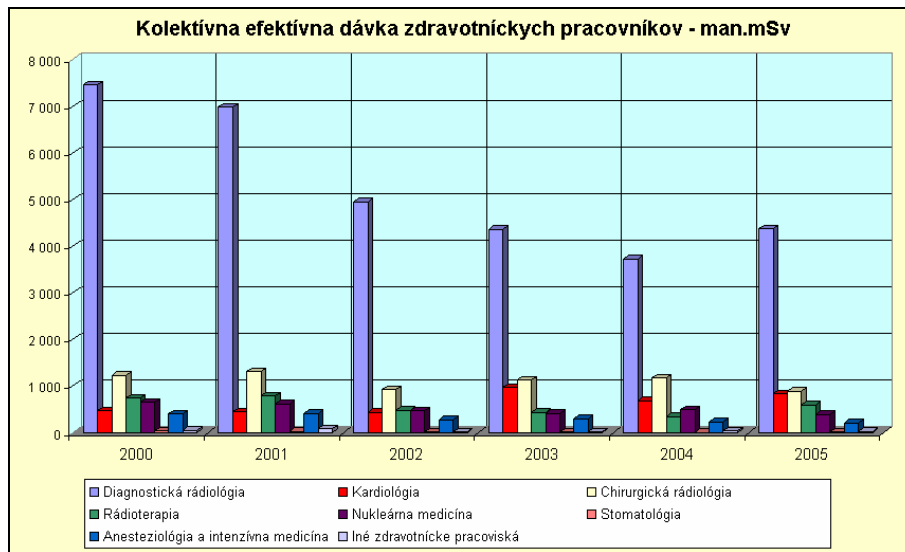
Graf č. 3: Priemerné ročné efektívne dávky zdravotníckych pracovníkov (2000-2006)



Kolektívna efektívna dávka pracovníkov v kardiológii na celková kolektívnej dávke zdravotníckych pracovníkov predstavuje len 11%. Táto skupina pracovníkov však zaznamenala v období rokov 2000-2006 najvyšší nárast kolektívnej dávky, pričom ich podiel na celkovej kolektívnej dávke zdravotníkov vzrástol v tomto období až trojnásobne (z približne 4% v rokoch 2000-2001 na takmer 12% po roku 2003). Absolútne najväčší príspevok ku kolektívnej efektívnej dávke pracovníkov v zdravotníctve tvorí ožiarenie pracovníkov na rádiodiagnostických pracoviskách, ktorý vykonávajú širokú paletu štandardných diagnostických vyšetrení (až 61%) a to predovšetkým vzhľadom na vysoký počet týchto pracovníkov. Podiel ostatných profesných skupín zdravotníckych pracovníkov na kolektívnej efektívnej dávke je približne 12% u pracovníkov, ktorí pracujú s röntgenovými prístrojmi na chirurgických sálach, 8% u pracovníkov v radiačnej onkológii, 5% u pracovníkov na pracoviskách nukleárnej medicíny. Podiel všetkých ostatných zdravotníckych pracovníkov pracujúcich so zdrojmi žiarenia na celkovej kolektívnej efektívnej dávke je nevýznamný a predstavuje len 3%.

Okrem pracovníkov na pracoviskách intervenčnej rádiológie a intervenčnej kardiológie sa každoročne vyskytujú prípady vyššieho ožiarenia (viac ako 15 mSv, resp. 20 mSv, ojedinele aj nad 50 mSv za rok) u pracovníkov na rôznych operačných sálach (najmä u lekárov a inštrumentárok). Podobne sú zaznamenané vyššie efektívne dávky aj u niektorých pracovníkov rádioterapeutických pracovísk a pracovísk nukleárnej medicíny (najmä u klinických fyzikov a farmaceutov). Vyššie ožiarenie klinických fyzikov na pracoviskách radiačnej onkológie bolo spojené predovšetkým s súvislosti s kalibráciami, výmenou a používaním uzavretých rádioaktívnych žiaričov na brachyterapeutických pracoviskách a riešením mimoriadnych situácií.

Graf č. 4: Kolektívne efektívne dávky zdravotníckych pracovníkov v Slovenskej republike



Pri podrobnejšom sledovaní a analýze údajov o monitorovaných pracovníkoch v jednotlivých zdravotníckych zariadeniach boli tiež zistené niektoré skutočnosti, ktoré nie sú plne v súlade s požiadavkami na zabezpečenie osobného monitorovania pracovníkov so zdrojmi žiarenia:

- veľký počet pracovníkov, ktorí používajú röntgenové prístroje na operačných sálach (lekári - chirurgovia, traumatológovia, ortopédi) používajú síce prstové dozimetre, ale nemajú pridelené a nepoužívajú žiadne osobné dozimetre;
- veľký počet pracovníkov, ktorí používajú röntgenové prístroje na operačných sálach, nemajú zabezpečenú žiadnu osobnú dozimetriu – z celkového počtu 76 nemocníc v Slovenskej republike, ktoré majú chirurgické operačné sály, na ktorých sa prakticky takmer všade používajú pojazdné röntgenové prístroje, len 28 nemocníc má zabezpečenú osobnú dozimetriu pre pracovníkov na operačných sálach, inde sú spravidla monitorovaní len pracovníci rádiodiagnostických oddelení.

Vzhľadom na vyššie uvedené skutočnosti bude potrebné v budúcnosti zabezpečiť prostredníctvom jednotlivých pracovísk dozoru nad radiačnou ochranou kontrolu používania röntgenových prístrojov na operačných sálach a zabezpečenie osobného monitorovania pre všetkých pracovníkov, ktorí sú prítomní priamo na chirurgickej operačnej sále počas jednotlivých chirurgických výkonov, pri ktorých sa používajú röntgenové prístroje.

SPRESNENIE OSOBNEJ DOZIMETRIE V INTERVENČNEJ RÁDIOLÓGII S VYUŽITÍM DVOCH DOZIMETROV

Denisa Nikodemová¹, Martina Horváthová², Karol Böhm³, Dominika Drábová²

¹ *Radiačná Hygiena, SZU Bratislava, Limbová 12, Bratislava, 833 03, SR*

² *Katedra Laboratornej Medicíny, Fakulta Zdravotníctva a sociálnej práce, Trnavská Univerzita, Hornopotočná 23, Trnava, 91843, SR*

³ *Úrad verejného zdravotníctva SR, Trnavská 60, Bratislava*

Úvod

Zdravotnícki pracovníci prítomní pri intervenčných rádiologických výkonoch sa pohybujú v blízkosti primárneho zväzku žiarenia a sú významne ožiarení fotónovým žiarením, ktoré je rozptýlené od tela pacienta a od rtg zariadenia. Z tohto dôvodu sú profesionálne dávky v intervenčnej rádiológii väčšinou vysoké a vyžadujú okrem stanovenia osobného dávkového ekvivalentu Hp(10) aj určenie efektívnej dávky (E). Súčasná prax nosenia jediného osobného dozimetra pod zásterou alebo na zástere neposkytuje možnosť stanovenia efektívnej dávky s dostatočnou presnosťou vyhovujúcou požiadavkám európskej legislatívy. V odporúčaní ICRP 85 sa preto navrhuje aby personál intervenčných rádiologických oddelení nosil dva dozimetre a to jeden na zástere a jeden pod zásterou. V rámci riešenia projektu FP6 CONRAD (EURADOS) sa skupina riešiteľov z 13 štátov EU zaoberala zhodnotením dosiaľ publikovaných údajov o osobných dávkach personálu v intervenčnej rádiológii a možnosťami návrhu vhodnej a jednotnej metódy stanovenia efektívnej dávky. V našom príspevku diskutujeme výhody a nevýhody používania dvoch dozimetrov pri aplikácii rôznych algoritmov navrhovaných pre výpočet E.

Materiál a metodika

Všetkým účastníkom pracovnej skupiny WG9 projektu CONRAD bol rozoslaný dotazník o type používaného osobného dozimetra jeho kalibrácii a umiestnení o legislatívnych úpravách pre osobnú dozimetriu a používaných osobných ochranných pomôckach v intervenčnej rádiológii.

Tab 1. Výsledky dotazníkovej akcie o dvojitej dozimetrii v intervenčnej rádiológii.

	Počet krajín
Osobný dávkový ekvivalent personálu Hp(10)	13
Dozimeter pod ochrannou zásterou	5
Dozimeter na ochrannej zástere	8
Dozimeter na a pod ochrannou zásterou	1
Dvojitá dozimetria zakotvená v legislatíve	2
Žiadne legislatívne odporúčanie o dvojitej dozimetrii	8
Algoritmus pre dvojitú dozimetriu ustanovený	3

Vo všetkých prípadoch sa dozimetre umiestňujú na ľavej strane hrudníka. Ochranné zástery používané na jednotlivých pracoviskách sa významne líšia s ekvivalentom olova od 0,2 do 0,5 mm Pb. Súčasne s ochrannou zásterou sa odporúča používať jednotný typ ochranného goliera na štítnu žľazu.

Bol uskutočnený prehľad publikovaných prác týkajúcich sa algoritmov pre stanovenie efektívnej dávky a prehľadov ročných osobných a efektívnych dávok zhromaždených v službách osobnej dozimetrie v jednotlivých štátoch.

$$E = \alpha H_u + \beta H_o$$

H_u - údaj dávkového ekvivalentu pod zásterou, H_o – údaj dávkového ekvivalentu na zástere

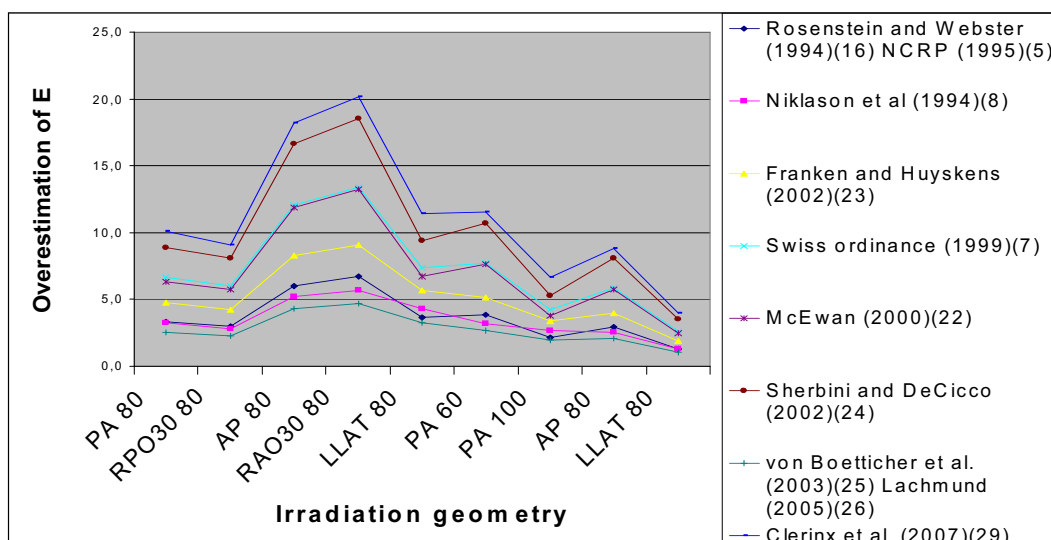
Tab 2. Prehľad algoritmov publikovaných rôznymi autormi pre dvojitú dozimetriu s využitím ochrany štítnej žľazy a bez tejto ochrany

DD algoritmus bez ochrany ŠŽ	α	β	DD algoritmus s ochranou ŠŽ	α	β
Wambersie and Delhove (1993)	1	0,1	Wambersie and Delhove (1993)	1	0,1
Rosenstein and Webster (1994), NCRP Report 122 (1995)	0,5	0,025	Rosenstein and Webster (1994), NCRP Report 122 (1995)	0,5	0,025
Niklason et al. (1994)	1	0,06	Niklason et al. (1994)	1	0,02
Swiss ordinance (1999)	1	0,1	Swiss ordinance (1999)	1	0,05
McEvan (2000)	0,71	0,05	Franken and Huyskens (2002)	1	0,033
Franken and Huyskens (2002)	1	0,1	Sherbini and DeCicco (2002)	1	0,07
Sherbini and DeCicco (2002)	1	0,07	Von Boetticher et al. (2003), Lachmund (2005)	0,65	0,017
Von Boetticher et al. (2003), Lachmund (2005)	0,65	0,074	Clerinx et al. (2007)	1,64	0,075
Clerinx et al. (2007)	1,64	0,075			

Diskusia a závery

V našich experimentoch bola použitá zástera s ekvivalentom 0,35 mm Pb, ktorá zoslabuje efektívnu dávku v priemere 27 násobne (15-41 násobne) ak sa súčasne používa ochrana štítnej žľazy. Bez ochrany štítnej žľazy je priemerný faktor zoslabenia 15 násobne (6 – 22 násobne). Pritom zoslabenie je závislé od použitého napätia zvolenej projekcie ožiarenia a špecifického vyšetrovacieho postupu.

Obr.1 nahodnotenie efektívnej dávky pre rôzne geometrie ožiarenia a rôzne algoritmy výpočtu



Stanovenie najvhodnejšieho algoritmu pre výpočet efektívnej dávky v intervenčnej rádiológii si okrem zjednotenia geometrie ožiarenia, používania osobných ochranných pomôcok (ochranná zástera golier, okuliare), vyžaduje aj optimalizáciu techniky ožiarenia, minimalizáciu fluoroskopického času a stanovenie konverzných faktorov z Hp(10) na E, pri znalosti spektrálnej fluencie primárneho rtg žiarenia. K tomuto účelu boli v rámci projektu CONRAD uskutočnené výpočty na fantóme.

Výskum bol uskutočnený v rámci projektu EURADOS Working Group 9 Radiation protection dosimetry in medicine, subgroup 2: Double dosimetry, (FP6 CONRAD), 2005 – 2007.

MONTE CARLO MODELLING OF LIQUID SCINTILLATION SPECTRA

O. Šimek^{1,2}, V. Šídlová^{1,3}, I. Světlík², L. Tomášková²

¹ *Department of Dosimetry and Application of Ionizing Radiation, Faculty of Nuclear Sciences and Physical Engineering, Czech Technical University in Prague*

² *Department of Radiation Dosimetry, Nuclear Physics Institute, Academy of Sciences of the Czech Republic, Prague*

³ *Nuclear Engineering Division, ENVINET a.s., Třebíč*

INTRODUCTION

Liquid scintillation spectrometry (LSS) and liquid scintillation counting (LSC) are methods utilized for measurement of clear beta emitters e.g. ⁹⁰Sr, ⁸⁹Sr, ¹⁴C, ³⁶Cl, ⁹⁹Tc, ³H. These radionuclides, with relatively longer half life, are significant from the point of view of the dose load from intake or environmental studies and have an occurrence in environmental or radioactive waste samples. Our work is aimed at simulations of liquid scintillation (LS) pulse spectra of beta emitters without interfering effects. The explanation of the non-influenced shape of liquid scintillation pulse spectrum gives a better possibility to indicate interferences as: presence of other radionuclides, unstability of the scintillation mixture, various types of wall effects, color quenching, etc. [1].

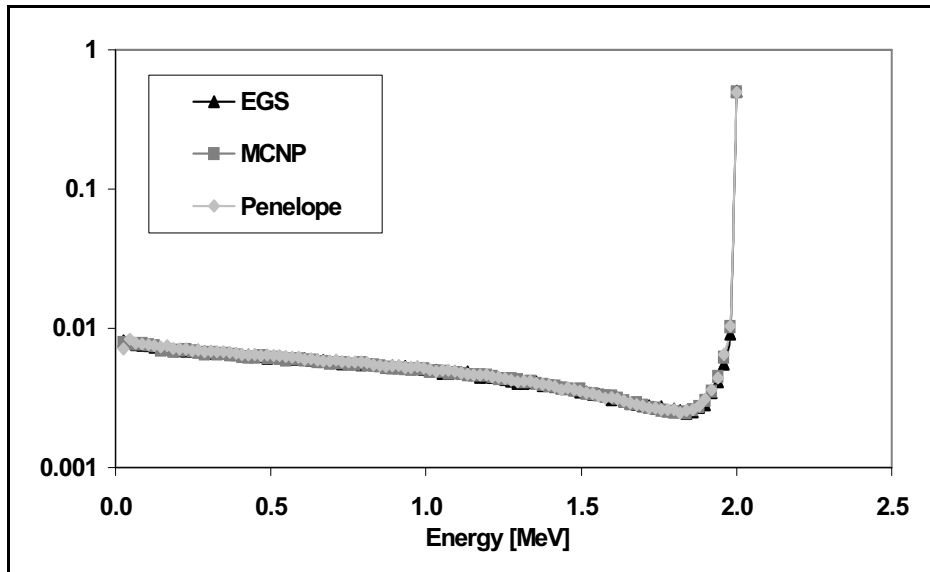
We concentrated on the scale of energies above 100 keV, hence a great number of additional effects, with a small quantification possibility, can be expected in the parts below [2]. The description and quantification of the effects that significantly participate on non-influenced spectrum origin is necessary for such simulation purposes. Namely, deposition of energy from primary electrons, leakage of the electrons from counting vial, and fluctuation of the energy transferred by scintillation chain belong into this category [1]. Results of simulations of energy deposition spectra, i.e. response on primary electrons, are described and briefly discussed at this presentation. LS spectra response on gamma rays at this case is relatively negligible, and such simulations were performed only marginally [3].

METHODS

To start with, three Monte Carlo (MC) codes were compared from the point of view of relevancy for these simulations: MCNP4C¹, Penelope, and EGS. This comparison was performed utilizing the spectra of energy deposition for 2 MeV primary electrons (Fig. 1). All MC codes provided very close results, which is evident from the overlap of the energy deposition spectra.

¹ The simulation was modified, in the case of MCNP code, by parameter 18 on the DBCN card selection [4, 5].

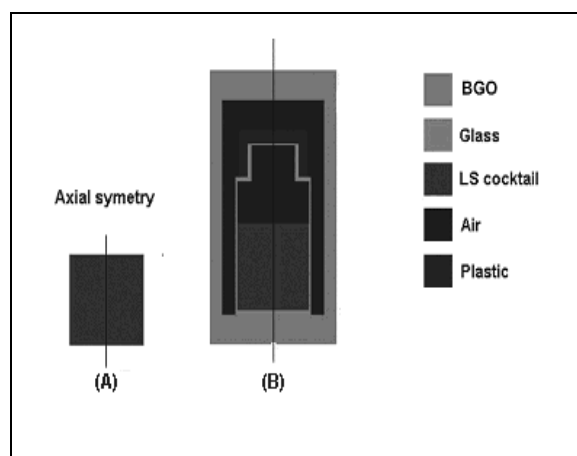
Figure 1 – A comparison of MC simulation codes results.



Considering to easier geometry description in the input file, MC code availability, and possible comparison with published articles, the MCNP code was selected for the next step of simulations. MCNP is a general-purpose Monte Carlo N-Particle code that can be used for neutron, photon, electron, or coupled neutron/photon/electron transport. The code treats an arbitrary three-dimensional configuration of materials in geometric cells bound by first- and second-degree surfaces. It utilizes the latest pointwise nuclear cross-section data. A continuous-slowing-down model is used for electron transport that includes positrons, k x-rays, and bremsstrahlung, but does not include external or self-induced fields [2].

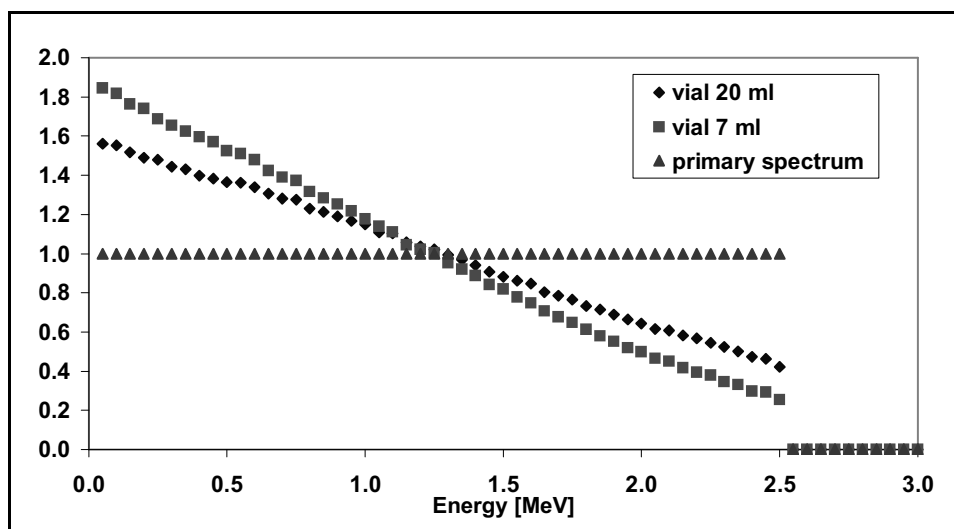
Two basic geometries were used for the simulations (Fig. 2). The first, simple, geometry (A) considers only a cylinder of LS cocktail in the vacuum, without any surrounding material. The second geometry is already full (B) and includes LS mixture in 20 or 7 ml glass vials surrounded by a simplified counting chamber structure of Tri-Carb 3170. All components of the B geometry are coaxial cylinders.

Figure 2 – simulated geometries: (A) simple, (B) full.



To perform the first estimation of the energy deposition distribution, the responses to the primary electrons in the interval energies 0 – 2.5 MeV and with uniform distribution were simulated. The energy 2.5 MeV is slightly above the maximal energy of ^{90}Y beta emission (2.28 MeV) and hence corresponds with great electron energies which can be expected in the ordinary environmental samples. The response spectra were calculated for the (B) geometry, 7 and 20 mL vials. In the case of primary electrons with energies above 1.5 MeV, the response is transferred into lower energy parts. Such transfer for 7 mL vial is more distinct, as shown in Fig. 3. This effect is caused by leakage of higher energy electrons from the vial; such “escaping” electrons devolve only a part of the energy into the scintillation mixture.

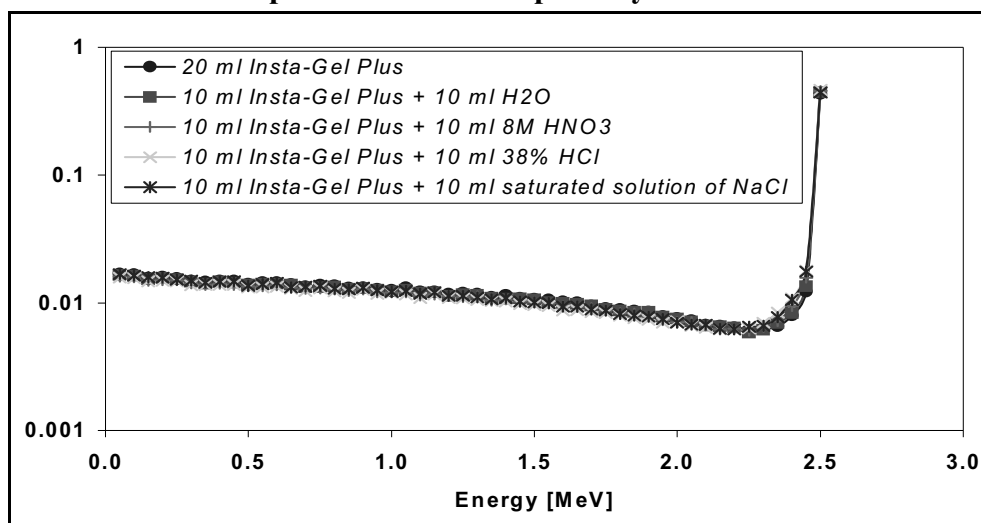
Figure 3 – Response to primary electrons with uniform energy distribution 0 – 2.5 MeV.



In the next step simulations of dependence of the shape of energy distribution response spectrum on scintillation mixture composition were performed (Fig 4). The geometry (A) was utilized for these purposes. The responses were simulated for 2.5 MeV primary electrons in these mixtures: 20 ml of clear liquid scintillation cocktail Insta-Gel Plus; 10 ml of Insta-Gel Plus with 10 ml H₂O; 10 ml of Insta-Gel Plus with 10 ml 8M HNO₃; 10 ml Insta-Gel Plus with 10 ml of 35% HCl; 10 ml Insta-Gel Plus with 10 ml of saturated NaCl solution in water (corresponding to strongly mineralized samples). The composition of the last two mixtures appropriates to excessive possibilities of real sample composition. In the diagram (Fig. 4) only small differences are visible around the interval 2.2 – 2.4 MeV. Other parts of the response spectra are without significant differences.

Which is evident from Fig. 3 and 4, energies of primary electrons can be explicitly allocated in response spectrum only to the parts corresponding to maximal energy of primary electrons. Inner parts of the energy deposition spectra can be composed from supplies generated by electrons with various energies.

Figure 4 – Spectra shape changes in the dependence on counting mixture composition. Responses to 2.5 MeV primary electrons.



CONCLUSIONS

In the point of view of shapes of real LS spectra, the energy deposition has essential significance. To simulate energy deposition spectra, three MC codes were compared. Significant differences between these codes were not observed above 100 keV in the response spectra. For next simulations the MCNP code was selected. On the base of calculations performed, strong influence by electron leakage from scintillation mixture was found. This effect increases with energy of primary electrons due their greater range. Influence of the scintillation mixture composition on the shape of energy deposition spectrum is indistinctive, close / below to the border of statistical significance.

REFERENCES

- [1] Michael J. Kessler, „Liquid Scintillation Analyses,“ Publication No. 169-3052, Packard Instrument Co., Inc. 1989
- [2] Phillippe Cassette, “Evaluation of the Influence of Wall Effects on the Liquid Scintillation Counting Detection Efficiency for the Standardization of High-Energy Beta and Alfa Radionuclides,” in LSC 2001, Advances in Liquid Scintillation Spectrometry, edited by S. Möbius, J.E. Noakes, F. Schönhofer, 2002, p. 45
- [3] P. Cassette et al., „Comparison of calculated spectra for the interaction of photons in a liquid scintillator. Example of ^{54}Mn 835 keV emission,“ Applied Radiation and Isotopes 64, 2006, p. 1471–1480
- [4] D. P. Gierga, K. J. Adams, „Electron / Photon Verification Calculations Using MCNP4B,“ Los Alamos National Laboratory, April 1999
- [5] J.F. Briesmeister (Ed.), „MCNP - a general Monte Carlo N-particle transport code, Version 4C,“ Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, 2000.

NUMERICKÁ KOREKCE ÚČINNOSTI HPGe DETEKTORU PRO VZORKY S MÍRNĚ ODLIŠNOU GEOMETRIÍ

Josef Tecl

Státní ústav radiační ochrany, Praha

Při analýze vzorků pomocí spektrometrie gama dochází v některých případech k situaci, kdy geometrické rozměry analyzovaného vzorku jsou odlišné od rozměrů kalibračního materiálu (standardní geometrie) a vzorek není možno upravit tak, aby jeho rozměry byly zcela shodné. V této situaci je třeba korigovat výsledky stanovení na rozdílnost měřené a kalibrační geometrie, případně alespoň odhadnout velikost tohoto vlivu a zahrnout jej do nejistoty stanovení. Pro odhad korekcí byl na oddělení spektrometrie Státního ústavu radiační ochrany (SÚRO) v Praze vyvinut postup, který umožňuje provést opravu naměřené aktivity pro vzorky tvaru kvádrů nebo válců měřené v pozici na čele detektoru a pro ohebné vzorky tvaru kvádrů navinuté z boku detektoru, které mají mírně odlišné geometrické rozměry, na základě znalosti jejich skutečných rozměrů. Tento postup byl posléze úspěšně otestován.

PRINCIP METODY

Metoda je založena na numerické simulaci účinnosti kalibrace polovodičového HPGe detektoru pro různé geometrické rozměry analyzovaného vzorku a dále na interpolaci sady těchto účinnostních kalibrací pro malé odchylky jednotlivých rozměrů (řádu jednotek cm).

POSTUP

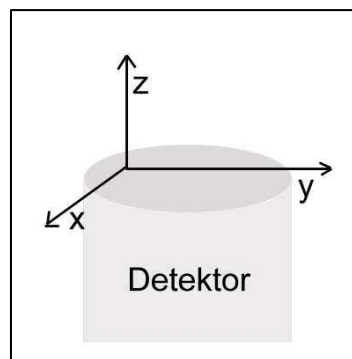
Nejprve byly pomocí programu pro semiempirické stanovení účinnosti pro případ měření velkoobjemových vzorků polovodičovým detektorem [1] nasimulovány účinnosti pro různé rozměry analyzovaných vzorků (dané předpokládanými rozdíly rozměrů) a pro energie fotonů záření gama v intervalu 60 až 2600 keV pro několik HPGe detektorů používaných na oddělení spektrometrie SÚRO Praha. Program [1] nelze obecně používat k výše uvedeným korekcím z toho důvodu, že je zpracován pouze pro starší (dle data pořízení) HPGe detektory o nižších relativních účinnostech. Poměry nasimulovaných účinností k účinnosti pro standardní rozměry (kalibrační materiál) byly následně numericky proloženy pomocí metody nejmenších čtverců několika typy funkcí rozdílů geometrických rozměrů od kalibračních materiálů. Tyto rozdíly se pohybovaly přibližně v intervalu ± 2 cm v každém směru.

Jako nejvhodnější jak z hlediska reziduálního součtu čtverců tak i koeficientu determinace prokladu [2] byla vybrána lineární funkce odchylky v každém směru souřadnicové osy. Hodnota vzniklá vyčíslením této funkce pro rozměry konkrétního vzorku představuje korekci, kterou je

třeba vynásobit hodnoty aktivit a absolutních nejistot stanovení získané vyhodnocením spektra vzorku pomocí účinnosti pro standardní geometrii. Správně by se měla korigovaná nejistota stanovení vypočítat pomocí metody šíření chyb, vzhledem k zanedbatelným hodnotám odchylek koeficientů (viz tab. 1) toto neprovádíme. Odchylna způsobená měřením rozměrů, resp. deformací vzorku (zejména při geometrii na boku detektoru) se zahrnuje do kombinované nejistoty.

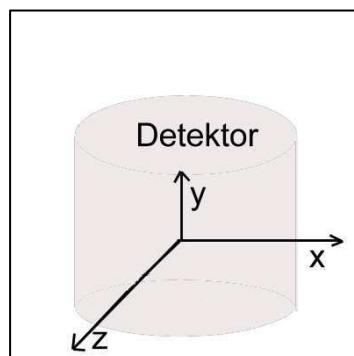
Pro případ vzorku tvaru kvádru, který je umístěn na čele detektoru válcového tvaru, je tato funkce popsána rovnicemi (1) až (4), kde souřadnicové osy x a y tvoří rovinu čela detektoru a osa z je totožná s osou symetrie detektoru (viz obr. 1). Je-li vzorek tvaru válce, jsou hodnoty proměnných x_{skut} , y_{skut} a x_{kal} , y_{kal} rovny jeho průměru.

Obr. 1. Rozložení souřadnicových os pro případ vzorku umístěného na čele detektoru.



V případě vzorku umístěného z boku detektoru, je rozložení os takové, že osa x se navíjí na plášť válce kolmo k ose jeho symetrie (a tvoří tak vlastně oblouk kružnice na válcové ploše), osa y je rovnoběžná s osou válce a osa z směřuje radiálně k válci.(obr. 2).

Obr. 2. Rozložení souřadnicových os pro případ vzorku umístěného na boku detektoru.



V tomto případě se pro výpočet celkové korekce použije stejných rovnic jako pro případ vzorku umístěného na čele detektoru, pouze místo rovnice (2) se aplikuje vztah (5), jak vyplývá z válcové symetrie detektoru.

$$f = f_x \cdot f_y \cdot f_z \quad (1)$$

$$f_x = a_x \cdot (x_{skut} - x_{kal}) + b_x \quad (2)$$

$$f_y = a_y \cdot (y_{skut} - y_{kal}) + b_y \quad (3)$$

$$f_z = a_z \cdot (z_{skut} - z_{kal}) + b_z \quad (4)$$

$$f_x = 1 \quad (5)$$

V předchozích rovnicích mají jednotlivé proměnné následující význam:

- f – celková korekce,
- f_x, f_y, f_z – dílčí korekce ve směru jednotlivých souřadnicových os,
- $a_x, a_y, a_z, b_x, b_y, b_z$ – koeficienty numerické korekce (získané regresí), hodnoty jsou uvedeny v tab. 1,
- $x_{skut}, y_{skut}, z_{skut}$ – rozměry analyzovaného vzorku [cm],
- $x_{kal}, y_{kal}, z_{kal}$ – rozměry kalibračního materiálu [cm].

Hodnoty koeficientů numerické korekce uvedené v tab. 1 byly zprůměrovány pro všechny simulované detektory. Protože v rovnicích (2) – (4) vystupuje pouze rozdíl rozměrů, je jedno, kde je počátek souřadnic.

Tab. 1. Hodnoty koeficientů pro výpočet korekce vzhledem k odlišným geometrickým rozměrům mezi analyzovaným a kalibračním vzorkem.

Koeficient	Hodnota	Odchylka hodnoty*
a_x, a_y	0,0525	$3 \cdot 10^{-6}$
a_z	0,174	$2 \cdot 10^{-5}$
b_x, b_y, b_z	1	$4 \cdot 10^{-5}$

* standardní odchylka koeficientu získaného regresí metodou nejmenších čtverců

OVĚŘENÍ

Tento postup byl následně zpětně použit na nasimulovaná data použitá k odvození metody a dále na experimentální údaje z detektorů, které nebyly použity k odvození a regresím s cílem ověřit tuto metodu, popř. zjistit meze její platnosti a její nejistotu.

V první řadě byla zpětně analyzována data získaná pomocí [1], která byla použita pro stanovení hodnot koeficientů pomocí matematické regrese. V tomto případě byla střední odchylka (odchylka mezi účinností korigovanou touto metodou a správnou hodnotou, tj. hodnotou

zjištěnou pomocí [1], zprůměrovaná přes celou energetickou oblast) maximálně 2%. Nejvyšší rozdíl se projevil v oblasti nízkých energií (cca 13% pro 40 keV, 3% pro 80 keV).

Dále byly porovnány hodnoty naměřených účinností různých kalibračních materiálů (rozdíl rozměrů opět v řádu jednotek cm) na různých HPGe detektorech (detektory odlišné od detektorů použitých pro simulaci, relativní účinnosti od 55% do 150%) s hodnotami získanými touto metodou. V tomto případě byly nalezeny střední odchylky v intervalu 4% až 20%, největší odchylky jsou pro energie nižší než 100 keV (až 40%), vždy však dochází ke zpřesnění hodnocení.

ZÁVĚR

Tato metoda pro odhad korekce účinnosti HPGe detektoru pro vzorky s mírně odlišnými geometrickými rozměry (předpokládá se tvar kvádrů nebo válců v pozici na čele detektoru nebo ohebný vzorek tvaru kvádrů z boku detektoru) pomocí součinu hodnot tří lineárních funkcí rozdílů rozměrů mezi měřeným vzorkem a kalibračním materiálem je jednoduchým postupem, který lze použít na různých HPGe detektorech, kde vede ke zpřesnění výsledků analýzy vzorků pomocí spektrometrie záření gama.

Narozdíl od semiempirického postupu pro výpočet účinnosti [1] je tato metoda aplikovatelná i na nových detektorech o velkých relativních účinnostech, je jednodušší a lze ji použít i na geometrie z boku detektoru; nezahrnuje však korekci na rozdílnou samoabsorpci ve vzorku a v kalibračním materiálu. Metoda, stejně jako postup [1], není určena pro hodnocení vzorků složitých geometrických tvarů.

Nejllepší korekce je dosaženo pro detektory, které byly použity k odvození metody, pro energie fotonů záření gama nad 100 keV, a pro vzorky, jejichž rozměry se od kalibračních materiálů liší nejvýše v řádu jednotek cm. Ale i u jiných detektorů vede aplikace tohoto postupu ke zpřesnění výsledku analýzy.

V laboratoři spektrometrie gama SÚRO Praha se tato metoda používá při analýze vzorků v geometrii skládaného filtru z jaderných elektráren, protože tyto vzorky mají často různé geometrické rozměry a metoda upravující tyto vzorky do stejné podoby nebyla dosud zavedena.

Publikace vychází z výzkumu podporovaného projektem VaV SÚJB č.3/2006.

REFERENCE

- [1] Hůlka J., Bučina I., Malátová I. et al. Účinnostní kalibrace pro měření velkoobjemových vzorků polovodičovým detektorem. XII. Radiohygienické dny, Hrubá Skála, 1984.
- [2] M. Meloun, J. Militký: Statistické zpracování experimentálních dat, Plus, spol. s r.o., 1994, ISBN 80-85297-56-6.

SÚČASNÉ STANOVENIE CELKOVEJ OBJEMOVEJ AKTIVITY ALFA/BETA NA PRÍSTROJI IN 20

Belanová A., Merešová J., Vršková M.

Výskumný ústav vodného hospodárstva Bratislava

Nábr. L. Svobodu 5, 812 49 Bratislava

belanova@vuvh.sk

Koncom roka 2005 bol na Výskumnom ústave vodného hospodárstva v Bratislave zakúpený viacdetektorový systém s veľmi nízkym pozadím pre meranie nízkych aktivít alfa/beta IN 20 od firmy CANBERRA EURISYS.

Prístroj IN 20 je určený na rýchle vysokocitlivé merania alfa/beta rádioaktivity rôznych typov vzoriek. Má osem detektorov, na ktorých je možné súčasne merať osem plošných vzoriek o priemere 50 mm. IN 20 môže merať aktivitu s použitím nasledujúcich štyroch meracích režimov voliteľných užívateľom:

- selektívne meranie iba alfa aktivity;
- globálne meranie beta (a alfa) aktivity;
- súčasné meranie alfa a beta aktivity;
- postupné meranie alfa a potom beta aktivity.

V režime súčasného alfa a beta merania sú alfa a beta častice rozlišované na základe rozdielnych amplitúd impulzov generovaných detektorom.



Ako detektory sa používajú prietokové proporcionálne počítače s pracovným plynom argónom s 10% prímiesou metánu. Meranie pozadia a stanovenie účinnosti merania sa robí pre každý detektor zvlášť. Pre stanovenie účinnosti merania celkovej objemovej aktivity alfa sa používa ako

šstandard dusičnan uranylu, pre stanovenie celkovej objemovej aktivity beta chlorid draselný.

Prístroj je overený na Slovenskom metrologickom ústave.

Skúsenosti s meraním na tomto prístroji a optimalizácia podmienok merania budú prezentované na konferencii.

SYSTÉM PRO NEUTRONOVOU A FOTONOVOU SPEKTROMETRII VE SMĚSNÉM POLI

F. Cvachovec¹, Z. Bureš¹, P. Čeleda², J. Cvachovec², B. Ošmera³

¹Univerzita obrany Brno

²Fakulta informatiky, Masarykova univerzita Brno,

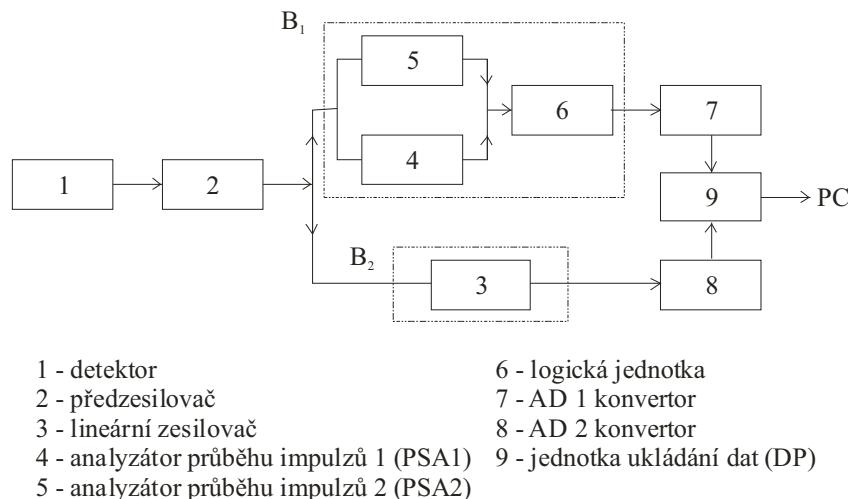
³Ústav jaderného výzkumu, a.s. Řež

Měření charakteristik neutronové a fotonové složky směsného pole patří k obtížnějším úkolům detektorové techniky. Některé detektory jsou citlivé k oběma druhům záření, ale dobře definovanou odezvu mají jen k jednomu z obou záření. Jednou z mála výjimek jsou krystalické organické scintilátory typu antracen, stilben, kapalný NE-213 a další. Uvedené detektory mají exaktně určitelnou funkci odezvy k oběma složkám směsného pole a jsou vhodné pro simultánní měření spektra neutronů i záření gama ve směsném poli.

V dalším uvedeme stručný popis neutron-gama dvouparametrického systému řadu let úspěšně používaného ve spektrometrii směsného pole.

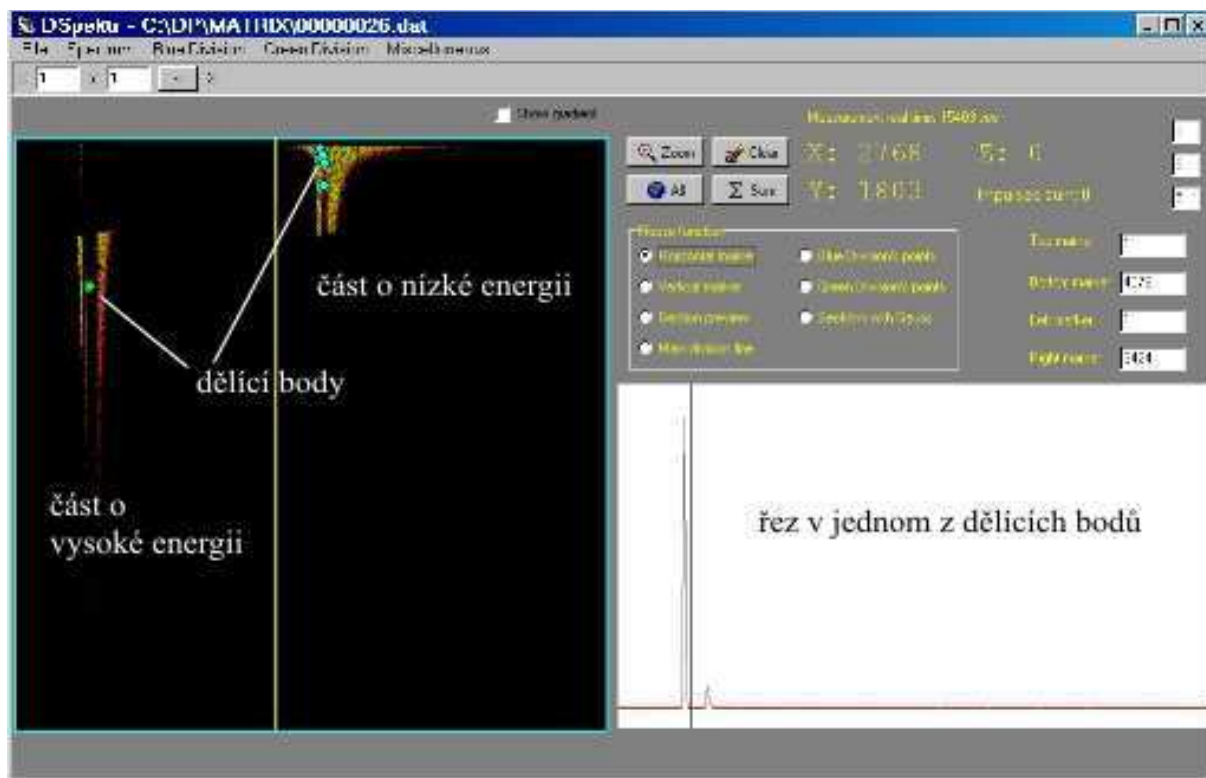
A DVOJPARAMETRICKÝ SPEKTROMETRICKÝ SYSTÉM

Blokové schéma systému je na obr. 1. Základ systému tvoří dvě větve tvarové diskriminace PSD 1 a PSD 2 (Pulse Shape Discrimination), které třídí výstupní impulsy ze stilbenového detektoru podle jejich časového průběhu a rozhodují podle trvání vzestupné hrany impulsu, zda byl impuls generován neutronem nebo fotonem. Každá z dvou větví PSD pokrývá část energetického intervalu měřeného spektra, čímž se zjednodušují podmínky pro dynamický rozsah obvodu PSD. Běžné energetické rozsahy jsou 0,5 – 15 MeV pro neutrony a 0,2 – 10 pro fotony. Výstupem obou větví PSA1 a PSA2 jsou impulsy, jejichž amplituda je úměrná trvání náběžné hrany výstupního impulsu detektoru mezi definovanými frakcemi jeho velikosti, např. 10 a 90 % jeho amplitudy. Konvertor AD 1 (amplituda - číslo) generuje parametr identifikující typ detekované částice (neutron – foton). Druhý parametr charakterizující amplitudu impulsu z výstupu detektoru (energií deponovanou částicí v detektoru) vytvoří konvertor AD 2. Jednotka 9 DP pak zprostředkuje zápis obou parametrů do paměti PC ve formě matice 4096 x 4096. Grafický výstup matice je na obr. 2. Identifikační parametr se vynáší na osu x, amplituda (energie) na osu y a počet impulsů s identickými parametry 1 a 2 na osu z. Datová matice se pak dalším software zpracovává na neutronové a fotonové přístrojové spektrum.



Obr. 1 Blokové schéma systému

Přístrojová spektra neutronů a záření gama se vyhodnocují dalším softwarem, který řeší Fredholmovu integrální rovnici metodou „největší věrohodnosti“. K tomu je zapotřebí stanovit funkci odezvy používaného detektoru. V našem případě jde o válcové stilbenové krystaly o velikostech 10x10 mm, 20x20 mm a 45x45 mm. Poslední uvedený detektor je určen především pro simultánní měření spekter záření gama a neutronů. Funkce odezvy byly počítány metodou Monte Carlo a ověřovány srovnáním s experimenty na monoenergetických zdrojích neutronů a záření gama v PTB Braunschweig.



Obr. 2 Zápis matice dat pomocí jednotky DP

B APLIKACE SYSTÉMU

Spektrometrický systém byl v průběhu let použit pro řadu zajímavých experimentů. Šlo o měření spekter radionuklidových zdrojů typu Cf, Pu-Be, Am-Be. V případě zdroje Cf šlo dále o měření tohoto zdroje stíněného materiálu ve sférické geometrii, jako je Fe, H₂O, D₂O. Ze srovnání experimentálně zjištěných energetických spekter s teoretickými výpočty je možno zlepšovat metodiku experimentu a vyhodnocení na jedné straně a vyvozovat dílčí závěry pro správnost účinných průřezů na straně druhé [1]. Uvedené experimenty by měly vést také k realizaci referenčních polí neutronů a záření gama použitelných např. pro vývoj detektorů.

Další typ neutronového zdroje, kde bylo systému použito, se zakládal na reakcích urychlených nabitých částic na tlustých terčích. Jednalo se o výzkum zdrojů neutronů s poměrně vysokými středními energiemi [2].

Nejrozsáhlejší byly experimenty na modelu VVVR-1000 umístěném v experimentálním reaktoru LR-0 v ÚJV Řež. Pro potřeby reaktorové dozimetrie byla provedena v řadě vybraných bodů měření energetických spekter neutronů a záření gama. Výsledky experimentů byly opět konfrontovány s výpočty provedenými deterministickými a stochastickými postupy [3].

C DISKUSE

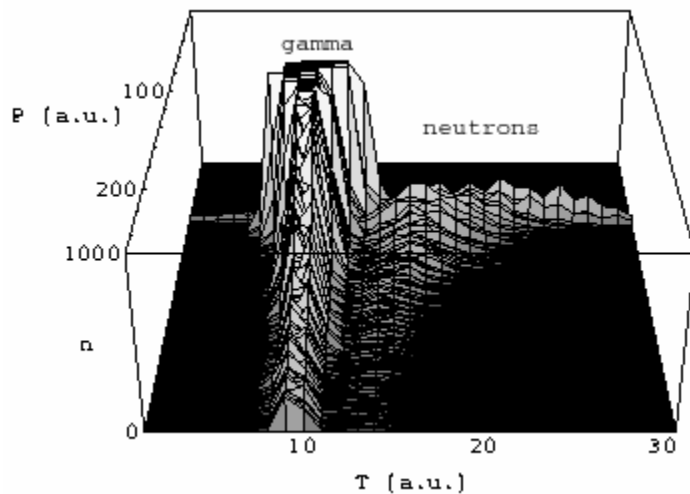
a) Nejistoty měření

Poměrně jednoduše se dá ocenit nejistota plynoucí ze statistického charakteru měřených veličin za zjednodušujícího předpokladu nezávislosti počtu impulsů v jednotlivých kanálech. Za stejného předpokladu je možno vyjádřit nejistoty grupových toků. Empiricky je možno vyhodnotit vliv nejistot energetické kalibrace na uvedené veličiny. Prakticky neřešitelné je zachytit kvantitativně vliv chyb funkce odezvy detektoru, která vstupuje do iteračního procesu pro výpočet spektra. Odhad jejich podílu na funkčních hodnotách neutronového spektra je těžko určitelný. Z měření známých spekter (např. Cf a z něj stíněním moderovaná spektra) a ze srovnání s výpočty plyne, že leží-li spektrum v pásu pětiprocentní směrodatné odchylky ($\pm 2,5\%$), lze takový výsledek považovat za maximum dosažitelné diskutovanou metodou v případě hladkých neutronových spekter. Spektra záření gama obsahující řadu píků takové úrovně mohou dosáhnout jen v širokých grupách, protože amplitudové rozlišení organických scintilátorů je nízké.

b) Digitalizace

Zvyšující se kvalita číslicových obvodů vedla v několika posledních letech k úspěšnému řešení identifikace časového průběhu impulsů pomocí jejich digitalizace. Digitální zpracování vede ke redukci analogové části aparatury a ke zrychlení fungování aparatury. Základními dvěma parametry, které je nutno z digitalizovaného průběhu výstupního impulsu nalézt, jsou opět amplituda a doba náběhu (rise time). Na obr. 3 uvádíme výsledek dosažený pomocí 8-bitového digitizeru ACQIRIS DP 210 s vzorkováním 2GHz. Zjištění typu detekované částice neutron –

foton je uspokojivé, ale nedostačuje 8 – bitové rozlišení amplitudy a dynamický rozsah amplitud zpracovávaných impulsů. Lze předpokládat, že je otázkou krátkého času, kdy budou k dispozici číslicové obvody potřebných parametrů.



Obr.3 Digitální dvojparametrické zpracování výstupních impulsů

c) Černý detektor

Zajímavý trend sleduje také černý detektor neutronů. Může jít např o detektor na bázi NE-213 s přídavkem lithia. Zaznamenávají se jen ty neutrony, které detektoru odevzdají celou svoji energii a ukončí svoji historii záchytem na Li. Detektor má spektrometrické vlastnosti a jeho předností by měla být podstatně lepší rozlišovací schopnost foton – neutron. Tj. hodí se do směsných polí s velmi vysokým fotonovým pozadím.

Práce, o nichž je referováno v příspěvku jsou podporovány úkolem MPO Využití progresivních metod detekce neutronů a fotonů v aplikovaném výzkumu pro potřeby monitorování a hodnocení bezpečnosti a spolehlivosti jaderných zařízení 1H – PK/05.

REFERENCE

- [1] B. Jansky, E. Novak, Z. Turzik, J. Kyncl, F. Cvachovec, L.A. Trykov, V.S. Volkov: Neutron and gamma calculations in benchmark spherical iron assemblies with ^{252}Cf neutron source in the centre, Nucl. Instr. Meth in Phys. Res. A 476 (2002) 358 - 364 .
- [2] P. Bem., V. Burjan, F. Cvachovec at al.” Fast neutrons from thick deuterium target irradiated by 15,8 MeV protons and 14,1 MeV deuterons, Nucl. Instr. Meth in Phys. Res. A 425 (1999) 522-528.
- [3] B. Osmera, F. Cvachovec et al.: Measurement and calculation of the fast-neutron and photon spectra from the core boundary to the biological shielding in the WWER-1000 reactor model, Rad. Protect. Dosimetry (2005), Vol. 115, No. 1-4, pp. 92-94.

**VÝZKUMNĚ VÝVOJOVÉ PROJEKTY ZAMĚŘENÉ NA
PŘÍSTROJOVOU TECHNIKU REALIZOVANÉ SPOLEČNOSTÍ
VF, A.S.**

Čechák¹, Halas², Okruhlica², Borek²

¹*Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská ČVUT v Praze*

²*VF, a. s. Černá Hora*

Společnost VF, a.s. realizuje v současné době 3 projekty zaměřené na vývoj v oblasti detektorů a přístrojové techniky určené pro dozimetrii ionizujícího záření. Projekty se týkají vývoje v oblasti scintilačních detektorů, polovodičových detektorů a zařízení pro analýzu hornin pomocí neutronové

aktivační analýzy. Poster prezentuje prozatím dosažené výsledky ve všech třech projektech. Popisuje produkty jednotlivých projektů a sumarizuje důležité milníky v průběhu řešení.

MCNP SIMULATIONS OF HPGE DETECTOR

Pavol Ragan¹, Marko Fülöp²

¹Úrad verejného zdravotníctva SR, Trnavská 52, 826 45 Bratislava

²Slovenská zdravotnícka univerzita, Limbová 12, 833 03 Bratislava

Simulations of HPGe detector responses were performed by MCNP, ver. 4C2 [1].

METHODS

The input geometry consists from the detector crystal, aluminium cryostat with a well, stainless steel finger and upper side protection, which are used to avoid contamination of a well from a sample vial. The Li contact on the outer surface of the crystal and boron contact in the well were not taken into account for the modeled geometry. The thickness of the boron contact is approximately 0.3 micrometers and is not playing a role in photon transport. Both contacts are lowering the detector sensitive volume and the detector response. An effect of incomplete charge collection in the detector is depending on energy of detected photons mainly in the low energy region below 100 keV. This effect is lowering a real detector response in comparing to the simulated one. The Li contact cannot be ignored for other types of Ge detectors (except of reverse electrodes one). The thickness of Li contact is increasing with age of detector, mainly when the crystal is not cooled, from several tenths of mm up to 1 mm. The actual thickness can be determined by the measurements and simulations at photon energies below 100 keV.

The detector cryostat is made from aluminium. Thickness of the walls was chosen to be 0.5 mm in the well and 1 mm elsewhere. The sample is measured in polyethylene vial of cylindrical geometry with following dimensions: inner diameter 10.9 mm, outer diameter 14.2 mm, bottom thickness 2 mm. A wall of the stainless steel finger is 0.9 mm thick and the bottom is 1 mm. Height of the sample itself was calculated to correspond to the volume 2.5 ml. Material properties are in table 1.

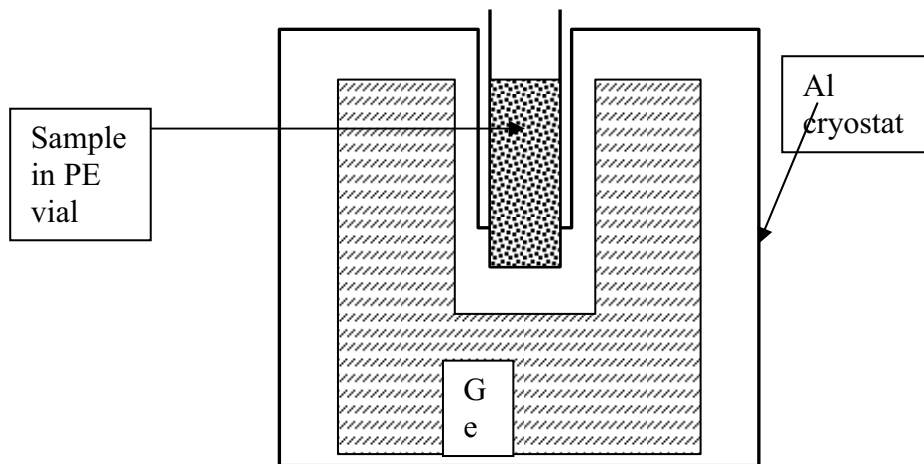
Table 1. Material properties.

Material	Density [g . cm ⁻³]	Composition [%]
Ge	5.35	100
Al	2.7	100
Polyethylene	0.92	H 66.67, C 33.33
Dry air	0.001205	C 0.0124, N 75.5268, O 23.1781, Ar 1.2827
Stainless steel 1.4301	7.9	Fe 72, Cr 18, Ni 10
Sample	Various	H, N, O, U, ...

The source was modeled as a homogeneous distribution of randomly generated photons inside the sample volume. Tally type 8 – the pulse height tally – provides the energy distribution of pulses

created in a detector by radiation. The interval – channel corresponding to the energy of photoabsorption was chosen for the tracing of the tally fluctuation and statistic behavior. The results of the simulations are the detector responses in the peak of the total absorption pre 1 photon starting in the sample volume.

Figure 1. The geometrical setup.



RESULTS AND DISCUSSION

The sample is measured in the well type detector. The diameter of the vial is close to the inner diameter of the detector well and the position of the vial to vial can be inaccurate due to the tightness of the well. The simulations of the effect of the position were done by shifting of the vial 1 and 2 mm above the bottom of the well.

The second effect concerning the geometrical arrangements is the inaccuracy in the inner vial diameter. The dimensions of the vial can be measured with accuracy of 0.1 mm. The decrease of the inner vial diameter by 0.1 mm (from 10.9 to 10.8) has the consequence in the increasing of the sample height by 0.5 mm for the same sample volume of 2.5ml.

The inaccurate position of the vial is resulting in the change in the detector response. Due to the shift of the vial by 2 mm the detector response will change by 5 %. The inaccuracy of the vial dimensions is affecting the detector response up to 1 %.

These effects are of such magnitude that cannot be ignored and can influence the result of a measurement more than change in a self absorption due to various densities of liquid samples.

REFERENCES

- [1] J. F. Briesmeister, Ed., "MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C," LA-13709-M, Los Alamos National Laboratory (April 2000)

STANOVENÍ DÁVKY V PRAXI RTG DIAGNOSTIKY - ALTERNATIVNÍ PŘÍSTUPY

Zdeněk Kopecký¹, Pavel Kratochvíl¹, Kateřina Bradáčová²

¹*VF, a. s. Černá Hora*

²*Fakultní nemocnice Brno*

RTG radiodiagnostická pracoviště jsou od r. 2005 povinna provádět stanovení a hodnocení dávek pacientů, u nichž bylo provedeno lékařské ozáření (v souladu s § 63 odst. 1 vyhl. č. 307/2002 Sb.). Pro uvedení této povinnosti do klinické praxe byl za podpory MZ ČR vypracován návrh Věstníku Národní radiologické standardy: Radiologická fyzika (RF). Národní standard RF popisuje mj. metody provádění výpočtů dávek pomocí specializovaných SW pro všechny RTG modality. Pro každou modalitu je popsán jeden způsob stanovení dávky. Použité SW však umožňují i jiný způsob stanovení dávky. Obsahem přednášky je popis výpočtu podle národního standardu vzniklého při projektu financovaném MZ ČR a prezentovaném na stránkách ČSFM a popis výpočtu pomocí různých alternativních metod. Diskutuje se i využití programů MCNPX a Body Builder. Aplikace různých přístupů bude prezentována formou zkušenosti s vyhodnocením dat pro stanovení dávek pacientů získaných v období 05 – 08/2007 z vybraných rtg. pracovišť.

SLEDOVANIE PARAMETROV HODNOTIACICH RADIAČNÚ ZÁŤAŽ PACIENTOV PRI RÁDIOLOGICKÝCH VYŠETRENIACH

Dušan Šalát¹, Ján Končík¹, Arnold Štubňa¹, Denisa Nikodemová², Šalátová Anna¹

¹*Ústav Radiačnej Ochrany, s.r.o., Trenčín*

²*Slovenská Zdravotnícka Univerzita v Bratislave*

Približne 90% radiačnej záťaže obyvateľstva z umelých zdrojov ionizujúceho žiarenia tvoria lekárske expozície, kde najväčší podiel tvoria rádiologické vyšetrenia. Každé použitie ionizujúceho žiarenia by malo byť teda odôvodnené, a optimalizované. Súčasťou týchto procesov by mala byť aj dôsledná realizácia programov kvality pre jednotlivé diagnostické modalít.

Aby sme boli schopní dôsledne uplatňovať všetky tieto požiadavky, musíme zabezpečiť efektívne sledovanie parametrov dôležitých z hľadiska radiačnej ochrany. Jestvujúce právne normy síce vytvárajú rámec pre realizáciu týchto procesov, avšak vo väčšine prípadov je obtiažne ich zabezpečiť v bežnej klinickej praxi. Napriek tomu, že poskytovatelia zdravotnej starostlivosti už disponujú modernými diagnostickými prostriedkami a sú vybavení informačnými technológiami, nie všade prebieha tento proces efektívne.

Cieľom tohto príspevku je oboznámiť odbornú verejnosť s možnosťou praktickej realizácie prenosu parametrov dôležitých z hľadiska radiačnej ochrany priamo do nemocničného informačného systému (NIS), kde sa nachádzajú kompletne informácie o pacientovi a jeho liečbe. Pri riešení problému sme sa snažili využiť možnosti existujúcich modalít a hľadať vhodné technické prostriedky na realizáciu takéhoto cieľa.

V úzkej spolupráci s rádiologickými oddeleniami, výrobcami a dodávateľmi rádiologických a informačných systémov, ale aj vedeckými a odbornými pracoviskami boli špecifikované údaje potrebné pre automatizovaný prenos, včítane výpočtu dávok na pacienta.

Nakoľko je však rozsah používaných rádiologických modalít široký, rozhodli sme sa v prvej etape realizovať uvedený zámer na mamografických pracoviskách, kde je vykonávaný veľký počet preventívnych vyšetrení a už niekoľko rokov prebieha proces prípravy na skrínigový program. V ďalšej etape budeme pokračovať sledovaním parametrov hodnotiacich záťaž pacientov pri skiagrafičkých a iných rádiologických vyšetreniach, aby bol tento proces komplexný.

Pri realizácii zámeru bol zvolený nasledovný postup:

- analýza skutkového stavu mamografických a iných rádiologických prístrojov a využitie informačných technológií (NIS, RIS, PACS) na Slovensku
- návrh prenosu dát do NIS resp.iného samostatného systému
- realizácia hardvérového prepojenia medzi rádiologickou modalitou a NISom
- príprava softvérového riešenia pre archiváciu dát z rádiologických modalít vrátane ich štatistického vyhodnotenia
- posúdenie spoľahlivosti a vhodnosti systému v klinickej praxi

Realizáciou uvedených postupov sme sa snažili naplniť požiadavky platnej legislatívy SR a ako príklad uvádzame údaje potrebné na odhad radiačnej zátáže a stanovenie efektívnej dávky u pacientky pri mamografickom rádiodiagnostickom vyšetrení , ktoré je potrebné zaznamenávať (1) :

- identifikačné údaje pacientky
- veľkosť vstupnej povrchovej dávky (mGy) , ak je zariadenie takýmto indikátorom vybavené
- výťažnosť kermy alebo vstupnej povrchovej dávky vo vzduchu (mGy/mAs)
- vzdialenosť ohnisko – koža
- materiál anódy (Mo, Rh, W)
- použitie expozičného automatu
- celková filtrácia (mm) a materiál filtra
- hodnota napätia röntgenovej lampy (kV)
- hodnota elektrického množstva röntgenovej lampy (mAs)
- hrúbka komprimovaného prsníka (prípadne jeho glandularita)
- typ projekcie (CC, ML)

Taktiež je vhodné sledovať aj ďalšie dôležité parametre ako sú napr.: veľkosť prítlaku (kg), expozičný čas (ms), zväčšenie , použitie mriežky, veľkosť optického sčernania a pod.

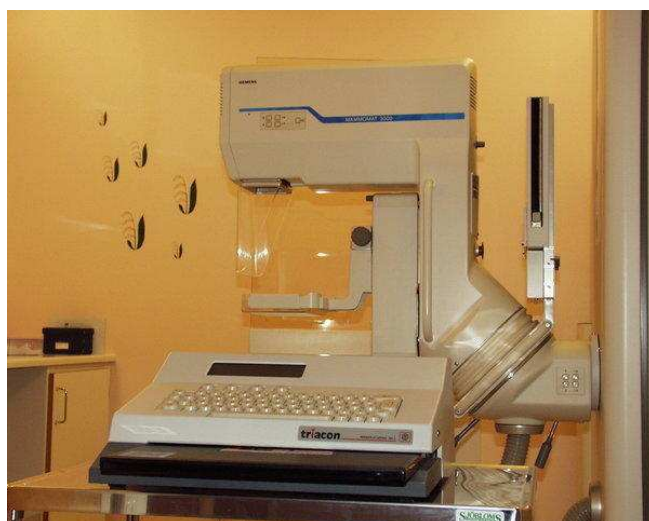
Ako už vidno z pomerne veľkého počtu požadovaných parametrov, zabezpečiť ich objektívne sledovanie nieje jednoduché a vyžaduje si určitú časovú náročnosť , prípadne ďalšie personálne požiadavky na administratívne sledovanie týchto údajov.

Optimálnym riešením sa zdá automatizované sledovanie týchto parametrov, čím by neboli narušované a spomaľované zavedené procesy na rádiologickom pracovisku a zabezpečila by sa najmä objektívnosť a presnosť získaných údajov.

V našom riešení sme sa rozhodli využiť pre prenos horeuvedených parametrov zariadenie, ktoré sa na mamografických pracoviskách využíva na označovanie exponovaných filmov, tzv.

ID kameru (obr.č.1). Do ID kamery sú prenášané dôležité parametre expozície priamo z mamografu , ktoré je možné doplniť o ďalšie potrebné informácie (identifikácia pacienta a pod.), a tie nafotiť priamo na film. Uvedené zariadenie je pripojiteľné ku všetkým bežne používaným mamografom, využívajúcich film – fóliovú technológiu.

Taktiež máme dostupné softvérové riešenie pre digitálne mamografické modality, využívajúce DICOM (Digital Imaging and Communications in Medicine) rozhranie, ktoré sme však nemohli v praxi overiť , nakoľko v dobe prípravy tohoto príspevku nebola na Slovensku realizovaná inštalácia digitálneho (DR – Direct Radiography) mamografu. U mamografických pracovišť , ktoré prechádzajú z film- fóliovej technológie na CR (Computed Radiography) technológiu je možné však využiť buď pôvodnú ID kameru alebo DICOM pripojenie cez CR čítačku. Pri DICOM pripojení u CR systému treba počítať s dodatočnou editáciou expozičných parametrov , nakoľko na rozdiel od DR mamografov tu neexistuje priamy prenos parametrov expozície z generátora mamografu do CR čítačky.



obr.č.1.

Na prenos údajov do NIS prípadne softvéru, ktorý samostatne sleduje požadované parametre, využívame zariadenie NICLan (obr.č.2) , ktoré umožňuje prepojenie medzi ID kamerou a lokálnou sieťou (LAN) . Systém využíva obojstranný prenos t.j. dáta môžu byť prenášané z ID kamery do NISu (expozičné parametre) i opačne (dáta o pacientovy).



obr.č.2.

V rámci projektu, ktorý financuje spoločnosť Ústav radiačnej ochrany bol horeuvedený systém realizovaný na mamografických pracoviskách vo Fakultnej nemocnici v Trenčíne, na Rádiologickej klinike s.r.o. v Trenčíne a v Onkologickom ústave sv. Alžbety v Bratislave.

Na uvedených pracoviskách sa používajú mamografické prístroje SIEMENS Mammomat 3 000, ktoré umožňujú aj priamu kalkuláciu dávok v mliečnej žľaze z expozičných parametrov.

Od uvedenia systému do klinickej praxe očakávame zjednodušenie činností, ktoré musia vykonávať pracovníci rádiologického oddelenia v súvislosti so zabezpečovaním povinností v oblasti radiačnej ochrany (sledovanie parametrov), ale aj využitie získaných štatistických informácií z mamografických vyšetrení pre zlepšovanie zavedených systémov kvality (QA/QC), sledovanie diagnostických referenčných úrovní a iné vedecko-odborné využitie.

POUŽITÁ LITERATÚRA

- [1] Nariadenie vlády SR č. 340/2006 Z.z. o ochrane zdravia osôb pred nepriaznivými účinkami ionizujúceho žiarenia pri lekárskom ožiarení
- [2] European guidelines for quality assurance in breast cancer screening and diagnosis, ISBN 92 - 79-01258-4
- [3] Radiologic science for technologists, ISBN 0-323-02555-2

FUJI CR PROFECT V MAMOGRAFICKÉM SCREENGU

Ing. Otto Kodl, Ing. Eva Jursíková

Státní úřad pro jadernou bezpečnost

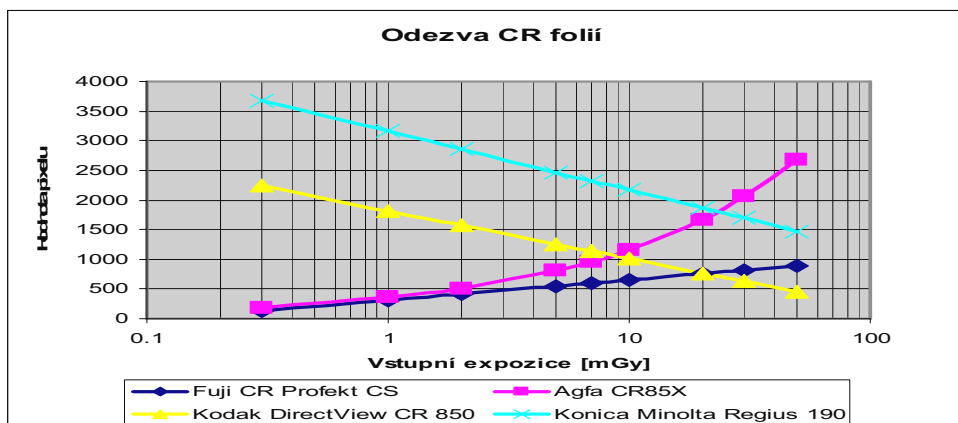
V uplynulém roce došlo ke značnému pokroku v digitální zobrazovací technice pomocí luminiscenčních folií, a to díky zvládnutí technologií zobrazovacích bodů, vyhodnocovacích a záznamových zařízení. Existuje řada světových výrobců např. Fuji, Agfa, Konica-Minolta Philips nebo Kodak jejichž systémy, obecně nazývané CR systémy, lze začít používat jako zobrazovací systémy i v screeningové mamografii.

Nedostatek při používání CR systémů pro potřeby screeningové mammografie spočíval v relativně malé rozlišovací schopnosti folií v důsledku velkého šumu a větší vzdálenosti mezi pixely. Minimální požadavek na rozlišení detailů při vysokém kontrastu se pohybuje v rozmezí 100 až 125 μm (tj. 8 až 10 lp mm^{-1}). Současné systémy s velikostí pixelů 50 μm teoreticky mohou dosáhnout rozlišení 10 lp mm^{-1} , takže při pečlivém výběru folií, optimálním seřízení celého zobrazovacího systému a optimalizaci expozičních parametrů jsou tyto systémy použitelné i pro screening.

Relativně menší stupeň rozlišení při vysokém kontrastu, který se pohybuje kolem 8 lp/mm oproti filmovému zobrazení, u kterého se může dosáhnout až 18 párů, vyvažuje velký rozsah rozlišení při nízkém kontrastu. Proto při zavádění digitálních metod zobrazení je důležité zavést důsledně systematickou kontrolu celého zobrazovacího řetězce včetně seřízení expozičních parametrů samotného rtg zařízení. Prvotním předpokladem pro kvalitní obraz však zůstávají vlastnosti CR folií a odpovídající volba energie rtg záření pro různé tloušťky a složení prsů (PMMA).

Při výběru nebo používání folií je třeba si uvědomit, že jednotlivé systémy mají odlišné vlastnosti, zejména jiný průběh odezvy střední hodnoty pixelů vůči vstupní kermě na kazetu s CR folií, jak je znázorněno na obr. č. 1.

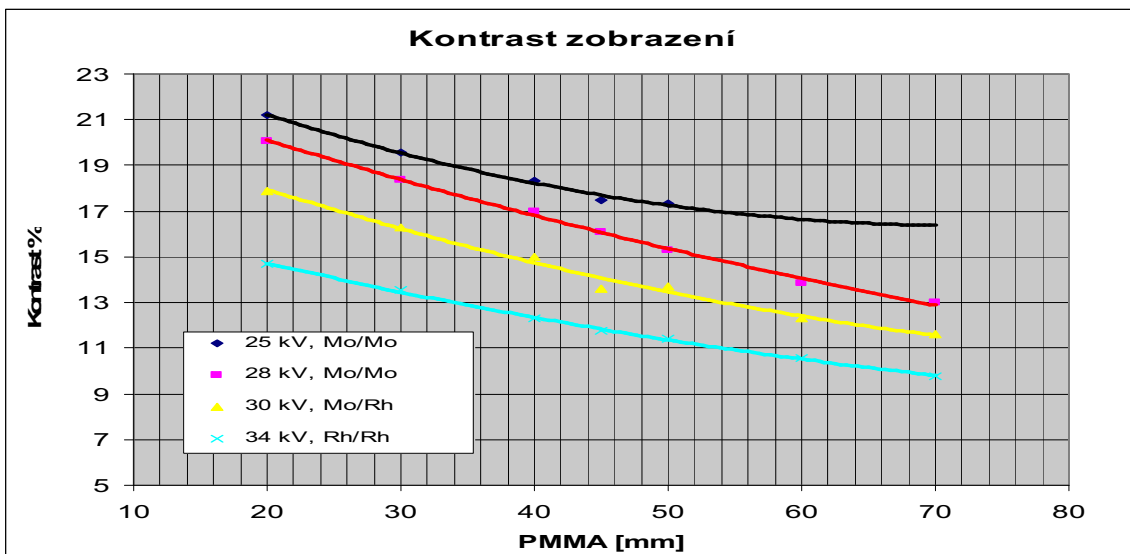
Obr. č. 1 Průběh odezvy střední hodnoty pixelů vůči vstupní kermě



V důsledku těchto rozdílných vlastností a požadavků na kvalitní zobrazení se hlavní pozornost kromě jiného zaměřuje na hodnocení kontrastu, šumu a jejich poměru ve vztahu ke glandulární dávce v závislosti na energii záření a tloušťce snímkaného objektu.

Naměřený kontrast pro objekt 0,2 mm Al pro různé tloušťky a energie záření je uveden na obr. č. 2. Je zřejmé, že nejvyšší kontrast je vždy dosažen pro nízké energie spektra pro všechny tloušťky PMMA. Ovšem na úkor zvyšující se glandulární dávce a šumu. Je proto nutné vážit, zda snížení dávky, které přináší použití vyšší energie záření na úkor snížení kontrastu je pro dané vyšetření přijatelným kompromisem.

Obr. č. 2 Kontrast zobrazení pro různé tloušťky prsu a energie záření



Kontrast C , se z experimentálních hodnot určí podle rovnice

$$C = \frac{M_1 - M_2}{M_1} \quad (1),$$

Kde M_1 je odečtená střední hodnota pixelů pod ROI 1 a M_2 pod ROI 2, který je tvořen objektem z Al o velikosti 10 mm x 10 mm, tloušťce 0,2 mm. Tento objekt je pokládán na PMMA o tloušťkách od 20 mm do 70 mm, pro různé energie rtg záření.

Poměr kontrastu a šumu (dále CNR) je pak určen rovnicí

$$CNR = \frac{M_1 - M_2}{\sqrt{\frac{\sigma_1^2 + \sigma_2^2}{2}}} \quad (3)$$

Kde σ_1 je směrodatná odchylka střední hodnoty pixelu M_1 a σ_2 je směrodatná odchylka střední hodnoty pixelu M_2

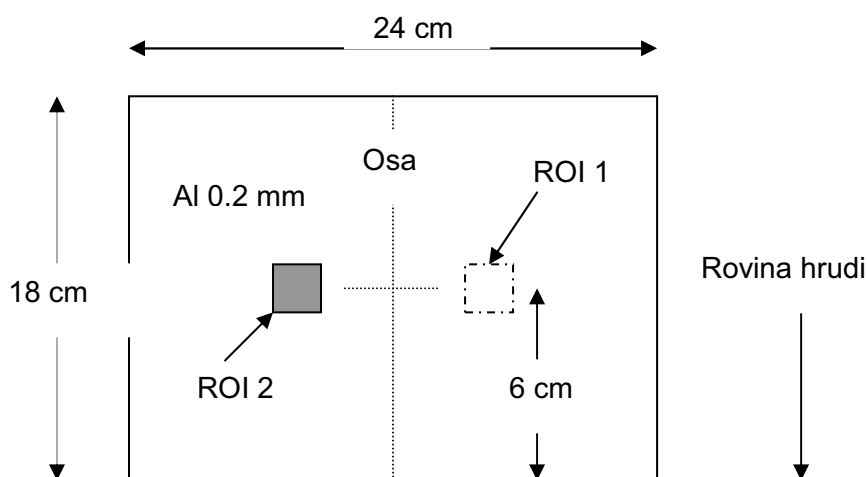
Relativní hodnota šumu pro linearizovanou hodnotu pixelu je určena rovnicí

$$\frac{\sigma_p}{p} = k_t p^{-n} \quad (4)$$

Kde p je hodnota linearizovaného pixelu, σ_p je standardní odchylka pixelu, k_t koeficient charakterisuje šum kvantový, elektronický a strukturální, n je exponent určený z experimentálních dat. Na příklad pro systém FUJI FCR Profekt používaný na mamografickém pracovišti Fakultní Thomayerovy nemocnice v Praze je $k_t=0,115$, $n=0,471$.

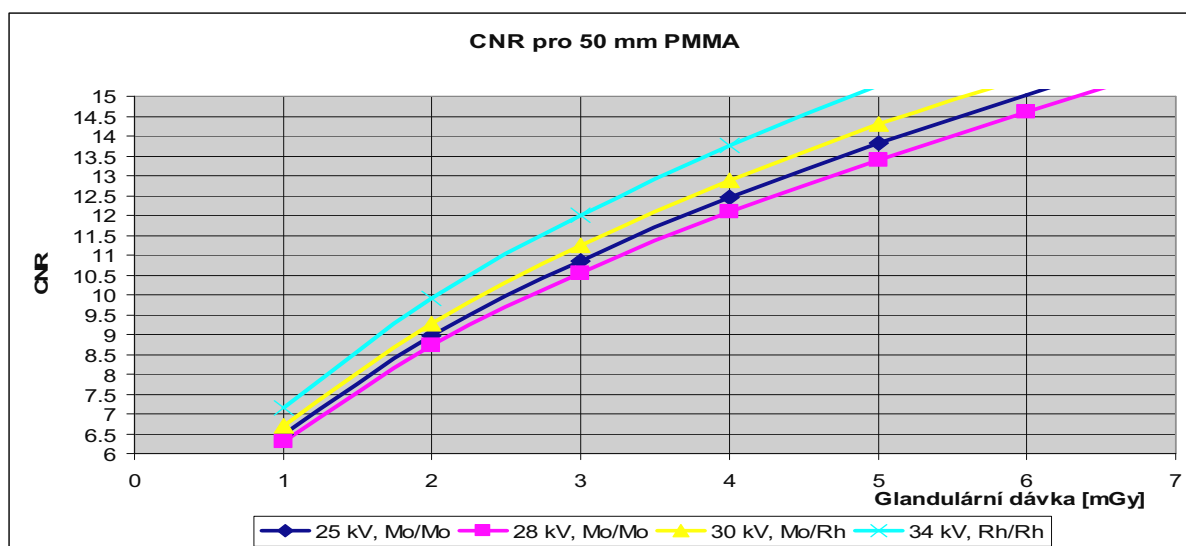
Schéma pro určení střední hodnoty pixelů M a směrodatné odchylky pro určení kontrastu a CNR je na níže uvedeném obr. č. 3.

Obr. 3 Schéma pro určení střední hodnoty pixelů M a směrodatné odchylky



Příklad závislosti CNR na glandulární dávce pro PMMA 50mm je znázorněn na obr. č. 4.

Obr. č. 4 Závislosti CNR na glandulární dávce



Zvolíme li podle požadavků Evropského doporučení¹⁾ jako limitní hodnotu CNR = 8,5 pro CR folie, pak z grafu č. 4 lze odečíst, že glandulární dávky pro napětí 25 kV, 28 kV, 30 kV a 34 kV

jsou 1,77 mGy, 1,88 mGy, 1,66 mGy a 1,51 mGy.

Na první pohled je zřejmé, že z hlediska zátěže by bylo výhodné použít pro snímkování napětí 34 kV, kdy pokles dávky je až 17% oproti napětí 25 kV. Naopak však klesne kontrast o 6%.

Proto je třeba zvážit volbu expozičních parametrů a navrhnout jejich volbu s ohledem jednak na typ používaného rentgenového zařízení, tak CR folií a vyhodnocovacího zařízení. V tabulce č. 1 jsou uvedeny parametry napětí a filtrace používané na dřívějším filmovém a současném CR* systému mamografického pracoviště Fakultní Thomayerovy nemocnice v Praze a optimalizované hodnoty CR optimal, určené podle práce autorů K. C. YOUNG, PHD, a kol.²⁾

Tab. č. 1. Snímkovací parametry.

PMMA [mm]	Napětí [kV]					
	Film	Anoda/filtr	CR*	Anoda/filtr	CR optimal	Anoda/filtr
20	25	Mo/Mo	22	Mo/Mo	25	Mo/Mo
30	26	Mo/Mo	22	Mo/Mo	25	Mo/Mo
40	26	Mo/Mo	24	Mo/Mo	28	Mo/Mo
45	27	Mo/Mo	24	Mo/Mo	30	Mo/Rh
50	27	Mo/Mo	25	Mo/Mo	30	Mo/Rh
60	28	Mo/Rh	27	Mo/Rh	34	Rh/Rh
70	30	Mo/Rh	30	Mo/Rh	34	Rh/Rh

Z uvedeného jsou vidět rozdílné přístupy v hodnocení zobrazení včetně subjektivního pohledu vyšetřujícího, proto je nutné v další etapě provést objektivní srovnání zobrazení pomocí fantomů TOR(MAM) eventuálně TOR (MAX), které se přibližují svou skladbou detailů snímkané tkáni. Všeobecný trend při digitálním zobrazení je používat vyšší energie záření oproti filmové technice.

REFERENCE

- [1] European guidelines for quality assurance in breast cancer screening and diagnosis. Fourth Edition. (European Communities, 2006).
- [2] K. C. YOUNG, PHD, a kol. Optimal beam quality selection in digital mammography. (The British Journal of Radiology, 79,(2006), 981-990)

PODKLADY PRE STANOVENIE NÁRODNEJ DIAGNOSTICKEJ REFERENČNEJ ÚROVNE V MAMOGRAFII

Martina Horváthová¹, Denisa Nikodemová²

¹ *Katedra Laboratornej Medicíny, Fakulta Zdravotníctva a sociálnej práce, Trnavská Univerzita, Hornopotočná 23, Trnava, 91843, SR*

² *Radiačná Hygiena, SZU Bratislava, Limbová 12, Bratislava, 833 03, SR*

Komisia ministra zdravotníctva SR pre zabezpečenie kvality v rádiológii pripravila národný audit zameraný na zlepšenie kvality zobrazovacieho procesu a optimalizáciu dávok ionizujúceho žiarenia pri mamografických vyšetreniach. Národný audit prebehol v troch nezávislých etapách v rokoch 2003-2007. Jeho stratégia spočívala v definovaní jasných cieľov a postupov pre QA/QC v mamografii, vypracovaní kritérií pre realizáciu programu zabezpečenia kvality a prípravy manuálu pre výkon auditu a výberu mamografických pracovísk, ktoré vyhovujú náročným požiadavkám pre mamografický skrínig. Súčasťou auditu boli aj školenia rádiológov a rádiologických asistentov pre odbornú prípravu zdravotníckeho personálu v oblasti radiačnej ochrany.

Z celkového počtu 100 mamografických pracovísk v SR sa na audite kvality zúčastnilo 57 pracovísk, ktoré sa pred vstupom do auditu museli preukázať skúškami dlhodobej stability, nie staršími ako pol roka a museli vyplniť vstupný dotazník týkajúci sa technických parametrov pracoviska, QC control na pracovisku a kvalifikácie pracovníkov. Vybrané pracoviská boli vybavené potrebnými zariadeniami pre kontrolu kvality (denzitometer, senzitometer, PMMA platne, akreditovaný fantóm RMI156, teplomer pre meranie teploty vývojky a ustaľovača).

Každé kolo auditu malo tri samostatné fázy, a to:

- zhodnotenie stavu pracoviska a vyškolenie personálu pre uskutočňovanie QC
- implementácia programu zabezpečenia kvality na pracovisko
- následne vyhodnotenie zlepšenia kvality na pracovisku.

V príspevku budú prezentované sumarizované výsledky zo všetkých troch kôl auditu, a to v častiach: hodnotenie diagnostickej a technickej kvality snímok, posúdenie výsledkov skúšok dlhodobej stability a prevádzkovej stálosti, ako aj údaje o vstupnej povrchovej kerme štandardizovanej na rôzne hrúbky prsníka.

V diskusii poukážeme na významný vplyv vybraných sledovaných parametrov na kvalitu mamografického vyšetrenia najmä pre účely prevencie a skríningu.

RADIAČNÍ ZÁTĚŽ NOVOROZENCŮ V ČR

Lucie Súkupová¹, Jiří Rada², Jiří Oceánský², Leoš Novák¹

¹*Státní ústav radiační ochrany (SÚRO), Šrobárova 48, 100 00 Praha 10*

²*Státní ústav radiační ochrany (SÚRO), Syllabova 21, 703 00 Ostrava*

Novorozenci, ať už narození v termínu nebo předčasně, tvoří skupinu populace, která je dle dostupných literárních zdrojů 5 – 7 krát náchylnější k účinkům ionizujícího záření ve srovnání s dospělou populací. U některých novorozenců narozených v termínu, ale zvláště pak u nedonošených dětí, se provádí vyšetření plic pomocí skiagrafické techniky. Cílem tohoto vyšetření je určit, zda se v plicích novorozence nenachází voda, u nedonošených dětí jde také o zjištění vyvinutosti některých orgánů v hrudní, popřípadě v břišní dutině. Z důvodu velké citlivosti novorozenců na ionizující záření jsou kladeny na přístroje používané k jejich vyšetření zvláštní požadavky, mezi které patří například doporučení používat při vyšetření novorozenců rentgenová zařízení s vysokofrekvenčním generátorem, který poskytuje dostatečně krátké expoziční časy, čímž lze velmi redukovat pohybovou neostrost. Za účelem zjištění stavu přístrojů a postupů, které se v České republice využívají při rentgenových vyšetřeních novorozenců, byly sestaveny Dotazníky ohledně snímkování plic novorozenců, které by měly pomoci objasnit tuto situaci. Dotazníky byly rozeslány v rámci metodických klinických auditů MZČR s podporou radiologické společnosti ČLS JEP na všech 21 perinatologických a intermediárních klinik, kde se narodí zhruba polovina z celkového počtu novorozenců v ČR.

Dotazníky obsahovaly údaje ohledně počtu novorozenců snímkových na daném zařízení v průběhu jednoho roku, dále průměrný a maximální počet snímků na jednoho novorozence, expoziční parametry jako napětí, součin proudu a času, vzdálenost kazety od ohniska, relativní citlivost kombinace film-fólie, celkovou filtraci, zda se používá clonění a olověné stínění atd. Novorozenci byli rozděleni do sedmi hmotnostních kategorií, a to hmotnost méně než 0,5 kg, 0,5 – 0,75 kg, 0,75 – 1,0 kg, 1,0 – 1,5 kg, 1,5 – 2,0 kg, 2,0 – 2,5 kg a více než 2,5 kg. Expoziční parametry se lišily pro jednotlivé hmotnostní kategorie novorozenců. Souhrn vybraných údajů ze 14 vyplněných dotazníků je v následující tabulce.

Tabulka 1.

	Rozsah v rámci kliník	Průměr
Počet novorozenců snímkových na daném zařízení v průběhu jednoho roku	4-340	172
Průměrný počet snímků na 1 novorozence	1-7	2,5
Maximální počet snímků na 1 novorozence	1-31	11
Průměrná hmotnost novorozence (kg)	0,4-3,0	2
Napětí (kV)	42-69	52
Součin proudu a času (mAs)	0,6-9,0	3,4
Vzdálenost ohnisko - kazeta (cm)	70-150	104

Mimo rozeslání dotazníků bylo na 15 klinikách provedeno také měření vstupní povrchové kermu K_e na PMMA fantomu o tloušťce 4 cm a velikosti 30 x 30 cm² pomocí ionizační komory a v některých případech i pomocí termoluminiscenčních dozimetrů. Současně se vstupní povrchovou kermou byly zaznamenány i expoziční parametry a změřen expoziční čas. Získané údaje jsou v následující tabulce společně s doporučenými hodnotami uvedenými v návrhu Národních radiologických standardů [1] a v doporučení Evropské komise [2].

Tabulka 2.

	Měření	Národní radiolog. standardy	Evropská komise
Napětí (kV)	40-90	45-50	60-65
Součin proudu a času (mAs)	0,6-10,0	≤5	---
Expoziční čas (ms)	2-343	≤4	<4
Vzdálenost ohnisko – kazeta (cm)	70-150	80-100	80-100

Zhruba polovina z celkového počtu navštívených klinik používala napětí mezi 40 a 55 kV, zbylá polovina mezi 55 a 70 kV. Jedna klinika používala napětí mezi 77 a 90 kV, jako jediná splnila kritérium expozičního času, který by měl být kratší než 4 ms. Dvě pracoviště používala expoziční čas větší než 100 ms, zbylá pracovitě do 25 ms.

V návrhu Národních radiologických standardů [1] i v doporučení Evropské komise [2] bylo stanoveno, že hodnota vstupní povrchové kermu K_e by neměla překročit 80 μ Gy. Naměřené

hodnoty vstupní povrchové kermy K_e se pohybovaly mezi 11 a 48 μGy pro nejnižší hmotnostní kategorii (méně než 0,5 kg) a mezi 16 a 125 μGy pro nejvyšší hmotnostní kategorii (více než 2,5 kg). Zastoupení hodnot vstupní povrchové kermy mezi jednotlivými klinikami pro nejvyšší hmotnostní kategorii je v následující tabulce. Pouze dvě kliniky převyšují doporučenou hodnotu 80 μGy .

Tabulka 3.

K_e (μGy)	Počet klinik
do 30	3
30-80	9
nad 80	2

Cílem projektu bylo zhodnotit radiační zátěž novorozenců v České republice při snímkování plic. Pomocí Dotazníku byl získán přehled o počtech vyšetřovaných novorozenců a používaných expozičních parametrech, při měření na klinikách byl zjištěn skutečný stav při snímkování novorozenců a získány podklady pro stanovení národní diagnostické referenční úrovně pro snímek plic novorozence. Zjištěné skutečnosti budou použity pro úpravu doporučených expozičních parametrů uvedených v návrhu Národních radiologických standardů.

Daná práce vychází z výzkumu podporovaného projektem VaV SÚJB č.7/2006

REFERENCE

- [1] Návrh Národních radiologických standardů – radiodiagnostika a intervenční radiologie k 31.1.2007, Ministerstvo zdravotnictví České republiky
- [2] EUR 16261 – European Guidelines on Quality Criteria for Diagnostic Radiographic Images in Paediatrics – European Commission, Brussels, Luxembourg 1996

VYŠETŘENÍ SPECT/CT A PET/CT - POMĚRNĚ VYSOKÁ RADIČNÍ ZÁTĚŽ PACIENTŮ, ZDŮVODNĚNÍ A OPTIMALIZACE

V. Hušák^{1,2}, J. Ptáček², M. Fülöp³, M. Mysliveček¹, P. Koranda¹

¹ *Klinika nukleární medicíny LF a FN, Olomouc*

² *Oddělení lékařské fyziky a radiační ochrany FN, Olomouc*

³ *Slovenská zdravotnická univerzita, Bratislava*

Moderní zobrazovací metody v nukleární medicíně SPECT/CT a PET/CT jsou kombinací vyšetřovacích postupů s jednofotonovou emisní tomografií SPECT a pozitronovou emisní tomografií PET a s radiodiagnostickou počítačovou tomografií CT. Pacient je vyšetřován při téže poloze na lůžku krátce po sobě jak přístrojem CT, tak i SPECT resp. PET; je možné současně získat jak anatomická (CT) tak i funkční (SPECT, PET) data. V tomto sdělení, navazujícím na náš dřívější přehled [14], upozorňujeme na skutečnost, že radiační zátěž při PET/CT a SPECT/CT vyšetřeních pacienta může být poměrně vysoká.

Je dobře známo, že radiační zátěž pacienta z PET/CT z celotělového vyšetření pochází přibližně ze 70 % z přístroje CT [3, 4, 5, 6]. Zatímco efektivní dávka z aplikace obvyklé aktivity 370 MBq 18F-FDG dospělému člověku je přibližně 7 mSv [12], průměrná efektivní dávka z CT vyšetření je kolem 16 mSv. Vyplývá to z našeho přehledu literatury do poloviny r. 2007 týkajícího se CT (v rámci PET/CT), prezentovaného zčásti v tab. 1. Celková průměrná efektivní dávka z PET/CT je tedy $7 + 16 = 23$ mSv.

Radiační zátěž po aplikaci pozitronového radiofarmaka závisí na aktivitě a hmotnosti pacienta; udává se zpravidla pro referenčního člověka o hmotnosti 70 kg.

Faktorů, jež ovlivňují radiační zátěž pacienta při CT vyšetření je více: proud rentgenky, napětí, expoziční doba (doba rotace), pitch, tloušťka vrstvy, hmotnost pacienta a vyšetřovaná část těla. Volí se jeden z následujících tří režimů akvizice (přibližně vymezených) v závislosti na vyžadovaném elektrickém množství (součinu proudu a expoziční doby) v mAs, které vyhovuje sledovanému účelu [1].

Hodnota 10 – 30 mAs stačí pro korekci na zeslabení záření gama při průchodu tělem pacienta;

diagnosticky méně hodnotný obraz slouží k orientační anatomické korelaci, efektivní dávka je velmi nízká v rozmezí od 0,2 do 5 mSv [2, 6, 7].

Součin na úrovni 40 – 80 mAs se volí pro nekонтastní nízkodávkové vyšetření, jež má

diagnosticky uspokojivý výsledek při dobré kvalitě obrazu a při snaze o nízkou radiační zátěž pacienta; efektivní dávka je mezi 6 až 10 mSv [1, 10].

Hodnota v rozmezí 100 - 250 mAs zajišťuje plnohodnotnou diagnostickou informaci z této metody prováděné zpravidla s kontrastní látkou; efektivní dávka 15 – 20 mSv [3, 4, 6, 7, 8].

Zatímco efektivní dávky z PET/CT jsou občas zveřejňovány, v případě SPECT/CT, která je historicky mladší, údaje v literatuře prakticky chybí.

Radiační zátěž z vyšetřovacích postupů SPECT je dobře známa z publikací ICRP [12], pro nejčastěji používaná radiofarmaka byly u nás efektivní dávky převzaty do brožury [14]. Pokud se týká CT, lze předpokládat, že jeho účel a akvizice jsou prakticky stejné jako u CT při vyšetření PET/CT; použili jsme proto průměrnou hodnotu efektivní dávky CT 16 mSv platnou pro plnohodnotný diagnostický režim (v tab. 1) pro sestavení souboru efektivních dávek při některých vyšetřeních SPECT/CT (tab. 2). Vyšetřuje-li se jen část těla, je průměrná efektivní dávka z CT pochopitelně nižší než v případě celého těla, např. v případě břicha 8 mSv.

Odhadované radiační riziko indukce fatálních zhoubných nádorů je 1 ku 1000 při efektivní dávce 20 mSv, což je průměrná hodnota pro celou populaci bez ohledu na věk [11]. U osob specifického věku je radiační riziko podstatně vyšší (u malých dětí až trojnásobek), s rostoucím věkem riziko klesá (u osob starších nad 70 let je to jen pětina). Podle našich zkušeností převažují mezi pacienty osoby starší. Radiační riziko je aditivní, tj. lze ho hodnotit podle součtu efektivních dávek obdržených při vyšetřeních provedených v odlišných časech. Jelikož efektivní dávka při některých SPECT/CT vyšetřeních může přesáhnout i 40 mSv (tab. 2), je radiační riziko zhoubných nádorů dosti vysoké - větší než 1: 500.

Naše vyhláška č. 307/2002 Sb, v soulase se stanoviskem ICRP, neklade žádná omezení na úroveň dávek, které obdrží pacient v diagnostické radiologii a nukleární medicíně. Ale striktně se vyžaduje, aby expozice byla řádně odůvodněna z hlediska potenciálního zdravotního prospěchu pacientů a očekávaného zlepšení klinické péče o pacienta a byly podniknuty všechny kroky k tomu, aby expozice byla nízká, aniž by došlo ke snížení efektivity diagnostických postupů, tj. expozice musí být nejen odůvodněna, ale i optimalizována.

Prostor pro optimalizaci SPECT/CT a PET/CT vychází z možnosti snižovat radiační zátěž na základě modulace proudu rentgenky v závislosti na věku a tělesné konstituci pacienta [8] a dále z výběru režimů akvizice komponenty CT hybridního přístroje. Z hlediska radiační ochrany by byl výhodnější režim 2), ale lékaři v nukleární medicíně a radiologové zatím z řady důvodů upřednostňují režim 3) zajišťující plnohodnotnou diagnostickou informaci. O tomto problému probíhají diskuse na pracovištích v zahraničí i v ČR.

Podpořeno projektem MZ SR č. 2005/26-SZU-04

Tabulka 1. Efektivní dávka pacienta při vyšetření celého těla pomocí hybridního přístroje PET/CT způsobená komponentou CT (16 detektorů) při nastavení uvedených parametrů při plnohodnotném diagnostickém režimu. Průměrná hodnota údajů o efektivní dávce celému tělu uvedených čtyř autorů je 16,2 mSv. Celková efektivní dávka z vyšetření PET/CT se získá připočtením efektivní dávky z PET 7 mSv k uvedené efektivní dávce z CT vyšetření (viz text).

Autor (autoři) Rok	Přístroj Počet detektorů	Napětí (kV)	Proud (mA)	CT vyšetření Oblast těla	Efektivní dávka z CT (mSv)
Kuehl et al. 2007	PET/CT	130	100	celé tělo	15 – 20
Kwang-Hon Ng 2006	PET/CT	140	100	celé tělo	5 - 20
Brix et al. 2005	PET/CT	110 – 140	111 - 200	celé tělo	14,1 – 18,6
Quan et al. 2007	PET/CT	120 – 130	90 – 250	celé tělo	18,5

Tabulka 2 Celková efektivní dávka při některých SPECT/CT vyšetřeních celého (zobrazování nádorů). Hodnoty efektivní dávky příslušné radiofarmakům jsou převzaty z publikace ICRP (80) a vztahují se k diagnostickým referenčním úrovním uvedeným ve vyhlášce č.307/2002 Sb. Průměrná předpokládaná efektivní dávka z CT vyšetření celého těla 16 mSv je zmíněna v legendě k tab. 1

Radiofarmakon pro SPECT vyšetření	Aplikovaná aktivita (MBq)	Efektivní dávka (mSv)		
		SPECT	CT	celková SPECT + CT
¹¹¹ In – protilátky	120	29	16	45
¹¹¹ In - pentetrotid	120	6,5	16	22,5
^{99m} Tc-depreotid	800	12,8	16	18,8
⁶⁷ Ga- citrát	300	30	16	46
¹²³ I – MIBG	400	5,2	16	21,2

LITERATURA

- [1] Coleman RE, Delbeke D, Guibertau MJ et al. Concurrent PET/CT with integrated imaging system: intersociety dialogue from the joint working group of the American College of Radiology, the Society of Nuclear Medicine. and the Society of Computed Body Tomography and Magnetic Resonance. *J Nucl Med* 2005; 46(7), 1225-1239
- [2] Franciuz, CH, Schober O, Juergens KU. Is PET/CT necessary in paediatric oncology ? *Eur J Nucl Med* 2006; 33(8), 960-965
- [3] Keidar Z, Izrael O, Krausz Y: SPECT/CT in tumor imaging: technical aspects and clinical applications. *Sem Nucl Med* 2003; 33(3); 205-218
- [4] Kuehl H, Veith P, Rosenbaum SJ et al. Can PET/CT replace separate diagnostic CT for cancer imaging? Optimizing CT protocols for imaging cancers of the chest and abdomen. *Nucl Med* 2007; 48(suppl. 1), 45S-57S.
- [5] Quan V, Ho L, Montion, R et al. Assessment of radiation exposure from CT during PET/CT imaging. *J Nucl Med* 2007; 48 (Suppl 2): 439P
- [6] Brix G, Lechel U, Glatting G et al. Radiation exposure of patients undergoing whole-body dual-modality 18F-FDG PET/CT examinations. *J Nucl Med* 2005; 46 (4): 608-613
- [7] Brix G, Beyer T . PET/CT Dose-escalated image fusion? *Nuklearmedizin* 2005; 44: 551-557
- [8] Schweiger M, Ziegler S, Nekolla SG. PET/CT: Challenge for nuclear cardiology. *J Nucl. Med.* 2005; 46 (10): 1664-1678
- [9] Kwang-Hoong Ng. The basic principles in physics of CT. *Biomed Imaging Interv J.* 2006; 2(4): e52-11
- [10] Schöder H, Gönen M Screening for cancer with PET a PET/CT: potential and limitations *J Nucl Med.* 2007; 48 (Suppl 1), 4S-18S
- [11] Brenner DJ, Elliston CD Estimated radiation risks potentially associated with full- body CT screening. *Radiology* 2004; 232, 735-738
- [12] ICRP Publication 80: Radiation dose to patients from radiopharmaceuticals, Addendum 2 to ICRP Publication 53. *Annals of the ICRP* 28, 1998, No. 3
- [13] Hušák V, Ptáček J., Mysliveček M, Koranda P Radiační zátěž pacienta při 18F-FDG PET/CT vyšetřeních – přehled a závěry na základě literárních údajů do konce roku 2005. *Čes Radiol* 2006; 60 (4), 239-244
- [14] Hušák V, Ptáček J., Mysliveček M, Kleinbauer K Radiační zátěž a radiační ochrana pacienta v diagnostické nukleární medicíně. Zpracováno za podpory SÚJB Praha 2004 (možno získat zdarma na adrese vaclav.husak@quick.cz)

RADIOLOGICKÉ UDÁLOSTI V SYSTÉMU JAKOSTI RADIOTERAPEUTICKÉHO PRACOVÍŠTĚ

Horáková I.¹, Novotný J.², Novotná-Pavlíková I.¹

¹*Státní ústav radiační ochrany, Bartoškova 28, 140 00 Praha 4*

²*Nemocnice Na Homolce, Roentgenova 2, 150 18 Praha 5*

ÚVOD

V roce 1999 vydal SÚJB doporučení Zavedení systému jakosti při využívání významných zdrojů ionizujícího záření v radioterapii – radiologické události. Jsou v něm uvedeny definice, příčiny radiologických událostí, příklady radiologických událostí ze světa, poučení z nich vyplývající a dále klasifikace radiologických událostí a postupy v případě událostí. Doporučení slouží radioterapeutickým pracovištím k zapracování této problematiky do systému jakosti pracoviště.

V současné době se dokončuje nová verze tohoto doporučení (stávající zůstane v platnosti), která bude zaměřena na prevenci vzniku radiologických událostí a způsob budování tzv. „bezpečnostní kultury“ (safety culture), zahrnující jak osobní postoje a myšlenková schémata, tak organizační postupy a priority. Důraz je kladen na vypracování procesního stromu a stromu poruch a na analýzu selhání a jejich dopadů. V další části dokumentu je uvedena doplněná klasifikace radiologických událostí v radioterapii a návod, jak postupovat v případě radiologické události různého stupně (způsob oznamování, hodnocení, dokumentování). Jsou zde popsány nejvhodnější nástroje šetření radiologických událostí: analýza kořenových příčin a analýza procesního stromu a stromu poruch.

Účelem tohoto příspěvku je představit nové doporučení o radiologických událostech.

DEFINICE

Vedle definic z původního doporučení, jsou zavedeny nové pojmy:

Závažné události v medicíně – všechny události, které jsou důsledkem selhání lidí nebo technologií a mají za následek nepředvídané úmrtí nebo trvalé či dočasné poškození zdraví pacienta. Závažné události v medicíně zahrnují i radiologické závažné události.

Radiologická událost - jakákoliv nezáměrná událost při užití ionizujícího záření v radioterapii, nukleární medicíně nebo radiodiagnostice, zahrnující chybu obsluhy, selhání přístroje nebo jinou nepředvídanou nehodu, jejíž důsledky nemohou být opomenuty z hlediska radiační ochrany, a která vede především k chybnému ozáření pacienta nebo může vést i k potenciálnímu zvýšení ozáření obsluhujícího personálu nebo veřejnosti. (definice zůstává stejná)

Potenciální radiologická událost – situace, která by mohla vést ke vzniku radiologické události,

pokud by nebyly faktory vedoucí k radiologické události včas odhaleny a odstraněny.

Faktory vedoucí k radiologické události - faktory, které vedou ke vzniku radiologické události. Je to soubor různých faktorů (chyb), které způsobily manifestaci radiologické události.

Kořenová příčina – základní podmínka nebo chyba, která přímo vede k výskytu události. Kořenová příčina je absence, nedostatečné nebo nesprávné provedení postupu, akce nebo rozhodnutí, které přímo vyvolá nebo rozšíří událost. Je konkrétní, snadno identifikovatelná, kontrolovatelná a ovlivnitelná (není to např. špatné počasí). Je možné pro ni efektivně vytvořit doporučení k prevenci opakování události. (Kořenová příčina odpovídá přímé příčině ze starého doporučení.)

Přispívající faktory - podmínky, které slouží ke zvýšení pravděpodobnosti, že se kořenové příčiny manifestují a že dojde k radiologické události. Tyto podmínky samy o sobě radiologickou událost nevyvolají.

Proces – vzájemné propojení dílčích činností (kroků), kterými se uskutečňuje a probíhá děj, tj. řada vzájemně propojených událostí v prostoru a čase.

Proces radioterapie – postup činností (kroků) od příjmu pacienta, přes léčbu radioterapií, až po dispenzarizaci.

Procesní strom radioterapie – diagram s logickými postupy (testy) popisující proces radioterapie, obsahující hlavní komponenty procesu (hlavní větve procesního stromu), vedlejší komponenty procesu (postranní větve) a případně i jednotlivé malé kroky (listí stromu), jejich vzájemné vazby a propojení, který při jeho plné funkčnosti zajistí kvalitní a bezchybnou léčbu pacientů.

Strom poruch – grafické znázornění vzájemného propojení událostí za využití řetězce faktorů, které mohou vést k vybrané události.

PREVENCE VZNIKU RADIOLOGICKÝCH UDÁLOSTÍ

Většina radiologických událostí i závažných událostí v medicíně a mimořádných událostí (dle vyhlášky 318/2002 Sb. ve znění pozdějších předpisů) je způsobena lidskými chybami. Lidské chyby jsou normálním projevem lidské činnosti. Je možný dvojí přístup k odstraňování lidských chyb: osobní a systémový. Systémový přístup je daleko efektivnější než osobní přístup, protože mění podmínky, za kterých lidé pracují, a umožňuje tak účinnou prevenci událostí pomocí systému ochran (model švýcarského ementálu).

Celkové zlepšování jakosti pracoviště vychází z identifikace klíčových činností (popsaných např. v procesním stromu nebo stromu poruch) a z následného sledování a analýzy definovaných indikátorů (analýza selhání a jejich dopadů). Tento postup umožňuje systémové změny na pracovišti a vede k odstraňování a minimalizaci radiologických událostí.

ŠETŘENÍ RADIOLOGICKÝCH UDÁLOSTÍ

Je uvedena klasifikace radiologických událostí (radiologické závažné události, radiologické události s významnými důsledky, radiologické události s omezenými důsledky) a doplnění pojmu potenciální radiologická událost. Dále jsou popsány zejména metody šetření událostí, a to analýza procesního stromu a stromu poruch, a analýza kořenových příčin (root cause analysis – RCA). Analýza kořenových příčin vyhledává systémové chyby, které jsou příčinou radiologických událostí. Postup při analýze kořenových příčin je následující.

1. Vytvoří se diagram činností vedoucích k události. Diagram obsahuje faktory vedoucí k radiologické události a přispívající faktory (bez rozlišení, zda se jedná o faktor vedoucí k radiologické události nebo o přispívající faktor), i činnosti provedené správně dle procesního stromu, které jsou důležité pro zaznamenání kontinuity procesu.
2. Poté se v tomto diagramu doplní k faktorům (faktorům vedoucímu k RU i přispívajícím faktorům) příčiny (důvody, proč došlo k chybě). Pokud možno ke všem faktorům, ale není to nutné.
3. Příčiny se vyhodnotí a vybere se kořenová příčina, resp. kořenové příčiny. Z toho mimo jiné vyplyne, co jsou faktory vedoucí k události (vážou se k nim kořenové příčiny) a co jen přispívající faktory.
4. Vytvoří se tabulka kořenových příčin, kde bude popis faktoru, návaznost na ostatní činnosti, příčiny, doporučení (preventivní opatření).
5. Výstupem analýzy kořenových příčin je vyšetřovací zpráva.

Šetření radiologické události provádí vyšetřovací tým. Za přijetí a dodržování doporučení je zodpovědná organizace.

ZÁVĚR

Odstraňování a minimalizace radiologických událostí na pracovišti je součástí procesu neustálého zlepšování jakosti pracoviště.

ODKAZY NA DATABÁZE

- [1] U.S. Nuclear Regulatory Commission: Reporting system. <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections>
- [2] Radiation Oncology Information System (ROSI). <http://www.clin.radfys.lu.se/>
- [3] IAEA Safety Reports Series No 17: Lessons Learned from Accidental Exposures in radiotherapy. IAEA Pub. Vienna 2000.
- [4] W.R. Johnston: Database of Radiological Incidents and Related Events. <http://www.johnstonsarchive.net/nuclear/radevents/>

RIZIKA MODERNÍCH METOD LÉČBY V RADIOTERAPII

Lenka Hobzová¹, Josef Novotný²,

¹*Státní úřad pro jadernou bezpečnost, Bartoškova 28, 140 00 Praha 4*

²*Nemocnice Na Homolce, Roentgenova 2, 150 00 Praha 5*

Moderní metody léčby v radioterapii, jako jsou Intensity-Modulated Radiation Therapy (IMRT), Image-Guided Radiation Therapy (IGRT), Volume-Guided Radiation Therapy (VGRT), stereotaktická radioterapie a radiochirurgie (SRT, RCH), Dose-Guided Radiation Therapy (DGRT) a další, které lze obecně shrnout pod metody adaptivní radioterapie (ART), dovolují výrazně přesnější pokrytí léčeného objemu nádoru a daleko větší ochranu zdravé tkáně v okolí nádoru.

Přinášejí tak nepochybně značný přínos pro zvýšení pravděpodobnosti vyléčení nebo výrazného zlepšení jakosti života pacientů, ale jen za předpokladů, že optimalizační procesy léčby jsou prováděny s maximální zodpovědností s přihlédnutím ke všem aspektům léčby. S těmito metodami jsou totiž spojena některá negativní rizika, která je důležité mít na zřeteli, zejména při léčbě dětských pacientů, a to:

A) ZVYŠUJÍCÍ SE POTENCIÁLNÍ RIZIKO vzniku sekundárních nádorů, a to jednak v léčeném terčovém objemu (sarkomy) v důsledku eskalace dávky do terčového objemu, ale i v ostatních částech těla (všechny ostatní typy nádorů), které je způsobeno několika faktory:

pro vlastní ozáření nádoru se používá vyšší počet monitorovacích jednotek, větší počet polí; tím dochází v důsledku unikajícího záření, rozptýleného záření v prostředí, na fixačních pomůckách a záření rozptýleného v těle pacienta k vyššímu ozáření většího objemu normální zdravé tkáně fotony, a tím ke zvýšení ekvivalentní i efektivní dávky;

při většině metod se využívá pro přesnou lokalizaci nádoru nebo přesnou lokalizaci pacienta nejen před léčbou, ale i v jejím průběhu, snímkování rtg zářeními buď o energiích několika desítek kV nebo MV fotonů, což přispívá jednak k dodatečné dávce nad rámec plánované a optimalizované léčebné dávky do nádoru, ale i ke zvýšení efektivní dávky. V některých případech se rtg záření využívá i při dynamickém IGRT.

Dávku, kterou pacient obdrží v průběhu léčby, lze v principu rozdělit do dvou kategorií: a) plánovanou, tj. dávku do terčového objemu, b) neplánovanou-neužitečnou, kterou obdrží v důsledku technických možností zařízení a použitých metod jednak do nádoru a jednak na kritické orgány, případně celé tělo. Dále se budeme věnovat podrobně především příspěvků neúčinné dávky. Vzhledem k tomu, že na našich radioterapeutických pracovištích jsou uvedené metody používány poměrně krátkou dobu a není s nimi dostatek zkušeností, jsou zde prezentované údaje převzaty ze zahraničních publikací.

Odhad hodnoty „neužitečné“ dávky, kterou obdrží pacient při použití moderní radioterapie, vychází:

z dávky na různé struktury z CT vyšetření radioterapeutického pacienta, potřebného pro plánování léčby, která se mění v závislosti na skenovaném objemu a parametrech CT přístroje. Pro konvenční radioterapii je v rozmezí asi 1- 40 mGy pro asi 50 řezů. Vzhledem k tomu, že např. pro 4D RTO je zapotřebí asi 1500-3000 řezů, tak dávky dosahují až stovek mGy;

z dávky z portálního zobrazení (do míst mimo vymezený terčový objem), které se pohybují mezi 10-20 mGy pro moderní elektronické zobrazovací zařízení pro jeden snímek, tj. pro 30 snímků provedených v průběhu 30 frakcí může portální zobrazování být odpovědné za dávku až 600 mGy^(9,10);

z dávky při radioterapeutické léčbě v důsledku únikového a rozptýleného záření:

(a) při konvenční radioterapii (při dávce 60 Gy ve 30 frakcích do cílového objemu) přispívají tyto složky k efektivní dávce minimálně asi 60 mGy, přičemž orgány v blízkosti terčového objemu (tj. ve vzdálenosti 10-1 cm od hrany ozařovacího pole) mohou obdržet dávku mezi 0,6 - 6 Gy. Např. dávka na kontralaterální prs byla měřena mezi 0,9-3,4 Gy při dávce 50 Gy na terčový objem⁽¹⁾,

(b) při použití IMRT dosahují tyto dávky minimálně trojnásobek dávek uvedených v předchozím bodě pro konvenční radioterapii. Obecně lze říci, že čím je plán komplexnější, tím je dávka na celé tělo větší. Např. pro konformní radioterapii prováděnou systémem Nomos je efektivní dávka 315 mGy⁽²⁾, pro klasické IMRT podle složitosti plánu 530 mGy⁽³⁾, přičemž ekvivalentní dávky na orgány ve vzdálenostech 1-10 cm od hrany ozařovacího pole mohou dosahovat až 6-10 Gy při standardní dávce do nádoru (60Gy/30frakcí);

z dalších příspěvků vzniklých při lokalizaci a verifikaci ozařovaných objemů pomocí portálních kV a MV zobrazení, 3D CT kV zobrazení, CT simulátorů a v některých případech 4D zobrazení pomocí rentgenových svazků. Tyto příspěvky závisí na frekvenci prováděných zaměření a parametrech zařízení. Mohou však v průběhu celé léčby dosahovat hodnot řádově až stovky mGy nebo dokonce i jednotky Gy^(4,9,10,11).

Podle průzkumu provedeného ASTRO⁽⁸⁾ převážná většina pracovišť v zahraničí při optimalizačním procesu léčby nezahrnuje „neužitečné“ dávky do plánované terčové dávky.

V důsledku výše uvedeného se zvyšuje efektivní i ekvivalentní dávka a potenciaální riziko výskytu sekundárních nádorů nejen v místě terčového objemu, ale hlavně mimo něj. V literatuře se uvádí, že toto zvýšení může být až několikanásobné oproti konvenčním metodám⁽⁵⁻⁷⁾. Výše rizika však závisí na mnoha faktorech, jako je druh a energie záření, typ ozařovače, použitá

technika, metoda léčby, frakcionace atd. Zvýšené riziko je akceptovatelné pro starší generaci, je-li vyváženo zvýšenou kontrolou léčby nádorů a sníženou toxicitou. U dětské populace však takové zvýšení rizika vzniku sekundárních nádorů může být akceptovatelné jen ve zcela výjimečných případech. Snížení „neužitečné“ dávky pacientům, a tudíž i snížení rizika vzniku sekundárních nádorů, je v principu možné:

- i. zvýšením stínících schopností hlavičky ozařovačů přidáním dalších vrstev. Např. 20 cm wolframu sníží únik záření asi o 90%,
- ii. zavedením sekundárních bloků svazků, které budou sledovat primární listy MLC kolimátoru, což výrazně sníží průnik záření MLC kolimátorem,
- iii. vyjmutím homogenizačního filtru, který není nutný u lineárních urychlovačů určených pro IMRT aplikace, čímž se odstraní zdroj rozptýleného záření a zvýší dávkový příkon v centru ozařovacího pole,
- iv. volbou jiného druhu záření, např. ozáření protonovými svazky specifických parametrů ⁽⁵⁾,
- v. volbou vhodné lokalizační techniky zvláště při 4D radioterapii.

B) ZVYŠUJÍCÍ SE POTENCIÁLNÍ RIZIKO CHYB spojených s daleko vyšší náročností jak na přesnost, tak čas věnovaný dozimetrii, kalibracím, ověřování, zajišťování jakosti, plánování a ověřování přesnosti zaměření, a spojených samozřejmě s vyššími nároky na trénovanost, znalost a odpovědnost personálu při těchto způsobech léčby.

C) ZVYŠUJÍCÍ SE POTENCIÁLNÍ RIZIKO RADIOLOGICKÝCH NEHOD. V důsledku komplexnosti, složitosti a náročnosti léčby může dojít při nedodržení všech jednotlivých postupů a odpovědného přístupu personálu k nesprávnému ozáření pacientů a jejich poškození.

ZÁVĚR

Únikové a rozptýlené záření bude s rostoucí technickou vybaveností a s novými zobrazovacími a verifikačními prostředky přispívat stále více k efektivní dávce pacientů léčených radioterapií.

Tyto dávky by měly být pečlivě proměřovány, zaznamenávány a analyzovány.

Zavádění nových metod radioterapie na pracovištích v ČR by mělo být vždy spojeno s uvážlivým výběrem techniky, která poskytuje co nejnižší hodnoty dodatečné zátěže pacienta, s dokonalou přípravou všech profesí k zvládnutí složité a náročné techniky a především s maximální opatrností při přejímací zkoušce zařízení a jeho dalším využíváním.

(3) Odpovědnost radioterapeuta při plánování léčby je především v rozhodnutí a potvrzení správnosti léčby a v optimalizaci všech lékařských expozičních souvislostí s léčbou. To znamená, že terčový objem musí být optimálně léčen, tj. obdržet co do velikosti a objemu správnou dávku, a dávka okolních tkání musí být minimální. K zajištění těchto požadavků je však nezbytně nutné provádět nejen pravidelnou dozimetrickou kontrolu zařízení, případně

i pacienta, ale i kontrolu polohy pacienta (3D IGRT, 4D IGRT). Čím však bude plán pro zajištění výše uvedeného požadavku komplexnější, tím větší dávku obdrží pacient mimo terčový objem, a tím více roste potenciální riziko výskytu sekundárních nádorů. Je proto nutné zvolit určitou přijatelnou hranici mezi potenciálním rizikem pro pacienta a léčbou tumoru.

(4) Je nezbytné vytvořit systém záznamů veškerých expozic pro všechny pacienty, především pro děti a mladistvé. Tento systém musí obsahovat veškeré záznamy z expozic provedených pro lokalizaci tumoru, plánování a verifikaci polohy při ozařování. Tyto záznamy by měly být analyzovány společně s výsledky léčby a případné vzniklé toxicity korelovány s neúčinnými dávkami.

REFERENCE

- [1] R.J.Epstein, S.A.Kelly et al: Radiother. Oncol. Vol.40, 69-74, 1996
- [2] S.Mutic, D.A.Low: Int. J. Radiation Oncol. Biol. Phys. Vol. 42, 229-232, 1998
- [3] D.Followill, P.Geis, A.Boyer: Int. J.Radiation Oncology Biol.Phys. Vol.38, 667-672, 1997
- [4] S.P. Waddington, A.L.McKenzie. Br.J.Radiol. Vol.77, 557-61, 2004
- [5] E.J.Hall, D.Phil: Int. J.Radiation Oncology Biol.Phys. Vol. 65, 1-7, 2006
- [6] E.J.Hall, C.Wuu: Int. J.Radiation Oncology Biol.Phys. Vol.56, 83-88,2003
- [7] S.F. Kry, M.Salephour, D.Followil et.all.: Int. J.Radiation Oncology Biol. Phys. Vol.62, 1195-1203, 2005
- [8] A.J.Olch, M.Guerts, et.all: Int. J.Radiation Oncology Biol.Phys. Vol.67, 594-600, 2007
- [9] O.Gayou, D.S.Parda, M.Johnson, M.Milten: Med. Phys. Vol.34, 449-506, 2007
- [10] M.K.Islam, T.G. Purdie, et all.: Med. Phys.Vol.33, 1573-1582 , 2006
- [11] E.E.Klein, B.Maserang, R.Wood, D.Mansur: Phys. Med. Vol.33, 2525-2531, 2006.

VÝSLEDKY MĚŘENÍ UNIKAJÍCÍHO ZÁŘENÍ V PRŮBĚHU OZAŘOVÁNÍ U RADIONUKLIDOVÝCH OZAŘOVAČŮ POUŽÍVANÝCH V ČESKÉ REPUBLICĚ

Novotná-Pavlíková Irena, Žáčková Helena, Horáková Ivana

Státní ústav radiační ochrany, Bartoškova 28, 140 00 Praha 4

ÚVOD

V roce 1997 vstoupila v České republice v platnost norma ČSN EN 60601-2-11, která upravuje požadavky na bezpečnost ozařovačů pro gamaterapii [1]. Tato norma vyžaduje mimo jiné i stanovení unikajícího záření; a to jednak záření pronikajícího kolimačním systémem, a jednak záření unikajícího strukturami hlavice ozařovače vně maximálního pole záření v průběhu ozařování.

Všechny radionuklidové ozařovače používané v České republice k radioterapii byly instalovány na základě typového schválení, které nezahrnovalo posuzování parametru unikajícího záření v průběhu ozařování. Při přejímacích zkouškách a při zkouškách dlouhodobé stability (včetně počátečních), které se již realizovaly v souladu s požadavky normy ČSN EN a Doporučení SÚJB [1,2], byly zjišťovány hodnoty unikajícího záření, které překračovaly limity dané normou. Při studii této problematiky bylo zjištěno, že výklad normy ČSN EN 60601-2-11 není jednoznačný, v důsledku čehož byly zkoušky na pracovním místě podle čl. 29.3.2. normy realizovány subjekty majícími povolení SÚJB různými způsoby.

Státní ústav radiační ochrany se proto v rámci řešení úkolu SÚJB na tuto problematiku zaměřil. Cílem práce bylo stanovit unikající záření u všech typů radionuklidových ozařovačů používaných k radioterapii v České republice.

MATERIÁL A METODY

V České republice bylo k počátku roku 2007 k radioterapii využíváno 13 cesiových ozařovačů typu Cesioterax 3N (11) a Cesioterax 3 (2) a 16 kobaltových ozařovačů typu Teragam (11), Chisobalt / Chisostat (4) a Theratron (1). Proměřeny byly 2 ozařovače Teragam, 1 ozařovač Terabalt (v ÚJP Praha a.s.), 2 ozařovače Cesioterax 3N, 1 Theratron a 1 Chisostat.

Metodika použitá pro stanovení unikajícího záření vychází z normy ČSN EN 60601-2-11, která upravuje požadavky na bezpečnost ozařovačů pro gamaterapii [1], a z Doporučení SÚJB: Zajištění systému jakosti při využívání významných zdrojů ionizujícího záření v radioterapii: Radionuklidové ozařovače [2].

Pro všechna měření byly s pomocí ionizační komory PTW 30002 (citlivý objem 0,6 cm³) a dozimetru UNIDOS na místě stanoveny referenční odezvy - hodnoty kermového příkonu

ve vzduchu v referenčních podmínkách (tj. pole $10 \times 10 \text{ cm}^2$ v NTD na ose svazku záření). Touto komorou se také stanovovalo záření pronikající kolimačním systémem. Záření unikající vně maximálního pole se měřilo elektrometrem Radcal s ionizační komorou typu 9015, která umožňuje měření v ploše cca 10 cm^2 .

Distribuce záření pronikajícího kolimačním systémem (kap. 29.3.1 v normě ČSN EN [1]) během ozařování se zjišťovala pomocí skiagrafického filmu Kodak Medical X-ray, který se exponoval v rovině kolmé k ose svazku záření v normální ozařovací vzdálenosti (dále NTD). Expozice byla provedena za podmínek zdroje v pracovní poloze při zcela uzavřeném kolimačním systému, kdy byl zbylý otvor vystíněn. V místě maximálního zčernání na filmu potom bylo provedeno měření ionizační komorou a posuzovalo se, zda je naměřená hodnota kermového příkonu menší než 2% referenční hodnoty. Tento požadavek musí být splněn pro všechny velikosti polí. V případě, že ozařovač umožňuje dosáhnout velikostí pole $M > 500 \text{ cm}^2$, se stanovuje i střední kermový příkon stanovený z měření unikajícího záření ve čtyřech bodech na dvou hlavních osách ve vzdálenosti $1/3 R$ a osmi bodech na hlavních osách a na dvou úhlopříčkách ve vzdálenosti $2/3 R$ od osy svazku záření, přičemž R je poloměr kružnice opsané maximálnímu čtvercovému poli. Pro taková pole potom musí platit: $K (\%) \times M < 0,1 \times 100 \% \times 100 \text{ cm}^2$, kde K je střední hodnota kermového příkonu v definovaných bodech vztaženého k referenční odezvě. Pro základní typy ozařovačů střední hodnoty záření pronikajícího kolimačním systémem v těchto definovaných bodech byly rovněž ověřovány.

Unikající záření vně maximálního pole záření v průběhu ozařování spočívá, podle kapitoly 29.3.2 v normě ČSN EN [1], v ověření ochranného stínění hlavice mimo oblast kolimačního systému. Konstrukce hlavice musí odstínit záření tak, aby při vyjetém zdroji na rovinném kruhovém povrchu o poloměru 2 m v NTD nepřekročil kermový příkon unikajícího záření maximální hodnotu 0,2% a střední hodnotu 0,1% kermového příkonu pro pole v referenčních podmínkách při staženém kolimátoru a vystíněném zbytkovém otvoru.

Pro stanovení polohy místa maximálního unikajícího záření se opět použily skiagrafické filmy, kterými se zmapovala oblast, v níž se v průběhu ozařování může nalézat pacient. V oblastech maximálního zčernání filmu bylo provedeno měření ionizační komorou. Střední kermový příkon se stanovuje z měření v 16 bodech (vždy 8 bodů ve vzdálenosti od středu pole $R+1/4 (2-R)$ a $R + 3/4 (2-R)$), kde R je poloměr (norma chybně uvádí průměr) kružnice opsané maximálnímu čtvercovému poli.

VÝSLEDKY

V tabulce 1 je uveden přehled výsledků měření záření pronikajícího kolimačním zařízením během ozařování, v tabulce 2 přehled výsledků měření záření unikajícího vně maximálního pole záření na jednotlivých typech ozařovačů.

Tabulka 1. Střední a maximální hodnoty záření pronikajícího kolimačním systémem v průběhu ozařování

Ozařovač	Maximální velikost pole (cm ²)	NTD	Způsob vystínění zbytkového otvoru	Max. hodnota (tolerance 2%)	Stř. hodnota	Tolerance pro stř. hodnotu
Cesioterax 3N 1	14 x 14	35 cm	stínící bloky	1,20%	0,32%	2%
Cesioterax 3N 2	14 x 14	35 cm	stínící bloky	0,57%	0,43%	2%
Teragam 1	45 x 45	100 cm	havarijní blok	0,38%	0,27%	0,49%
Terabalt	40 x 40	100 cm	blok dle normy	0,21%	0,11%	0,63%
Theratron	42 x 42	100 cm	stínící bloky	0,31%	0,22%	0,57%

Tabulka 2. Střední a maximální hodnoty unikajícího záření vně maximálního pole v průběhu ozařování

Ozařovač	Max. velikost pole (cm ²)	NTD	Max. hodnota (tol. 0,2%)	Úhel v rovině kolmé ke svazku	Vzdálenost od osy svazku	Střední hodnota (tol. 0,1%)
Cesioterax 3N 1	14 x 14	35 cm	4,10%	270°	13 cm	0,08%
Cesioterax 3N 2	14 x 14	35 cm	2,92%	270°	19 cm	0,09%
Teragam 1	45 x 45	100 cm	1,91%	270°	52 cm	0,13%
Teragam 2	45 x 45	100 cm	2,10%	270°	50 cm	0,09%
Terabalt	40 x 40	100 cm	0,44%	0°	30 cm	0,03%
Theratron	42 x 42	100 cm	0,31%	180°	45 cm	0,05%
Chisostat	22 x 22	75 cm	0,18%	0°	35 cm	-

DISKUSE

Při hodnocení pronikajícího záření skrz kolimační systém v průběhu ozařování lze konstatovat, že všechny typy radionuklidových ozařovačů, které jsou v České republice používány, vyhovují požadavkům normy [1].

Závažnější je situace v případě hodnocení unikajícího záření vně maximálního pole záření hlavicí ozařovače, kde bylo zjištěno závažné překročení tolerance 0,2% pro maximální hodnotu unikajícího záření. Nejvýznamnější překročení bylo zjištěno u Cesiových ozařovačů, kde byla stanovena maximální hodnota unikajícího záření ve výši 4,1%. Toleranci nevyhovují ani ozařovače Teragam, kde se maximální hodnoty unikajícího záření pohybují okolo 2%, což je desetinásobek hodnoty povolené normou.

V souvislosti s naměřenými hodnotami unikajícího záření vně maximálního pole u ozařovačů typu Teragam byla provedena úprava stínění v oblasti zapuštění kolimačního systému do hlavice

ozařovače u ozařovače typu Terabalt, jehož prototyp byl vyroben v ÚJP a v rámci této práce proměřen. Zde došlo ke snížení na pětinu původní hodnoty (0,44%). Unikající záření je sice ještě nad požadavkem normy (0,2%), ale znamená významné snížení potenciální zátěže ozařovaného pacienta – zejména struktur, které se nacházejí v oblasti zvýšeného unikajícího záření.

Přestože přidání dodatečného stínění do prostoru zakotvení kolimátoru představuje zásah do ozařovače, je třeba toto doplnění stínění u ozařovačů Teragam doporučit.

V případě ozařovačů Cesioterax 3N, kde je hodnota maximálního unikajícího záření z oblasti zakotvení kolimačního systému v hlavici ještě významnější a kde neexistuje podobná možnost jako v případě ozařovače Teragam, lze doporučit jejich postupné vyřazování z provozu.

ZÁVĚR

Měření unikajícího záření v průběhu ozařování, která byla v rámci této práce provedena pro všechny typy radionuklidových ozařovačů, ukázala, že dochází k překračování tolerancí pro povolené maximální hodnoty unikajícího záření vně maximálního pole záření u ozařovačů Cesioterax 3N a Teragam. Současně bylo zjištěno, že je možné nepříznivou situaci u ozařovačů Teragam řešit doplněním stínění v prostoru zakotvení kolimátoru v hlavici ozařovače.

PODĚKOVÁNÍ

Děkujeme Všeobecné fakultní nemocnici v Praze, Nemocnici Kladno, Fakultní nemocnici Olomouc a Ústavu jaderného průmyslu Praha, a.s. za to, že umožnili v rámci projektu V a V č. 7/2006 provést měření unikajícího záření radionuklidových ozařovačů na svých pracovištích.

Tato práce vychází z výzkumu podporovaného projektem VaV SÚJB č.7/2006.

LITERATURA

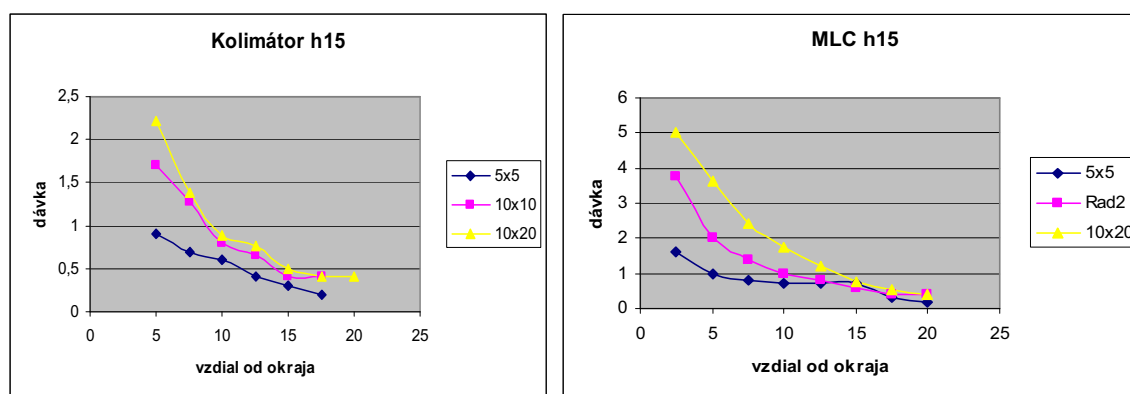
- [1] ČSN EN 60601-2-11. Zdravotnické elektrické přístroje Část 2: Zvláštní požadavky na bezpečnost ozařovačů pro gamaterapii, září 1997.
- [2] Doporučení SÚJB: Zavedení systému jakosti při využívání významných zdrojů ionizujícího záření v radioterapii – Radionuklidové ozařovače, květen 2003.

ZAŤAŽENIE PACIENTA PRI OŽAROVANÍ LINAKOM ONCOR IMPRESSION

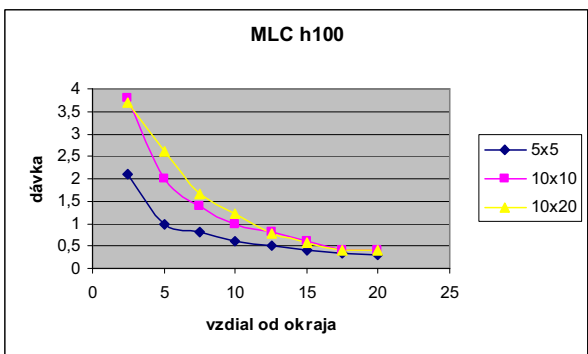
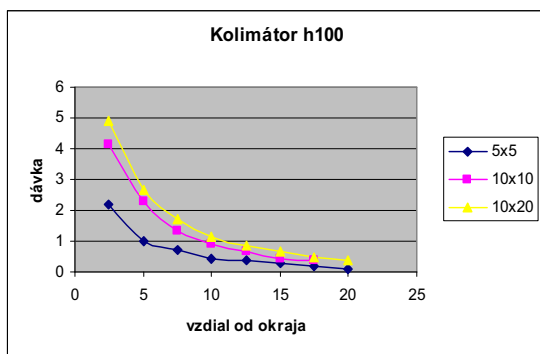
Králik G.¹, Horváthová M.², Fríbortová M.¹, Drábová D.¹, Zemanová M.¹

¹OÚSA Bratislava
²Trnavská Univerzita

Po 16 rokoch využívania lineárneho urýchľovača Clinac 2100C firmy Varian Onkologický ústav sv.Alžbety vrámci inovácie prístrojového vybavenia zakúpil lineárny urýchľovač Oncor Impression firmy Siemens s mnoholamelovým kolimátorom. Nakoľko sa jedná o urýchľovač len s jedným párom primárnych clon a druhý pár clon tvorí MLC, zaujímalo nás hlavne zaťaženie pacienta mimo ožarovacieho poľa pod MLC pre energie brzdného žiarenia: 6 a 18MV. Merania ukázali, že v blízkosti ožarovacieho poľa je dávka pod MLC vyššia ako pod klasickými clonami. Vzd'alovaním sa od okraja poľa sa postupne dávky vyrovnávajú. Urýchľovač je vybavený aj MV cone beam pre IGRT. Vzhľadom na to, že sa jedná o netradičné využitie brzdného zväzku pre tomografiu oproti kV rtg zväzku ostatných výrobcov, zaujímalo nás i zaťaženie pacienta vzhľadom ku kvalite rekonštruovaného rezu. Merania potvrdili nutnosť hľadania kompromisu medzi požadovanou kvalitou obrazu, frekvenciou overovania správnej polohy a zaťažením pacienta. Ďalšou otázkou bolo zaťaženie pacienta žiarením aktivovaných materiálov v oblasti výstupu z kolimátora pre energiu 18MV hlavne pre vyššie aplikované dávky. Práca obsahuje metodiku vyhodnotenia všetkých troch oblastí a získané závery.



A, Príklad rozloženia dávky pre 6MV v hĺbke 1,5 cm pre rôzne polia



B, Rozloženie dávky pre 18MV v hĺbke 10cm pre rôzne polia

OPTICKÉ VYHODNOCENÍ DOZIMETRICKÝCH GELŮ – SNÍMÁNÍ POD ÚHLEM 90°

J.Svoboda^{1,3}, R.Alwan^{1,2}, F.Guermeur², Y.Bailly², L.Makovicka¹, V.Spěváček³,
T.Čechák³, E.Martin⁴

¹*IRMA/CREST/FEMTO-ST CNRS, Pôle Universitaire, place Tharradin, BP 71427, 25211
Montbéliard, Francie*

²*SEFEM/CREST/FEMTO-ST UMR CNRS, 2 avenue Jean Moulin, 90000 Belfort, Francie*

³*ČVUT FJFI KDAIZ, Břehová 7, Praha 1, 115 19, ČR*

⁴*Département d'Oncologie et de Radiothérapie, CH Belfort-Montbéliard, 25209 Montbéliard,
Francie*

Tato práce zkoumá možnosti vyhodnocení gelových dozimetrů pomocí světla rozptýleného pod úhlem 90°. Tato metoda by mohla představovat alternativu k optické tomografii. S ohledem na odlišné optické vlastnosti polymerního a Frickeho gelu jsou pro obě skupiny navržena rozdílná řešení. Pro Frickeho gel je měřeno zeslabení procházejícího světla, pro polymerní gel se tato možnost ukázala jako nevhodná, zde budou dále zkoumány optické vlastnosti vytvořených mikrodomén a jejich vztah k dávce.

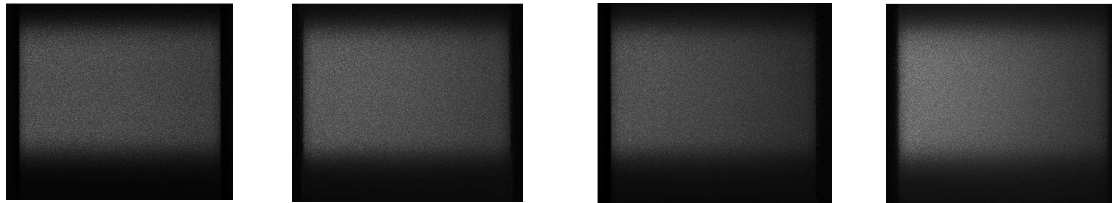
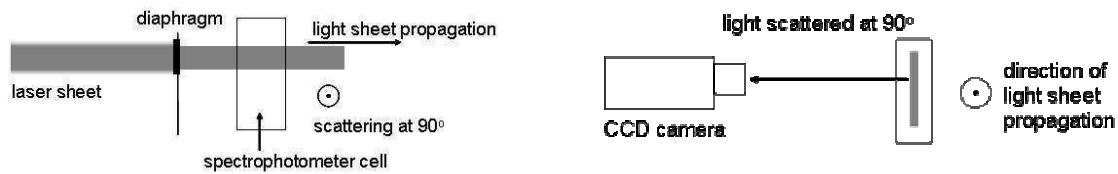
ÚVOD

Moderní radioterapie vyžaduje přesné měření dávky s vysokým prostorovým rozlišením ve všech 3 rozměrech. Jednu z možností představují gelové dozimetry. K jejich vyhodnocení lze využít zejména magnetickou rezonanci nebo levnější a dostupnější optické metody. Níže popsany postup by patří do druhé skupiny. Na rozdíl od magnetické resonance umožňuje měření na fantomech s kovovými prvky např. kloubní náhrady, které do plánování vnášejí značné nepřesnosti [1]. V porovnání s optickou tomografií by měl být navržený způsob podstatně rychlejší.

PRINCIP A EXPERIMENTÁLNÍ USPOŘÁDÁNÍ

Návrh vychází z předpokladu, že při prosvícení gelu úzkým laserovým paprskem je možné z inenzity rozptýleného světla stanovit dávku, kterou byl gel ozářen. Experimentální uspořádání se skládá z laseru, piezoelektrické součásti z rozšíření do úzké vrstvy, clony k odstranění okrajů a zajištění rovnoměrné intenzity, spektrometrické kyvety s gelem a CCD kamery PCO Sencicam (obr. 1). Z přiložených snímků je vidět zřejmá úměrnost mezi dávkou a intenzitou rozptýleného světla (obr. 2).

Obrázek 1: Experimentální uspořádání.



0,5 Gray

1 Gray

1,5 Gray

2 Gray

Obrázek 2: Příklad snímků pro ozářený polymerní gel.

Vzhledem k odlišným vlastnostem na nichž jsou založeny byly použity dva typy gelů - polymerní [2] a Frickeho s xylenovou oranží [3,4]. Zatímco Frickeho gel představuje převážně absorbující prostředí a při ozáření dochází pouze ke změně absorbance na dané vlnové délce, u polymerních gelů vznikají shluky polymeru o velikosti řádově μm - mikrodomény, na nichž dochází k rozptylu. Z tohoto důvodu byly oba gely posuzovány samostatně.

VÝSLEDKY

Frickeho gel

Na všech snímcích je patrný exponenciální pokles intenzity rozptýleného světla ve směru šíření laseru podle vztahu $I = I_0 \exp(-cx)$, kde I_0 je počáteční intenzita, c je experimentálně stanovený koeficient a x je souřadnice ve směru šíření laseru. Koeficient c je úměrný dávce a lze ho použít jako míru ozáření. Zeslabení ve směru kolmém na směr šíření laseru je opět exponenciální se stejným koeficientem c . Nejmenší oblast, ze které ještě lze stanovit c vyšla 200×200 pixelů, což odpovídá 2×2 mm. Při menším počtu se již projeví statistické odchylky.

Polymerní gel

U tohoto typu dozimetru se předchozí postup nedá použít vzhledem k přítomnosti rozptylujících částic, jež činí snímek zrnitý.[5,6] Určitou možnost představuje použití kamery s vyšším rozlišením a stadiem velikosti a množství mikrodomén a jejich vliv na kvalitu obrazu v závislosti na dávce.

ZÁVĚR

Po počátečních pokusech s uniformně ozářenými vzorky se postup při použití Frickeho gelu jeví použitelný, bude třeba jej však odzkoušet na větších nehomogeně ozářených vzorcích, případně provést porovnání s optickou tomografií. Pokud jde o polymerní gel určité možnosti existují, ale bude muset být zvolen odlišný přístup.

PODĚKOVÁNÍ

Tento výzkum byl podpořen těmito organizacemi Ligue contre le cancer, OPRAD project (Région Franche-Comté) a CAPM (Communauté d'Agglomérations du Pays de Montbéliard).

REFERENCE

- [1] E.Buffard, R.Gschwind, L.Makovicka, C.David, 2006 Monte Carlo calculations of the impact of a hip prosthesis on the dose distribution, Nucl.Instr. and Meth. in Phys. Res. B 251, 9-18
- [2] M.J.Maryanski et al., 1994 Magnetic resonance imaging of radiation dose distributions using a polymer-gel dosimeter Phys.Med.Biol. 39, 1437-1455
- [3] A.Appleby, A.Leghrouz 1991 Imaging of radiation dose by visible color development in ferrous agarose xylenol orange gels Med. Phys. 18 309–12
- [4] Kelly R U, Jordan K J and Battista J 1998 Optical CT reconstruction of 3D dose distributions using the ferrous benzoic-xylenol (FBX) gel dosimeter Med. Phys. 25 1741–50.
- [5] R.Alwan, F.Guermeur, J.Svoboda, L.Simonin, Y.Bailly, L.Makovicka, E.Martin, Proceedings of 7th Conference of „Méthodes et techniques optiques pour l'industrie“ (2006)
- [6] R.Alwan, F.Guermeur, J.Svoboda, L.Simonin, Y.Bailly, L.Makovicka, C.David, Proceedings of second European IRPA Congress on Radiation Protection (2006).

Út-P7

ANALÝZA VÝVOJA RADIAČNEJ ZÁŤAŽE PRACOVNÍKOV PO ZAVEDENÍ NOVÝCH METÓD NM

Erzsébet Fűri

Onkologický ústav sv. Alžbety – Klinika nukleárnej medicíny - Bratislava

Poster prezentuje kvantitatívne výsledky radiačnej záťaže pracovníkov Kliniky nukleárnej medicíny Onkologického ústavu sv. Alžbety za 7 rokov práce, tj. od uvedenia do prevádzky prvej PET-kamery na Slovensku, umiestnenej do klasického prostredia nukleárnej medicíny. Za hodnotené obdobie pracovisko prešlo niekoľkými technickými, metodickými i organizačnými zmenami, vplyvajúcimi na radiačnú záťaž personálu. Zaviedli sa nové diagnostické modalítity, terapeutické metódy a nové rádiofarmaká. Analýza výsledkov je vedená smerom k získavaniu pre ďalšiu prax užitočných poznatkov z týchto zmien.

Práca analyzuje sledované údaje autorizovanej osobnej dozimetrie, doplnené s vlastným meraním operatívnej dozimetrie v nadväznosti na pracovné metódy a postupy, pri ktorých sa ukázal istý trend nárastu radiačnej záťaže, rizikové faktory jednotlivých pracovných úkonov a hľadá možnosti znižovania rizikovosti.

NEZÁVISLÝ KOREŠPONDENČNÝ AUDIT FOTÓNOVÝCH ZVÄZKOV ŽIARENIA NA PRACOVISKÁCH RADIAČNEJ ONKOLÓGIE V SR

Dominika Drábová¹, Denisa Nikodemová¹, Gabriel Králik², Martina Horváthová³

¹ *Radiačná Hygiena, SZU Bratislava, Limbová 12, Bratislava, 833 03, SR*

² *Onkologický ústav sv. Alžbety, Heydukova 10, Bratislava, 811 02, SR*

³ *Katedra Laboratornej Medicíny, Fakulta Zdravotníctva a sociálnej práce, Trnavská Univerzita, Hornopotočná 23, Trnava, 91843, SR*

Úvod

Zvyšovanie presnosti aplikovanej dávky do nádorového tkaniva prispieva k zlepšeniu liečebných výsledkov a je základným predpokladom pre dosiahnutie maximálnej dávky pri minimálnom poškodení okolitého tkaniva. Požiadavka dosiahnutia vysokej presnosti dávok ionizujúceho žiarenia musí byť zabezpečená rovnakou mierou na všetkých pracoviskách radiačnej onkológie a pre všetky používané zväzky žiarenia. K tomuto účelu je nevyhnutná pravidelná kontrola prostredníctvom nezávislého dozimetrického auditu.

Z hľadiska radiačnej ochrany ide o optimalizáciu radiačnej záťaže pacienta prostredníctvom systematického úsilia aplikovať radiačným onkológom predpísanú dávku žiarenia s čo najvyššou geometrickou a dozimetrickou presnosťou a dodržiavaním všetkých faktorov monitorovaných v programe zabezpečenia kvality.

TLD audit pre zavedenie kvality v radiačnej onkológii na národnej úrovni realizuje Komisia Ministra zdravotníctva SR pre zabezpečenie kvality v rádiológii, ktorá určila referenčné centrum pre kalibráciu TL dozimetrov. Referenčné centrum je kontrolované agentúrou MAAE. Na Slovensku je týmto centrom Onkologický ústav sv. Alžbety v Bratislave.

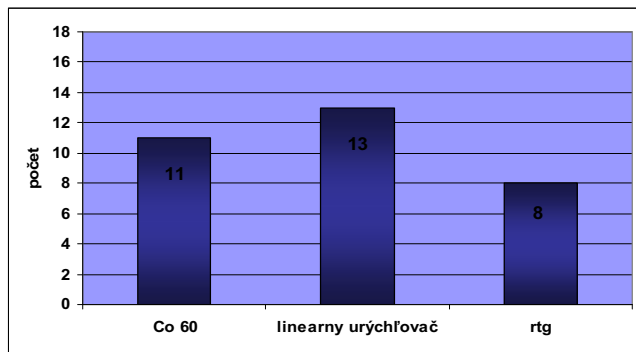
Materiál a metodika

Výber TL dozimetrov vychádzal zo skúseností Európskych terapeutických auditov, ktoré potvrdili najvhodnejšie vlastnosti práškových TL materiálov. Experimentálne práce sa realizovali na oddelení radiačnej hygieny SZU, ktoré vlastní potrebné vybavenie (TL dávkovač a vyhodnocovacie zariadenie Harshaw 3500).

Metodika určenia absorbovanej dávky pomocou TLD bola čiastočne prebratá z MAAE auditu a z TLD auditu uskutočňovanom v Českej republike.

V pilotnej štúdii nezávislého korešpondenčného auditu v radiačnej onkológii pomocou TL dozimetrov participovalo 11 pracovísk radiačnej onkológie v SR. Počet jednotlivých druhov ožarovacích zariadení v SR je znázornený v obr. 1.

Obr. 1 Počet jednotlivých druhov ožarovacích zariadení v SR



Pre overenie reprodukovateľnosti TLD prášku, LiF: Mg, Ti a podmienok vyhodnocovacieho procesu sme týmto práškom naplnili 30 kapslí a 25 kapslí ožiarili zdrojom ^{60}Co pri nasledovných podmienkach: ožarovacie pole $10 \times 10 \text{ cm}^2$, OK 95 cm a hĺbka 5 cm vo vodnom fantóme, časom vypočítaným plánovacím systémom pre dávku 1,75 1,85 2,00 2,15 a 2,25 Gy. 5 kapslí ostalo neožiarených za účelom zaznamenania pozadia, ktoré sa odpočítalo od nameranej hodnoty ožiarených kapslí. Každá zo 6 kapslí (z každej dávky po jednej kapsle a jedna pozad'ová kapsľa) bola rozdelená do 9 rovnakých vzoriek dozimetrického prášku s hmotnosťou 16 mg. Jednotlivé vzorky boli vyhodnotené vyhodnocovacím zariadením HARSHAW Reader 3500. Vyhodnocovanie TL dozimetrov sa uskutočňovalo na 8,10,12 a 15 deň po ožiarení.

Pri kalibrácii sme použili korekčné faktory pre:

- **linearitu** závislosti absorbovanej dávky a odozvy TL dozimetra (K_{lin}),
- **fading** časový rozdiel ožiarenia kontrolovaných a kalibračných dozimetrov (K_{fad})

Dávka absorbovaná vo vode (D), v mieste TL dozimetra sa z nameranej odozvy ožiareného TL materiálu, R , vypočíta zo vzťahu:

$$D = R \cdot C_F \cdot K_{\text{lin}} \cdot K_{\text{fad}}$$

C_F – kalibračný faktor

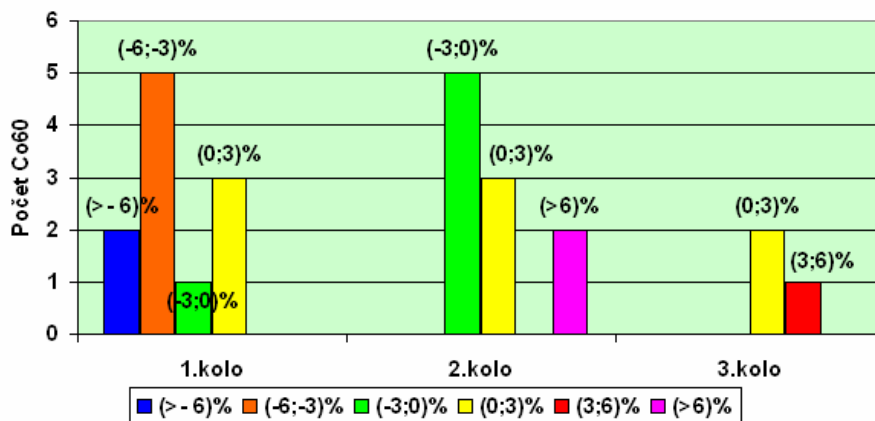
Na každé pracovisko radiačnej onkológie zúčastňujúce sa korešpondenčného dozimetrického auditu, sa zaslalo 5 TL dozimetrov. Z toho sa 3 TL dozimetre ožiarili podľa návodu pri referenčných podmienkach a dve pozad'ové. Ožiarené kapsle sa vrátili poštou na SZU. Ďalšia takáto sústava dozimetrov sa overí v Laboratóriu sekundárnej etalonáže a vyhodnotí na SZU.

Výsledky

Po vyhodnotení oboch súprav TL dozimetrov (kalibračnej a z pracoviska) sa výsledky porovnali a hodnotili nasledovne:

- $|\Delta D| \leq 3\%$ výsledok je v tolerančnom rozmedzí
- $3\% < |\Delta D| \leq 6\%$ menšia odchýlka, opakovanie TLD auditu
- $6\% < |\Delta D| \leq 10\%$ veľká odchýlka, opakovanie TLD auditu, v prípade potreby je odporúčaný nezávislý in-situ audit
- $10\% < |\Delta D|$ mimoriadna udalosť, okamžitá inšpekcia odborníkmi

Obr.2 Prehľad výsledkov pilotného TLD auditu SR



Diskusia a záver:

Z výsledkov pilotnej štúdie auditu kobaltových ožarovačov vyplýva:

- po prvej kontrole (1.kole) sa nachádzalo 36% (4 z 11) pracovísk v intervale odchýlok do 3%, 46% (5 z 11) v intervale odchýlok od 3% do 6% a 18% (2 z 11) v intervale odchýlok až nad 6%.
- po vyhodnotení výsledkov 2. kola korešpondenčného dozimetrického auditu bola splnená odchýlka $\pm 5\%$ na 97% pracovísk v SR.

Tento projekt považujeme za pilotnú štúdiu, v rámci ktorej predpokladáme zachytenie potenciálnych nedostatkov zo strany SZU a taktiež aj zo strany prevádzkovateľa. Po zvládnutí všetkých nedostatkov sa postupne sa pripravíme aj na kontrolu iných zväzkov žiarenia používaných v radiačnej onkológii.

Literatúra

- [1] Valenta, J., Ekendahl, D.: Development and extension of TLD audit in radiation therapy in tme Czech Republic. Conference proceedings XXVII.Days of Radiation Protection, Liptovský Ján, 2005, Slovakia, ISBN 80-88806-53-4
- [2] IAEA: Absorbed Dose Determination in External Beam Radiotherapy An International Code of Practice for Dosimetry Based on Standards of Absorbed Dose to Water. Technical Reports Series No. 398, Vienna, 2004.

PARAMETERS USED FOR TREATMENT PLAN OPTIMIZATION IN GAMMA KNIFE SURGERY: CLINICAL IMPLEMENTATION

Jitka Šemnická^{1,2}, Josef Novotný²

¹*CTU, FNSPE, Department of dosimetry and application of ionizing radiation,
Břehová 7, Prague 1, 115 19*

²*Na Homolce Hospital, Prague 5, 150 30*

PURPOSE

Current Czech legislation requires recording parameters of therapeutic radiation treatment enabling to assess whether a proper optimization of a treatment plan was achieved. The aim of this work is to establish a standard consistent system for a treatment plan optimization for Gamma Knife (Elekta Instrument AB, Sweden) radiosurgery within our department.

METHODS AND MATERIALS:

The LGK radiosurgery is a specific technique and hence it is necessary to set special parameters to be measured and recorded. Various parameters can be found in works [1, 2, 3]. These parameters can be classified into three groups according to a different point of view: parameters characterizing the quality of a treatment plan in terms of planning target volume (PTV) coverage, parameters related to the late effects of the ionizing radiation in the vicinity of PTV and parameters for effective dose calculation.

Target coverage (1) is of utmost importance and it is defined as the percentage volume of PTV covered by the prescribed isodose. In ideal case the target coverage is 100%, while the practical aim is 95% coverage at least.

$$T \text{ arg et cov erage} = \frac{TV_{iso}}{PTV} \times 100 \quad (1)$$

Where TV_{iso} is the fraction of PTV enclosed by the prescription isodose.

Conformity index and its various modifications have been widely used in LGK surgery [1, 2] recently Paddick [3] introduced a new concept of **conformity number** (hereafter referred to as CN) complemented with the so-called conformity **gradient index** (GI). The CN (2) is a product of two ratios, often considered separately – target coverage, mentioned previously, and the volume of the tissue outside the prescription isodose receiving at least the prescribed dose.

$$CN = \frac{TV_{iso}}{PTV} \times \frac{TV_{iso}}{V_{iso}} = \frac{TV_{iso}^2}{PTV \times V_{iso}} \quad (2)$$

V_{iso} denotes the volume of the prescription isodose.

The GI (3) is used to characterize the dose falloff outside the PTV and is defined as the ratio of the volume of half the prescription isodose to the volume of the prescription isodose. In [3] it was demonstrated that the optimum value of GI lies below 3.

$$GI = \frac{V_{iso/2}}{V_{iso}} \quad (3)$$

Target coverage, CN, and GI were accepted in our department and are recorded in a patient database together with other patient related data (number of shots, maximum dose, etc...). Since the portion of benign lesions treated with LGK exceeds 50% it is useful to be able to estimate the effective dose. A special in-house developed program PreDose [4], which employs empirically gathered data within phantom as well as in-vivo measurements, gives reasonable estimates of the whole body burden.

RESULTS:

Table 1 shows the current limits used for treatment optimization in our department. In Table 2 there are data gathered within our preliminary measurements concerning the most commonly treated diagnoses (362 patients). Figure 1a, b, and c displays boxplots for each parameter and each diagnose.

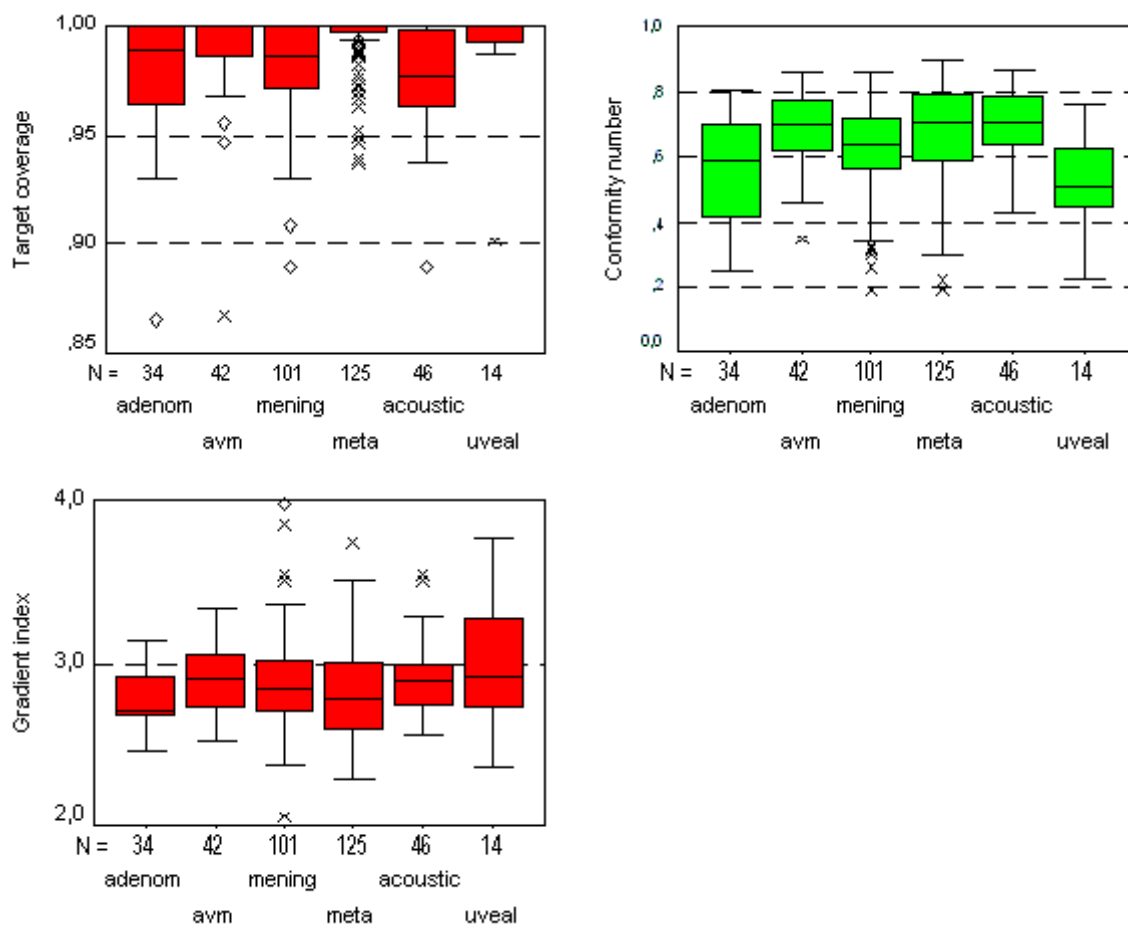
Table 1. Current limits for Target coverage, Conformity number and Gradient index used for treatment plan optimization.

Evaluation	target coverage	CN	GI
very good optimization	> 95	≥0,6	<3,0
acceptable optimization	90 – 0,95	≥0,5	≤3,2
unsatisfactory optimization	≤ 90	<0,5	>3,2

Table 2: Preliminary results gathered for the most common diagnoses treated in our department; multiple lesions not included

diagnosis	number of patients	median target coverage	median CN	median GI
AVM	34	99	0,70	2,29
Acoustic neuroma	42	99	0,70	2,85
Meningioma	101	97	0,61	2,88
Pituitary adenoma	125	98	0,60	2,80
Metastasis single	46	99	0,66	2,86
Uveal melanoma	14	100	0,52	3,00

Figure 1a, b, c. Boxplots for the Target coverage, Conformity number and Gradient index. The box represents the interquartile range which contains the 50% of values. Lines extend from the box to the highest and lowest values, excluding outliers. A line across the box indicates the median.



CONCLUSIONS:

Preliminary analysis indicates that **further readjustments** of the current limits should be considered. In most diagnoses the limits can be tighten e.g. in case of acoustic neuroma 75% of the **Conformity number** values lie above the current limit for good optimization (0,6).

High values achieved for target coverage also suggest that the **Target coverage** is prioritized against the other parameters compared to the work of Lomax et al. [1], where target coverage is systematically lower about 3-5%. Lower CN in uveal melanomas corresponds with other publications [1, 2], where lower conformity was also reported for small lesions (below 1 cm³).

The target coverage, CN, and GI are suitable input quantities for statistical analyses of treatment follow up.

REFERENCES

- [1] Lomax N.J., Sheib S.: Int. J. Radiation Oncology Biol. Phys. 55(5):1409-1419, 2003
- [2] Nakamura J.L. et al.: Int. J. Radiation Oncology Biol. Phys. 51(5):1313-1319, 2001
- [3] Paddick I., Lippitz B.: J. Neurosurg(Suppl) 105:194-201, 2006
- [4] Majali M., Novotný J., Novotný J.: J. Neurosurg, 102:14-18, 2005

STANOVENÍ NEJISTOT V KORESPONDENČNÍM TLD AUDITU V RADIOTERAPII

Jiří Valenta¹

¹*Státní ústav radiační ochrany, Praha, Česká republika*

Cílem práce je zavést jednotný a dobře definovaný postup určení jednotlivých veličin důležitých pro stanovení absorbované dávky pomocí termoluminiscenčních (TL) dozimetrů v korespondenčním TLD auditu v radioterapii tak, aby jejich nejistoty, a tím také celková nejistota dávky stanovené pomocí TLD, byly co nejnižší, a způsob výpočtu dílčích nejistot i celkové nejistoty stanovené dávky.

Materiál a metody

Dozimetry – neprůsvitné polyethylenové kapsle s TLD práškem – jsou odeslány na kontrolované pracoviště společně s protokoly pro doplnění údajů o ozáření. Pro každý kontrolovaný svazek se použijí tři dozimetry. Ozáření se provádí v předepsaném 12denním období (tzv. ozařovací okno) ve vodním fantomu v referenční hloubce, ve standardizovaných stojanech. Ozařovací čas nebo počet monitorovacích jednotek se vypočte plánovacím systémem pracoviště.

Přibližně v polovině ozařovacího okna je sekundární standardizační dozimetrickou laboratoří provedeno ozáření kalibračních dozimetrů ve svazku ⁶⁰Co dávkou 2 Gy ve vodě v hloubce 5 g.cm⁻².

Vyhodnocení TL dozimetrů provádí laboratoř SÚRO nejméně 15 dní po ozáření, pomocí TLD čteček Harshaw 4000 nebo Harshaw 4500. TLD prášek nadávkovaný v nerezových miskách (pro každý dozimetr se použije 9 misek) se vyhřívá planžetou čtečky.

Dávka stanovená TLD systémem se vypočte jako součin TL odezvy dozimetrů ozářených kontrolovaným svazkem, kalibračního koeficientu TLD systému a korekcí na nelinearitu TL odezvy, na fading a na kvalitu svazku záření.

Kalibrační koeficient TLD systému je roven podílu dávky, jíž byly ozářeny kalibrační dozimetry, a TL odezvy kalibračních dozimetrů.

Výsledky

Nejistota typu A TL odezvy je dána standardní nejistotou průměru všech příslušných vzorků. Případná fluktuace citlivosti TLD čtečky by byla odhalena díky průběžnému měření kalibračních dozimetrů. Případná korekce na změnu citlivosti zvyšuje odpovídajícím způsobem nejistotu.

Nejistota dávky, kterou byly ozářeny kalibrační dozimetry, stanovená sekundární standardizační dozimetrickou laboratoří, je 0,59 % (na 95% intervalu spolehlivosti). Nejistota kalibračního

koeficientu je pak rovna odmocnině součtu čtverců této hodnoty a rozšířené kombinované nejistoty TL odezvy kalibračních dozimetrů.

Korekce na nelinearitu TL-odezvy je funkcí absolutní dávky a stanovuje se metodou vážených nejmenších čtverců z TL odezev vztažených na jednotku dávky dozimetrů ozářených dávkami 1,5 – 2,5 Gy svazkem gama záření ^{60}Co . Nejistota příslušného korekčního faktoru stanoveného metodou vážených nejmenších čtverců je rovněž funkcí absolutní dávky a zvyšuje se s rostoucí vzdáleností od referenční (střední) hodnoty dávky (2 Gy). Nejistotu může zvýšit případná nelinearita ozařovače.

Korekci na fading je nutno aplikovat v případě, že se liší data ozáření TL dozimetrů testovaným svazkem a ozáření kalibračních dozimetrů. Stanovuje se na základě odezev TL dozimetrů ozářených svazkem ^{60}Co při stejném nastavení časovače v různých dnech z intervalu 15 – 45 dní před měřením. Odezvu je nutno přepočítat podle přeměnové konstanty ^{60}Co (její příspěvek k nejistotě je zanedbatelný), nejistota časovače ozařovače rovněž celkovou nejistotu výrazně nezvyšuje.

Korekci na kvalitu svazku záření je třeba uplatnit pro svazky vysokoenergetického záření X a pro svazky elektronů. Stanovuje se porovnáním odezev TL dozimetrů ozářených svazkem ^{60}Co sekundární standardizační dozimetrické laboratoře a odezev ozářených stejnou dávkou klinickým svazkem záření X nebo elektronů příslušné kvality. Hodnotu dávky je nutno ověřovat měřením ionizační komorou, což významně přispívá k nejistotě výsledného korekčního faktoru. Snížení celkové nejistoty pro svazky záření X by bylo možné dosáhnout použitím svazku záření X sekundární standardizační dozimetrické laboratoře pro stanovení korekce, nebo přímo ozařováním kalibračních dozimetrů v takovém svazku.

Pro dávku stanovenou TLD systémem je rozšířená kombinovaná nejistota rovna odmocnině součtu čtverců rozšířených nejistot TL odezvy dozimetrů ozářených testovaným svazkem, kalibračního koeficientu TLD systému a korekčních faktorů na nelinearitu, fading a kvalitu svazku záření. Pro svazky ^{60}Co je korekce na kvalitu svazku záření rovna jedné.

Tabulka 1. Typické hodnoty nejistot v TLD auditu v České republice (v %).

Nejistota	u_A	u_B	U
- TL odezvy dozimetrů ozářených testovaným svazkem	0,4		0,7
- TL odezvy kalibračních dozimetrů	0,4		0,7
- dávky (kalibrační dozimetry)			0,6
- kalibračního koeficientu TLD systému			0,9
- TL odezvy referenčních dozimetrů (2,00 Gy)	0,4		0,7
- TL odezvy dozimetrů (1,50 - 2,50 Gy)	0,4		0,7
- časovače kobaltového ozařovače		0,1	0,2
- korekce na nelinearitu TL odezvy			1,0
- TL odezvy referenčních dozimetrů (prodleva 15 dní)	0,4		0,7
- TL odezvy dozimetrů (prodleva 15 - 45 dní)	0,4		0,7
- přeměnové konstanty ^{60}Co			0,1
- časovače kobaltového ozařovače		0,1	0,2
- korekce na fading TL odezvy			1,0
- absorbované dávky pro svazky záření gama ^{60}Co			1,8
- TL odezvy referenčních dozimetrů (^{60}Co)	0,4		0,7
- dávky (referenční dozimetry, ^{60}Co)			0,6
- odezvy dozimetrů (svazky záření X a elektronů)	0,4		0,7
- dávky (dozimetry ze svazků záření X a elektronů)			1,5
- korekce na kvalitu svazku záření			1,9
- absorbované dávky pro svazky záření X a elektronů			2,6
u_A	- standardní nejistota typu A		
u_B	- standardní nejistota typu B		
U	- kombinovaná rozšířená nejistota pro interval spolehlivosti 95 %		

Závěr

Byla vytvořena metodika stanovení absorbované dávky TLD systémem a výpočtu příslušných dílčích nejistot i nejistoty výsledné absorbované dávky. Z výsledků dosud provedených TLD auditů lze usuzovat, že hodnoty nejistot ukázané výše jsou spíše konzervativní.

Práce vychází z výzkumu podporovaného projektem VaV SÚJB č. 7/2006.

TECHNICKÝ STAV MAMOGRAFICKÝCH PRACOVÍŠŤ V ČESKÉ REPUBLICE

Ing. Eva Jursíková, Ing. Otto Kodl

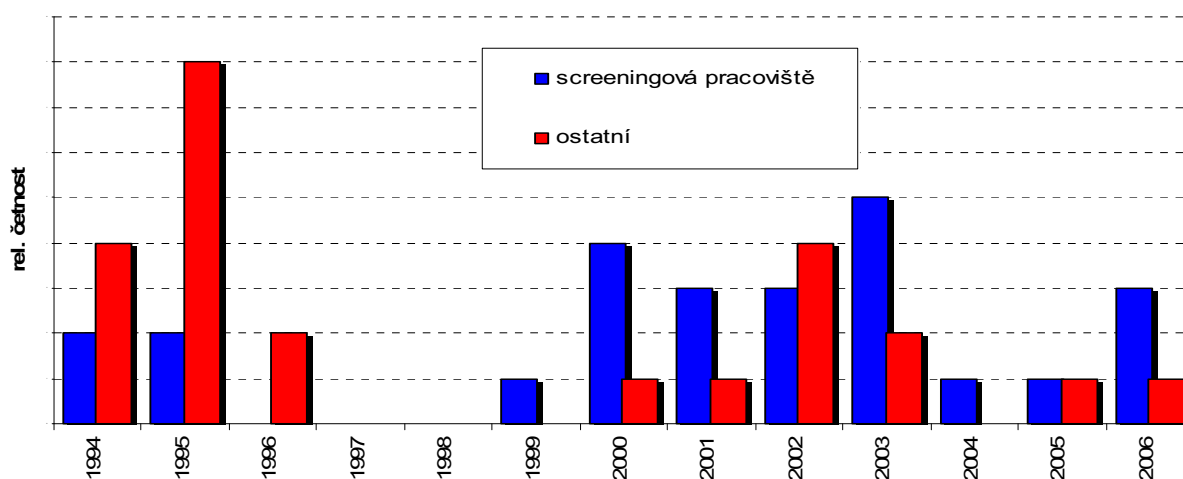
Státní úřad pro jadernou bezpečnost

Na všech mamografických pracovištích v České republice vykonává Státní úřad pro jadernou bezpečnost státní dozor nad radiační ochranou a kontroluje dodržování povinností podle zákona č. 18/1997 Sb., ve znění pozdějších předpisů, a dalších předpisů vydaných na jeho základě. V současné době je používáno 131 mamografických přístrojů u 109 držitelů povolení, z toho 59 pracovišť je zařazeno do screeningového programu Ministerstva zdravotnictví.

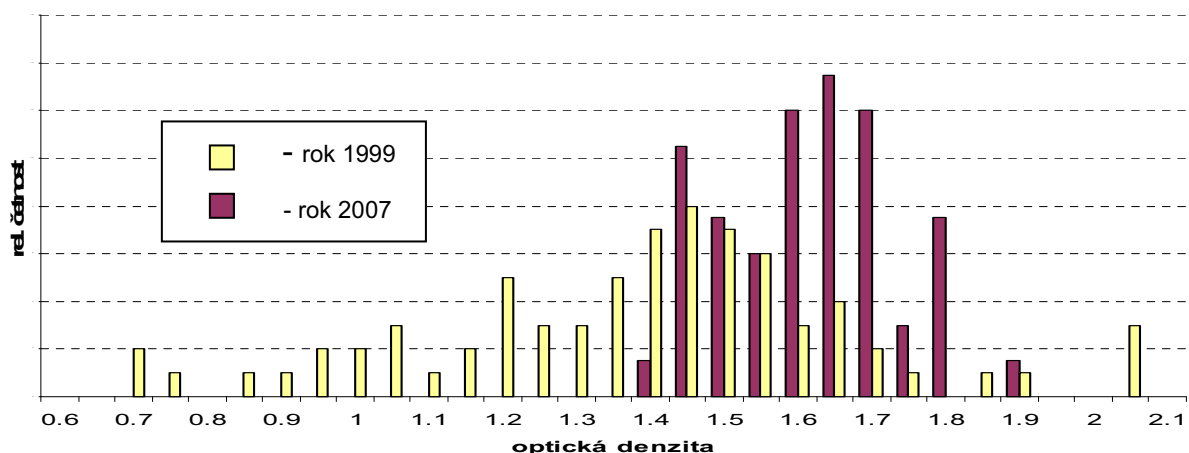
Nedílnou součástí kontrol na těchto pracovištích je kromě jiného i posouzení výsledků prováděných přijímacích zkoušek, resp. zkoušek dlouhodobé stability (dále jen „ZDS“). Byly vybrány ZDS provedené za I. pololetí r. 2007 a na jejich základě jsme provoz na těchto pracovištích a vlastnosti jednotlivých přístrojů porovnali.

Tak např. můžeme z provedených ZDS zjistit stáří používaných mamografů v ČR. Současný návrh Národních radiologických standardů nedoporučuje používat mamografické přístroje starší 8 let. Toto se v současné době týká cca 40% všech přístrojů, 10% screeningových pracovišť a 30% ostatních (graf. č. 1).

Graf. č. 1 - Stáří přístrojů



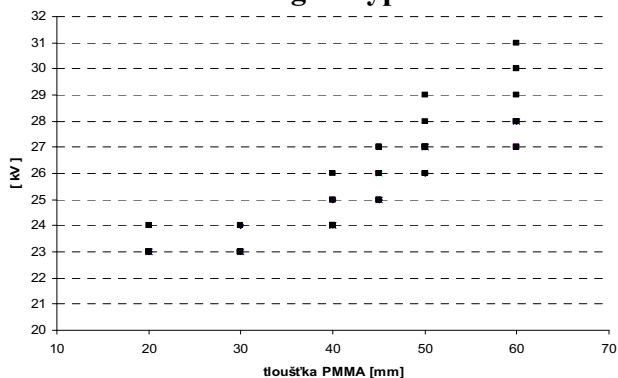
Graf. č. 2 - Střední optická denzita snímků na pracovištích v roce 1999 a 2007



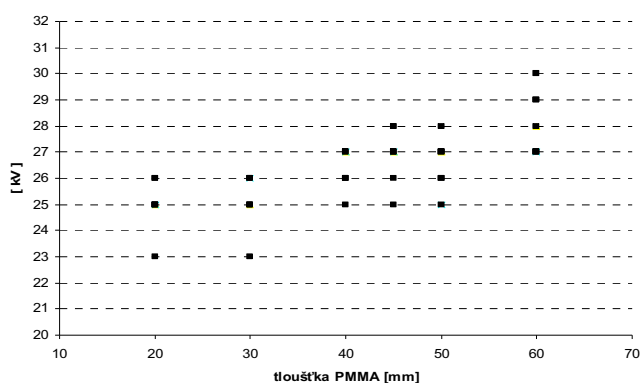
Zajímavé je porovnat také střední optickou denzitu snímků na pracovištích před zavedením pravidelných kontrol a současný stav. Je patrné výrazné zlepšení, většina pracovišť se pohybuje v současné době v tolerančních mezích 1,45 až 1,9 OD. Nízká denzita snímků v předchozích letech mohla být důvodem k opakování snímků. Rozdíl mezi screeningovými pracovišti a ostatními nebyl zjištěn (graf č. 2).

Jiná situace je u nastavení expozičních parametrů u jednotlivých přístrojů. Pro každou tloušťku PMMA si přístroje v plně automatickém režimu (AEC) snímkování volí různé hodnoty napětí. U dvou nejčastěji používaných typů přístrojů bylo porovnáno jejich nastavení. I když již proběhlo jednání s některými servisními organizacemi o nápravě seřízení, nezaregistrovali jsme zlepšení (graf č. 3 a 4).

Graf. č. 3 – mamograf typu A



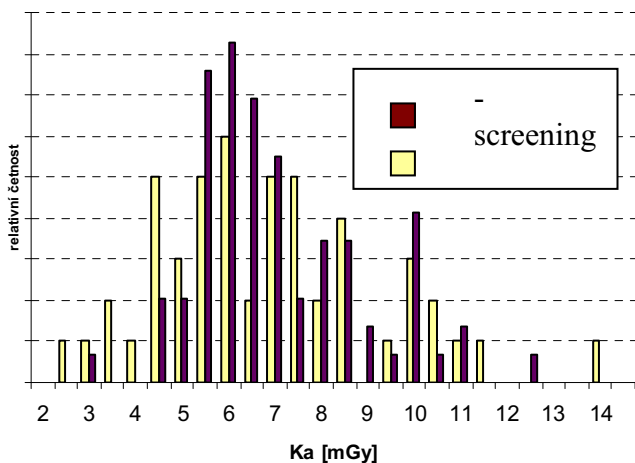
Graf. č. 4 - mamograf typu B



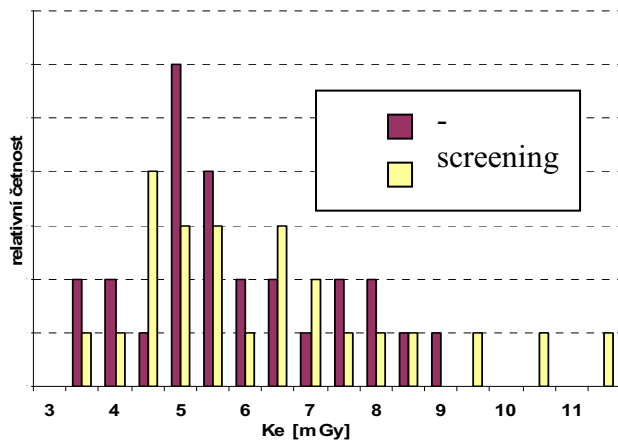
Výrazné zlepšení však nastalo u Ke po vydání vyhlášky č. 499/2005 Sb., kterou byly zavedeny nové diagnostické referenční úrovně pro mamografická vyšetření a vydáním novely Věstníku MZ ČR, částka 2, 2007 – Doporučený standard při poskytování a vykazování výkonů screeningu

nádoru prsu v ČR a to zejména na screeningových pracovištích. U vstupní povrchové kermy (např. ukázka pro tloušťku 40 mm PMMA) došlo k výraznému snížení a tím i ke snížení zátěže pacientek (graf č. 5 a 6).

Graf. č. 5 – Ka pro 40 mm PMMA v roce 2005 v roce 2007



Graf. č. 6 – Ke pro 40 mm PMMA



Vzhledem k výsledkům ZDS se ukazuje, že se rozdíl mezi screeningovými a ostatními mamografickými pracovišti v ČR se postupně vyrovnává a po technické stránce začínají být na srovnatelné úrovni. Je nutné ještě podotknout, že existuje malé množství přístrojů, které by bylo vhodné vzhledm k jejich morálnímu zastarání obměnit.

VLIV CHYB NASTAVENÍ PACIENTA NA ROZLOŽENÍ DÁVKY PŘI IMRT TECHNICE

Ing. Filipcová M.¹, Ing. Navrátil M.¹, Mgr. Vondráček V.¹

¹ Radiofyzikální oddělení, Fakultní nemocnice Na Bulovce, Praha 8

Při použití techniky IMRT pro ozařování oblasti hlavy a krku jsou fotonové fluence získané pomocí optimalizačního algoritmu zpravidla velmi nehomogenní, se značnými gradienty. Tato práce se zabývá simulací vlivu systematických a náhodných chyb nastavení pacienta během ozařovacího kurzu na výslednou dávkovou distribuci v cílovém objemu a kritických orgánech.

POPIS TECHNIKY A SIMULACE

V terapeutickém plánovacím systému (*TPS*) Eclipse bylo vytvořeno třináct ozařovacích plánů pro jednoho pacienta. První plán byl plán originální, použitý pro vlastní léčbu pacienta. Tento ozařovací plán obsahuje sedm ozařovacích polí (0°, 25°, 76°, 127°, 233°, 284°, 335°) se společným izocentrem. Toto rozstavení ozařovacích polí umožňuje nejlepší ozáření cílového objemu (*PTV*) a zároveň šetření kritických orgánů (*OAR*). Pro optimalizaci fluenčních map jednotlivých polí byl použit modul Helios obsažený v *TPS* Eclipse.

Zbývajících dvanáct plánů bylo vytvořeno posunutím společného izocentra postupně do šesti směrů o 2 mm resp. 5 mm. Posuny byly provedeny laterálně, vertikálně a longitudiálně. Pro výpočet dávkové distribuce byly použity fluenční mapy navržené pro originální plán. Pro následné zpracování (sumace) byla dávková distribuce ve všech třinácti plánech znormalizována do izocentra.

Simulace systematických chyb

Systematická chyba byla simulována odečtením dávkových distribucí plánů s posunutým izocentrem od dávkové distribuce plánu původního v *TPS* Eclipse. Pro účely sumace byla do *PTV* předepsána celková dávka 10 Gy (to odpovídá pěti ozařovacím frakcím po 2 Gy).

Výsledky těchto sumací jsou uvedeny v tabulka 1. Je vidět, že odchylky v dávkové distribuci způsobené posunutím izocentra (pacienta na ozařovacím stole) mají zejména lokální charakter, střední dávka absorbovaná v *PTV* se liší maximálně o 1,66 %. Lokální charakter Max. resp. Min odchylek znamená možnost přezáření *OAR* s malým objemem.

Tabulka 1 Odchytky v dávkové distribuci způsobené systematickou chybou v nastavení pacienta

Suma plánů	celková dávka [Gy]	Odchytky v dávkové distribuci oproti originálnímu plánu způsobené systematickou chybou							
		Max v těle [Gy]	Max v PTV [Gy]	Min v PTV [Gy]	Střední v PTV [Gy]	Max v těle [%]	Max v PTV [%]	Min v PTV [%]	Střední v PTV [%]
originál-(X+2) ¹	10	1,44	1,12	-1,12	-0,15	14,38	11,22	-11,22	-1,52
originál -(X-2)	10	2,27	1,43	-1,24	-0,15	22,70	14,28	-12,40	-1,49
originál -(Y+2)	10	1,33	1,02	-0,77	-0,11	13,33	10,24	-7,69	-1,05
originál -(Y-2)	10	0,91	0,77	-1,17	-0,17	9,13	7,68	-11,68	-1,66
originál -(Z+2)	10	2,48	1,76	-1,40	-0,03	24,82	17,59	-14,01	-0,30
originál -(Z-2)	10	2,43	1,71	-1,48	-0,07	24,34	17,12	-14,78	-0,73
originál -(X+5)	10	3,42	3,23	-3,06	0,02	34,19	32,27	-30,55	0,20
originál -(X-5)	10	3,98	3,87	-2,50	0,03	39,79	38,66	-24,97	0,28
originál -(Y+5)	10	3,18	2,60	-1,53	0,05	31,78	26,01	-15,27	0,50
originál -(Y-5)	10	2,26	1,92	-2,41	-0,06	22,59	19,22	-24,11	-0,58
originál -(Z+5)	10	5,96	5,09	-2,48	0,04	59,57	50,92	-24,84	0,41
originál -(Z-5)	10	5,79	5,04	-2,55	0,04	57,91	50,43	-25,53	0,35

¹X,Y,Z označují po řadě posuny ve směru laterálním, vertikálním a longitudiálním, číslo označuje velikost a směr posunu v mm.

Simulace náhodných chyb

Dále se simuloval vliv náhodné chyby při nastavování pacienta. Od dávkové distribuce originálního plánu, v kterém byla předepsaná dávka 70 Gy, byly najednou odečteny dávkové distribuce sedmi plánů, a to jednoho originálního a šesti posunutých s tím, že v každém z těchto plánů byla předepsaná celková dávka 10 Gy.

Výsledky těchto sumací jsou uvedeny v tabulka 2. V případě náhodných chyb celkové odchytky menší než v případě systematických chyb.

Tabulka 2 Odchytky v dávkové distribuci způsobené náhodnou chybou v nastavení pacienta

Suma plánů	celková dávka [Gy]	Odchytky v dávkové distribuci oproti originálnímu plánu způsobené náhodnou chybou							
		Max v těle [Gy]	Max v PTV [Gy]	Min v PTV [Gy]	Střední v PTV [Gy]	Max v těle [%]	Max v PTV [%]	Min v PTV [%]	Střední v PTV [%]
originál – 2 mm posuny ²	70	2,66	1,52	-1,94	-0,72	3,80	2,17	-2,77	-1,03
originál – 5 mm posuny	70	5,45	4,24	-2,12	0,12	7,79	6,06	-3,03	0,16

²V celkové sumě byly rovnoměrně zastoupeny posuny o zmíněnou vzdálenost do všech směrů.

SHRNUTÍ

Z výsledků simulací plyne, že je nutné dbát na to, aby pacient byl ozařován ve stejné poloze, ve které byly vytvořeny ozařovací plány. I malý odchytky od této polohy mohou způsobit přezáření OAR oproti plánu a tím znehodnotit přínos IMRT techniky.

ZÁCHYTY KONTAMINOVANÝCH ODPADŮ Z PRACOVIŠŤ NUKLEÁRNÍ MEDICÍNY V ČR

Z.Pašková¹, J.Zimák², D.Valachová², D. Kristián²

¹ Státní úřad pro jadernou bezpečnost

² Klinika nukleární medicíny a endokrinologie UK 2. LF a FN v Motole

Cílem posteru je demonstrovat pro poučení pracovišť nukleární medicíny záchyty kontaminovaných odpadů ve spalovnách v Praze a v Brně. Z analýzy těchto záchyťů pak lze doporučit opatření pro snížení rizika takových případů.

Při používání otevřených radionuklidových záříčů na pracovištích nukleární medicíny vznikají kontaminované - radioaktivní odpady, které lze klasifikovat jako nízkoaktivní a kontaminované zpravidla radionuklidy s krátkým poločasem rozpadu. Přesto je nezbytné zavést určitý řád při jejich třídění, skladování a uvolňování do životního prostředí.

Po dosažení uvolňovacích úrovní jsou radioaktivní odpady zpravidla odstraňovány z pracoviště jako běžný komunální odpad, tj. jsou spalovány. Ačkoliv součástí zavedeného systému jakosti a plnění podmínek vyplývajících z požadavků na zajištění radiační ochrany je kontrolovat odpady uvolňované z pracovišť nukleární medicíny, přesto každý rok je nahlášeno na Státní úřad pro jadernou bezpečnost (dále SÚJB) několik případů, kdy ve spalovnách (Praha a Brno), které jsou vybaveny na vstupu zařízením na kontrolu odpadů z hlediska přítomnosti radioaktivních látek, byl zachycen kontaminovaný náklad, který podle zachyceného materiálu a druhu radionuklidů indikoval podezření, že se jedná o radioaktivní odpad z pracoviště nukleární medicíny.

Každý rok SÚJB šetří přibližně 70 mimořádných případů souvisejících s nakládáním se zdroji ionizujícího záření či činnostmi vedoucími k ozáření. Největší podíl tvoří záchyty ve spalovnách a záchyty vozidel transportujících železný šrot.

Po rozebrání zachycených pytlů s odpady je identifikován většinou zdravotnický materiál s jednorázovými zdravotnickými pomůckami (pleny, rukavice, buničina) nebo zbytky jídla. V komunálním odpadu se ocitnou uvedené položky v rozporu s plánem pro nakládání s radioaktivním odpadem, podle kterého je pevný odpad před odesláním do spalovny shromažďován ve vyhrazených vymíracích místnostech, převážně díky nekázni pacientů. Pacienti jsou přitom informováni ústně i písemně na způsob nakládání s kontaminovaným odpadem po vyšetření nebo léčbě na pracovištích nukleární medicíny. Dalším potenciálním zdrojem záchyty může být nedodržení vnitřních předpisů o nakládání s kontaminovaným odpadem na odděleních, kde jsou hospitalizováni pacienti po diagnostických nebo i terapeutických aplikacích radionuklidů. Nejčastěji to jsou však pacienti, kteří kontaminovaný odpad, jehož jsou zdrojem, odhodí v areálu nemocnice do kontejneru s komunálním odpadem.

Poster uvádí mj. výjimečný příklad záchyty, jehož příčinou byla série chybných úkonů. Pacient po terapeutické aplikaci ^{131}I nechal na tácu po snídani kelímek, který měl být odhozen do pytle pro pevný odpad, při kontrole nádobí vraceného zpět do kuchyně to pověřená sestra nezaznamenala a v kuchyni, kde se zvláště shromažďují zbytky potravin, které nejdou do spalovny, a pevný odpad, někdo z personálu vyhodil neoznačený pytel se směsí potravin a pevného odpadu do komunálního kontejneru.

Závěrem lze konstatovat, že k uvolnění kontaminovaných odpadů do životního prostředí nedošlo ve většině případů v důsledku nedodržení vnitřních předpisů a postupů na pracovišti nukleární medicíny, ale nedisciplinovaností pacientů nebo ostatního zdravotnického personálu, který ačkoliv bývá poučen o nutnosti ukládat kontaminované odpady odděleně, v některých případech postup nedodrží. Je tedy nezbytná důslednější kontrola a opakované informování pacientů i ostatního zdravotnického personálu, který přichází do kontaktu s osobami po aplikaci radionuklidů, kterou by měla zajistit v příslušném zdravotnickém zařízení dohlížející osoba.

Pro zamezení odchodu kontaminovaných potravin z pracoviště nukleární medicíny se jeví jako vhodnější, kromě proměrování, veškeré zbytky potravin zpracovat přímo na pracovišti pomocí drtičky a veškeré nádobí předmývat již také zde. Vhodná je i varianta s používáním dvou sad nádobí, kdy zpět do kuchyně se vrací již umyté nádobí beze zbytků potravin a bez žádného pevného odpadu.

Je nutno si uvědomit, že zjištění kontaminovaného odpadu organizací, která odpad spaluje a dále jeho proměření, rozebrání a následná likvidace pověřenou firmou, může být původci radioaktivního odpadu účtováno. Jeden záchyt tak může přijít organizaci řádově na 100 000 Kč, pokud k tomu nepřipojí ještě SÚJB příslušnou pokutu, která v souladu se zákonem č. 18/1997 Sb., o mírovém využívání jaderné energie a ionizujícího záření, v posledním znění, může činit až 1 mil. Kč.

FURTHER ACHIEVEMENTS IN SPACE- AND AIRCRAFT EXPOSURE STUDIES AND RELATED TOPICS

F. Spurný

Nuclear Physics Institute – Department of Radiation Dosimetry, Czech Academy of Sciences, Prague

INTRODUCTION

Contribution presents new achievements and tendencies concerning the onboard aircraft and spacecraft dosimetry: For the aircraft dosimetry they are: international activities in this field going on; analysis of results of long-term monitoring runs 2001-2006; some selected results for long-haul flights onboard an aircraft of the Czech Airlines; and a review of individual aircraft crew dosimetry for 2006 year. For the onboard spacecraft dosimetry they are: results of common measurements onboard International Space Station (ISS); and an analysis of simultaneous space- and aircraft measurements 2001-2006.

AIRCRAFT CREW DOSIMETRY

Overview of international activities

WG 21 of ISO TC/85/SC2 issued in April 2006 the 1st part of the norm ISO 20785: “Dosimetry for exposures to cosmic radiation in civilian aircraft. Part 1: Conceptual basis for measurements” has been issued in April 2006. Part 2: “Characterization of instrument’s response” has been submitted as DIS version for ballot.

TG No. 50 of ICRP/ICRU is preparing the recommendations on “Reference doses for cosmic radiation exposure of aircraft crew.” Activities restarted spring 2007

EURADOS and its members continue to participate on the EC-RTD project CONRAD.

Analysis of results of long-term monitoring 2001 - 2006 years

An analysis of the database (see Table 1) of dosimetric characteristics acquired from measurements with MDU-Liulin Si-diode based spectrodosimeter MDU placed onboard of aircraft (A 310-300) several times in years 2001, 2002, 2005 and 2006 has been performed. Presently, the database contains more than 41,000 records. Each record consists of: rates of dosimetric characteristics identified as $H_{app}(MDU)$, $H^*(10)EPCARD$, $E(EPCARD)$ and $E(CARI-6)$, spectra of pulses recorded in each of 256 channels of spectrometer; date and time; direction of flight (e.g. Prague – New York); geographic coordinates; altitude in feet (1 foot = 30.48 cm); vertical cut-off rigidity in GV (based on data in 1990 at 20km); and Apatity and Oulu neutron monitors (NM) records. The results of this data base analysis were presented during a conference and have been quite recently published [1].

Table 1: Statistics of database parameters

Parameter	Minimum	Maximum	Most frequent value (frequency)
Altitude [feet]	20000	41000	35000 (25%)
Vertical cut-off rigidity [GV]	0	17	1÷3 (70%)
Apatity NM [counts/sec]	1020	1340	1130÷1190 (50%)

Some selected results for long-haul flights onboard an aircraft of the Czech Airlines

Individual flights have been also realized since November 2006. Particularly important was the flight from Narita (Tokyo) to Moscow. During it a comparison of MDU-Liulins of NPI AS CR, and that of National Institute of Radiological Protection Chiba, Japan has been performed. Comparison of D(Si) values measured with both instruments is given in Figure3, a good agreement can be seen there. Figure 4 presents the comparison of radiation protection quantities measured with MDU 02 unit of NPI and those calculated by means of code CARI 6. Again, a good agreement of calculated and MDU interpreted data is seen. Total exposure calculated by CARI was equal to 52.6 μ Sv, total H_{app}(MDU) to (55.2±6.2) μ Sv.

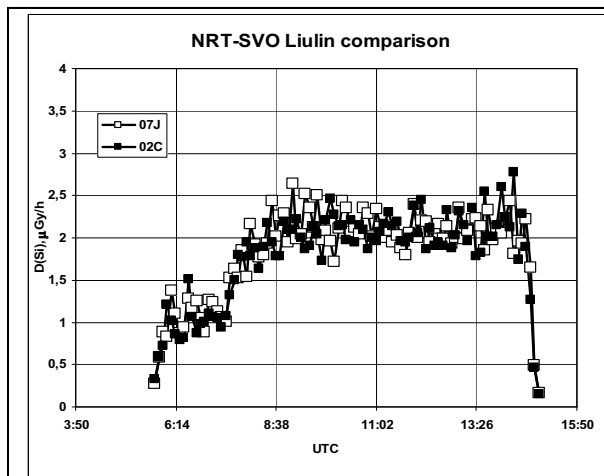


Fig. 3. Comparison of D(Si) rates measured with NIRS and NPI ASCR MDU units

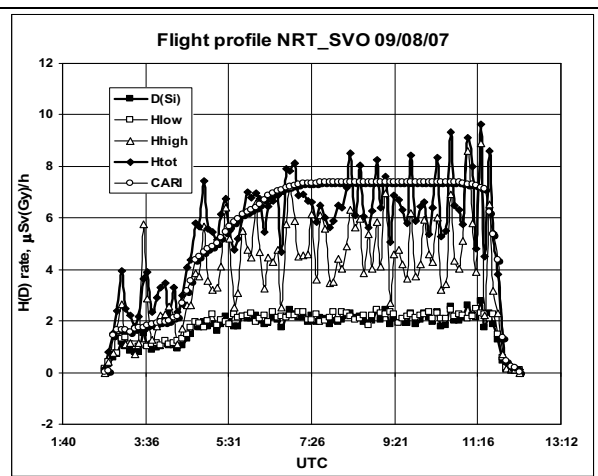


Fig. 4. Comparison of radiation protection quantities measured with NPI unit and those calculated with CARI 6.

Aircraft crew individual dosimetry 2000 -2006

Basic results of individual aircraft crew dosimetry for 2006 year can be characterized in the following way: number of air companies increased to 6, number of aircraft crew members to 1865; average annual E varied between 0.64 and 2.15 mSv, and total Czech average E has been 2.04 mSv. Total collective E increased to 3.8 manSv, i.e. by 10 % comparing to 2005 year; by 2.37 times comparing to 1999 year.

A new contract on the test measurements onboard CSA aircraft has been signed. It is expected to perform during 2007 year measurements with active instruments during returned flights from Prague to Madrid, Oslo, Helsinki, Samara, Jekaterinburg a Toronto.

DOSIMETRY ONBOARD SPACECRAFT

Results of common experimental studies onboard ISS;

Since our last meeting we have participated and/or started to participate with passive detectors (LET spectrometers based on chemically etched track detectors (TED); neutron dosimeters based on electrochemically etched TED, and three types of thermoluminescent dosimeters (TLD) with different LET response dependences) at following multilateral experiments onboard ISS, and their analysis:

a) Since the December 2005 our detectors have been exposed on MATRJOSHKA R phantom. They have been positioned in pockets on the phantom surface, and on a bar going to the depth of 10 cm in the sphere with the diameter of 30 cm.

b) Since 2006 year we have been participating in ESA project DOBIES (“Dosimetry for biological experiments in space”). The first flight has been realized at the September 2006.

The results of Matrjoshka measurements are presented in another contribution on this conference [2]. The BASE-A experiment has been carried out at ISS in September 2006. The detectors investigated in the project included various types of thermoluminescence detectors (TLDs), such as LiF:Mg,Ti, LiF:Mg,Cu,P, CaSO₄:Dy, as well as Al₂O₃:C used as TLD and Optically Stimulated Luminescence detectors (OSLDs), and (TED). Basic results of our measurements can be summarized as follows:

1. Good agreement of integral spectra of dosimetric quantities obtained with two types of LET spectrometer based on chemical etching of a track detector has been observed
2. Total daily dosimetric quantities determined by us were (160±20) μGy for low LET component, resp.(275±62) μSv for total H. These values have been a little lower than the average value of other participants, (194±68) μGy, resp. (363±31) μSv [3].

Simultaneous space- and aircraft measurements 2001-2006

Further analysis of data accumulated during simultaneous space- and aircraft measurements with MDU equipment during 2001-2006 years has been performed. Using the procedure developed from aircraft data [4] we have estimated total radiation protection characteristics onboard ISS as well as neutron contribution for different area of its orbit (see Table 2). One can see there important quantitative and qualitative differences of these characteristics in different areas of ISS orbit.

Table 2. Dosimetric characteristics onboard ISS estimated from MDU data, $\mu\text{Sv/h}$

Area	*H _{low}	H _{high}	H _{tot}	Neutrons, % of total
GCR - equator	1.20	1.37	1.58	53
GCR - poles	4.29	10.6	14.9	68
SAA	85.1	53.4	138	-

* low – Edep in Si \leq 1 MeV, high - Edep in Si $>$ 1 MeV

FUTURE ACTIVITIES

Aircraft crew dosimetry

1. International programs would continue at least up to 2008
2. Long term monitoring onboard CSA aircraft with MDU equipment restarted January 18, MDU and passive detectors are exposed, number of flights monitored would be about 700.
3. Tests to verify routine individual dosimetry procedure will be realized and evaluated.

Onboard spacecraft dosimetry

1. Exposures on ISS: MATROSHKA R finished, 1st results presented [2], evaluations continue; SI2 and SPD07 exposures (12 participants involved) onboard ISS have started May 2007, further two flights (project DOBIES) expected to be realized during 2007 year, one of them, EXPOSE-EUTEF (detectors exposed in open space) would last 2 years
2. Further analysis of MDU spectrometer data accumulated onboard spacecrafts and aircraft continues with STIL BAS, Sofia, and it has been started with NIRS Chiba, Japan
3. The analysis of ICCHIBAN CERF run continues, proton ICCHIBAN is expected at Chiba

REFERENCES

- [1] Ploc, O. and Spurný, F. (2007) Further analysis of long-term measurements onboard of Czech airlines aircraft. Nucl. Instrum. Meth. A, 580, 671-674
- [2] Jadrníčková, I. Spurný, F., and Shurshakov V.V. (2007) Onboard spacecraft measurements with thermoluminescent and track-etch detectors. These proceedings
- [3] Vanhavere, F., Spurny, F., Jadrníčková, I., et al., (2007). Dosimetry of Biological Experiments in Space (DOBIES) with Luminescence (OSL and TL) and Track Etch Detectors SSD 15, Delft, July
- [4] Spurný, F., Ploc, O. and Datchev, Ts (2007). To the neutron contribution to the exposure level onboard International Space Station. Radiat. Prot. Dosim., DOI:10.1093/rpd/ncm104

TO PROPERTIES OF A SPECTROMETER OF ENERGY DEPOSITED IN SI-DETECTOR

Ploc Ondřej^{1,2}, Spurný František¹

¹ Nuclear Physics Institute – Department of Radiation Dosimetry, Czech Academy of Sciences, Prague

² Czech technical University – Faculty of Nuclear Physics and Engineering, CR, Prague

INTRODUCTION

Mobile Dosimetry Unit (MDU) type Liulin is a spectrometer of energy deposited (E_{dep}) in Si – detector. The MDU is used for measurements in a number of radiation fields, such as boards of air- and spacecrafts, alpine scientific stations, behind ground level shielding of high energy radiation fields etc. Reference values in all these radiation fields are related to the ambient dose equivalent $H^*(10)$. The method of interpretation E_{dep} spectra recorded in sensitive unit of MDU as apparent ambient dose equivalent (H_{app}) can be briefly described as follows: E_{dep} spectra in Si-detectors are transformed to the dose in Si, $D(\text{Si})$. This dose is divided on the part corresponding mostly to the energy deposited due to neutron (and neutron-like) (D_{neut}) and/or non-neutron (D_{rest}) onboard aircraft radiation field. These partial values of $D(\text{Si})$ are converted to the H_{app} due to components mentioned using conversion factors determined during calibrations.

Actual method is based on the calibrations that have been made behind the shielding of high-energy radiation field CERF (The CERN-EU high-energy Reference Field facility). It will be shown that obtained conversion factors and method of dividing $D(\text{Si})$ are not universal for all radiation fields. The aim of this study is to develop more reliable method, less dependent on information about the radiation fields. Therefore measurements from different radiation fields have been analyzed: (1) GSI (Gesellschaft für Schwerionenforschung mbH, Darmstadt) with dominant neutron component of radiation field, (2) CERF, (3) onboard aircraft measurements, and (4) alpine scientific observatory Lomnický štít in Slovakia with dominant non-neutron component.

MATERIALS AND METHODS

MDU-Liulin energy deposition spectrometer based on a silicon diode

The equipment was developed in Bulgarian Academy of Sciences [1,2]. It is based on a Si-semiconductor diode. The diode is situated at the head of unit; it has dimensions $10 \times 20 \text{ mm}^2$, the thickness 0.3 mm. It is covered by 0.4 mm of Al and about 0.3 mm of epoxy resin. The equipment monitors simultaneously the doses and numbers of energy deposition events in Si-diode. An amplitude of the pulses is proportional by a factor of 240 mV/MeV of the energy loss

(deposited) in Si. The amplitudes are digitized and organised in a 256-channel spectrum. The $D(\text{Si})$, in Gy, is calculated from the spectrum as:

$$D(\text{Si}) = K * \sum (E_i * A_i) / M_d$$

where M_d is the detector mass in kg, E_i is the energy loss, in J, in the channel i , A_i is the number of E_{dep} events in this channel; and K is a coefficient. The experimental time of use of the instrument depends on the power of the accumulators used and on the rate of the memory fills up.

Onboard measurements

MDU have been used for measurements of cosmic radiation onboard aircrafts since the year 2001 [3]. From all measurements, 7 long-duration flights to destinations with high value of vertical cut-off rigidity have been chosen for the purpose of this study. A database of MDU's E_{dep} spectra has been made from these measurements. The database contains also the information on the geomagnetic position where each spectrum has been recorded. This position determines vertical cut-off rigidity which is the important factor for spectra analysis. Two groups of relative $D(\text{Si})$ spectra have been created – one with spectra recorded in areas corresponding to interval (0, 7) GV of vertical cut-off rigidity and one corresponding to interval (7,14) GV.

Calculations of $H^*(10)$ by means of EPCARDv3.2 have been taken as referent values.

EPCARD V3.2 [4]

The purpose of the program EPCARD (European Program Package for the Calculation of Aviation Route Doses) is the calculation of the cosmic radiation dose, to which an air crew is exposed during a flight, or dose rate at specific geographic position. Output of program offers ambient dose equivalent rate $H^*(10)$ separately for contribution of neutrons, protons, pions, electrons, muons and photons. Neutron contribution of $H^*(10)$ calculated by means of EPCARDv3.2 is in following text signed as H_{neut} (EPC), contribution of the rest of particles as H_{rest} (EPC).

GSI measurements

High energy neutron and photon fields at GSI are produced by a therapy carbon beam. Our measurements with MDU have been prepared and have taken place in July, 18-24, 2006. During the run carbon ions with the energy of 400 MeV were impinging on the thick Cu-target in the irradiation area. MDU was exposed to the radiation behind the concrete shield in the Cave A.

The radiation field at GSI is characteristic by higher contribution of neutron (and neutron-like) component when compared to other radiation fields considered. Referent value is 30 Sv per one Coulomb measured by reference ionization chamber.

CERF measurements

The CERN-EU high-energy Reference Field (CERF) facility provides a reference neutron field of characteristics similar to the field encountered at commercial flight altitudes (10 - 20 km), produced by cosmic rays interacting with the atmosphere [5]. CERF provides a reference base for testing, intercomparing and calibrating passive and active instruments used onboard aircraft and in space.

For the need of this study, measurements from August and December in 2006 have been used. Beam monitor's records (precise ionization chamber - PIC) are relevant as reference values. One impulse of PIC corresponds to 0.3 pSv for neutron component and 0.08 pSv for contribution of other particles to the $H^*(10)$.

Measurements at Lomnický štít observatory

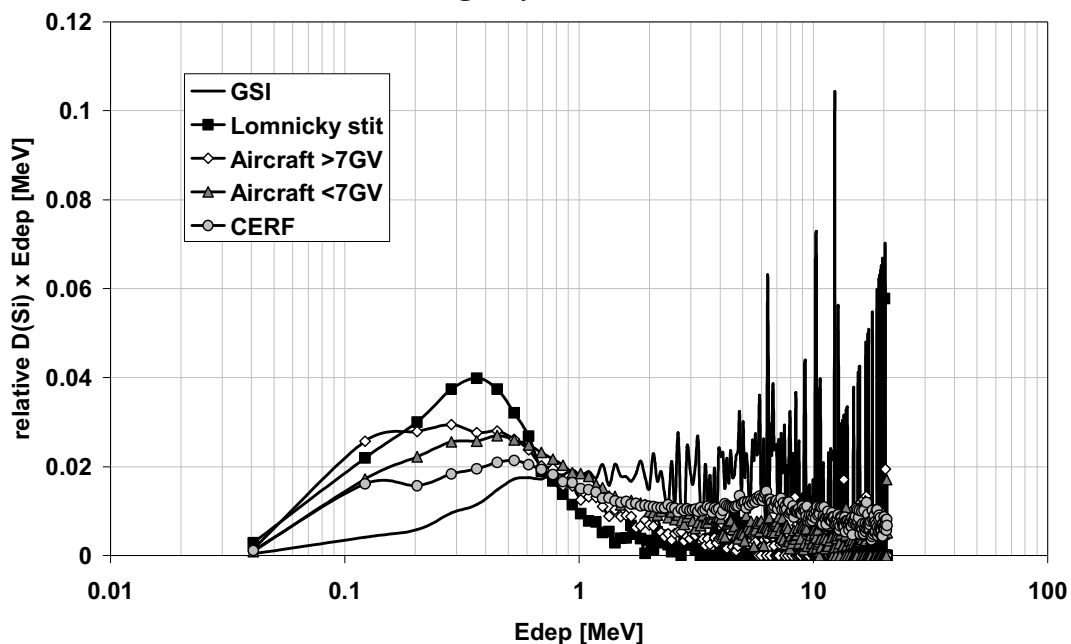
High mountain scientific laboratories permit to accumulate knowledge on the possible influence of space environment on the different processes on the Earth. One of such stations is situated on the top of Lomnický Štít Mountain, The High Tatras, Slovakia, it is operated also by the Institute of Experimental Physics of the Slovak Academy of Sciences.

Our measurements with MDU at Lomnický štít observatory have been realized in March 2006 [6]. Value of 0.6 mSv per year is considered to be as reference value for neutron contribution.

RESULTS AND DISCUSSION

E_{dep} spectra recorded at all radiation fields described above have been analyzed with aim to control actual method and to find out more relevant method of interpretation E_{dep} spectra as H_{app} .

Figure 5 Comparison of relative $D(Si)$ spectra obtained at Lomnický štít, onboard aircraft on routes in areas with vertical cut-off rigidity $>7GV$ and $<7GV$, at CERF, and at GSI.



At first comparison of all D(Si) spectra have been done (see Figure 3). One can see there, that: The actual method based on calibration in CERF logically can not work for all radiation fields because the neutron component would be underestimated for measurements at GSI and overestimated for measurements at Lomnický štít observatory and onboard measurements in areas with rigidity > 7GV (equator direction).

On the other hand, the actual method can work for measurements onboard aircrafts flying in direction from equator (rigidity <7GV).

Results mentioned in (1) and (2) are more clear in Table 1, where values of H_{app} evaluated by means of actual method are compared with referent values of each radiation field.

Table 2 Values of neutron component of H_{app} in compare with referent values of each radiation field.

	H_{app} $\mu\text{Sv/h}$	Ref. Value $\mu\text{Sv/h}$
CERF	2948	3195
GSI	30.3	54.2
Aircraft <7GV	3.47	3.04
Aircraft >7GV	1.13	0.86
Lomnický štít	0.014	0.011

More reliable method consists in two partial tasks: (1) to differ D(Si) on neutron and non-neutron component more correctly, and (2) to find out such conversion coefficients as they can be used at all radiation fields. This method will be introduced in the presentation of our contribution.

REFERENCES

- [1] Spurný F., Datchev Ts. (2003) Long-term monitoring on the onboard aircraft crew exposure level with Si-diode based spectrometer. *Adv. Space Research* 32(5), p. 53-58.
- [2] Spurný F., Datchev Ts. (2005) Aircrew exposure assessment by means of a Si-diode spectrometer. *Radioactivity in the Environment*, eds. McLaughlin J.P. et al. 7(5) p. 871-875.
- [3] Ploc, O. and Spurný, F. (2007) Further analysis of long-term measurements on board of Czech airlines aircraft. *Nucl. Instrum. Meth. A*, 580, 671–674
- [4] Schraube, H., Mares, V., Roessler, S. and Heinrich, W. (1999) Experimental verification and calculation of aviation route dosis. *Radiat. Prot. Dosim.* 86, 309-315.
- [5] Mitaroff, A. and Silari, M. (2002) The CERN-EU high-energy reference field (CERF) facility for dosimetry at commercial flight altitudes and in space. *Radiation Protection Dosimetry* 102, 7-22.
- [6] Spurný F., Langer R. Radiation environment at the Lomnický štít observatory *Bezpečnost jaderné energie*. Roč. 14, 11/12 (2006), s. 387-392. ISSN 1210-7085

BAYESIAN APPROACH FOR DETERMINATION OF ENERGY RESPONSE OF SOME RADIATION DETECTORS TO NEUTRONS

Gonzalo Cabal^{1,2}, František Spurný¹, Karel Turek¹

¹ ODZ Ústav jaderné fyziky AV ČR, Na Tluhárce 36/64 18086 Praha 8

² KDAIZ FJFI CVUT v Praze, Břehova 7, 115 19 Praha 1

INTRODUCTION

Results of any experimental study, dosimetry ones included, are obtained within limits of some uncertainties. The use of them should be therefore accompanied by the analysis of how these uncertainties can influence the validity of the results.

One of the latest approaches how to perform such analysis is known as the Bayesian approach. The contribution presents first the fundamental of the Bayesian approach. Furthermore the approach is used to assess the energy responses of some neutron detectors and their uncertainties.

PRINCIPLE OF BAYESIAN APPROACH

Bayesian methods provide a consistent approach for the analysis of data in the presence of uncertainty. It is an approach based entirely on probability theory and its central core is the well known Bayes' Theorem (1763) :

$$P(A | B, I) = \frac{P(B | A, I) * P(A | I)}{P(B | I)}$$

When analyzing data with the Bayesian approach, the equation above takes the following form:

$$P(\text{Hypothesis} | \text{Data}, I) \propto P(\text{Data} | \text{Hypothesis}, I) * P(\text{Hypothesis} | I)$$

In the last equation I refers to any relevant information taken from previous experiments, theory or professional expertise.

The probability distribution $P(\text{Hypothesis} | I)$ encodes the knowledge about the hypothesis before the experiment (which gave the data) had been carried out. This probability distribution is known as *Prior distribution*. The function $P(\text{Data} | \text{Hypothesis}, I)$ is the *likelihood function* of the given model. Finally, the probability distribution function $P(\text{Hypothesis} | \text{Data}, I)$ is known as *Posterior distribution* and it encodes all the results of the standard Bayesian analysis.

EXAMPLES OF THE APPLICATIONS

In this contribution the Bayesian approach is used to assess the energy response of a neutron dosimeter based on the electrochemical etching of track etch detectors TED [2]. Data base is represented by the set of energy responses to both monoenergetic neutrons as well as some polyenergetic neutron sources . The energy range covered extends from few keV to several hundred of MeV.

For our purposes, the energy response of the detectors will be quantified by a set of N real parameters $\alpha_1, \alpha_2, \dots, \alpha_N$ and the value of these parameters as well as their uncertainty will be inferred using the Bayesian methods. In particular we will be using Bayes' Theorem in the form:

$$P(\alpha_1, \alpha_2, \dots, \alpha_N | Data, I) \propto P(Data | \alpha_1, \alpha_2, \dots, \alpha_N, I) * P(\alpha_1, \alpha_2, \dots, \alpha_N | I)$$

The concrete assessment of each parameter α_i will be carried out using the marginalization rule

$$P(\alpha_i | Data, I) = C * \int_{\Omega_1} \dots \int_{\Omega_{i-1}} \int_{\Omega_{i+1}} \dots \int_{\Omega_N} P(\alpha_1, \alpha_2, \dots, \alpha_N | Data, I) d\Omega_1 \dots d\Omega_{i-1} d\Omega_{i+1} \dots d\Omega_N$$

where Ω_k is the region in which α_k is integrated.

Details on the selection of the model, the prior distribution, the valuable prior knowledge I and the estimator will be explained and the results will be shown and discussed.

REFERENCES

- [1] Sivia D.S, Data Analysis:A Bayesian Tutorial,Oxford U. Press, 2nd Edition, Oxford 2006
- [2] Turek, K., Dajko, G., 2001. Comparison of experimental and calculated responses for CR-39 to neutron spectra of Am-Be and 252Cf sources. Radiation Measurements 34, 625-628.

VLIV VELIKOSTI VOXELU PŘI MONTE CARLO SIMULACÍCH S FANTOMEM HLAVY

T. Vrba¹

¹ *Katedra dozimetrie a aplikace ionizujícího záření, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská,
ČVUT v Praze,
Břehová 7, 11519 Praha 1, e-mail: tomas.vrba@jffi.cvut.cz*

INTRODUCTION

Detekční systémy pro in-vivo stanovování aktivity z příjmu radionuklidů lidmi jsou většinou kalibrovány za pomoci fyzikálních fantomů. Fantomy simulují tělo člověka nebo jeho části zpravidla v zjednodušených geometriích a reálné tkáně jsou nahrazeny ekvivalentními materiály. V poslední době se v dozimetrii rozvíjí aplikace založené na modelování transportu ionizujícího záření pomocí metody Monte-Carlo. Pro oblast in-vivo měření to znamená, že fyzikální fantomy jsou nahrazovány matematickými, které jsou postaveny na základě diagnostických studií (CT, MRI). Matematické fantomy jsou tvořeny z elementárních objemů (voxelů), které mají konečnou velikost. Geometrická věrnost fantomů vzhledem ke skutečnému objektu je pak závislá na velikosti voxelu. Článek se snaží kvantifikovat vliv velikosti voxelu na detekční účinnost pro hlavový fantom založený na CT studii 38leté ženy. Konfigurace a velikosti detektoru odpovídají těm, které jsou užívány na celotělovém počítači ke stanovování ²⁴¹Am ve Státním ústavu radiační ochrany.

MATERIÁLY A METODY

Fantom a detektory

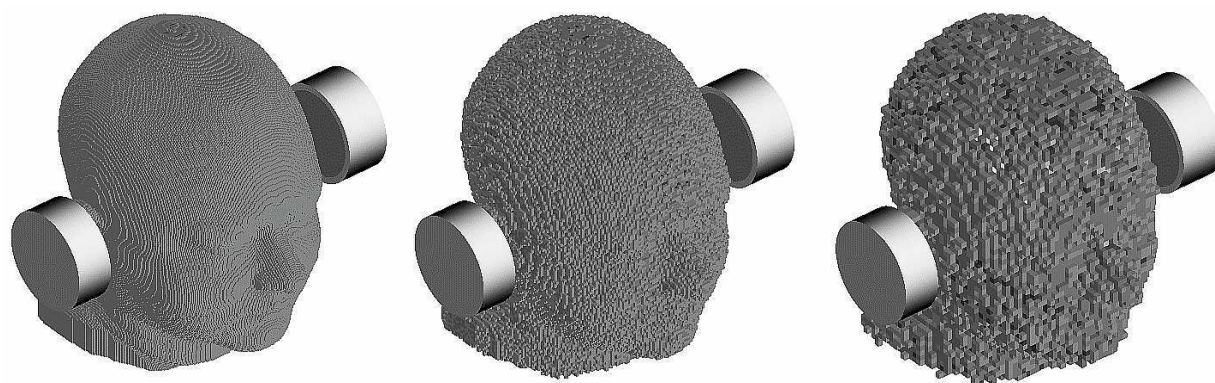
Voxelový fantom hlavy byl vytvořen za pomoci rozličných segmentačních metod a skládá se z téměř 11 miliónů kubických voxelů o hraně 1 mm. Je tvořen celkem sedmi rozdílnými tkáněmi, z toho jsou čtyři měkké (mozek s míchou, kůže, kosterní svaly a tuková tkáň) a tři kostní. Rozdělení skeletu do tří tříd respektuje rozdílnou hustotu kostí [1]. Dva germaniové LEGe detektory jsou při měření umístěné 3 cm od spánkových kostí hlavy. Detektory mají aktivní plochu 2000 mm² a jsou vybaveny karbon-epoxidovými okénky. Podrobnější popis lze nalézt například v [2].

Převzorkování fantomu

Ve snaze zjistit jaký vliv má velikost voxelu (tj. rozlišení) na simulovanou detekční účinnost, bylo třeba vhodným způsobem snížit prostorové rozlišení výchozího fantomu. Velikost hrany voxelu byla zvětšena z 1 mm na 2 a 4 mm. Při vzorkování nebylo užito spline funkce, jak je obvyklé. Aplikace této metody, která interpoluje polynomem (nejčastěji lineárním nebo

kubickým) sousední hodnoty, by značně zkomplikovala situaci, neboť vzniklý obraz by bylo třeba opětovně segmentovat. Proto bylo užito jiného přístupu. Z původního fantomu byl vždy vzat krychlový objem obsahující 8 (pro fantom s voxelu o hraně 2 mm) respektive 64 voxelů a za pomoci generátoru pseudonáhodných čísel, generující rovnoměrně rozloženou veličinu, byl z této matice vybrán jeden voxel. Zvolený voxel byl přesunut do nového (převzorkovaného) fantomu a vzorkovací matice se posunula na novou pozici v původním fantomu. Posouvání matice a výběr probíhal, dokud nebyl pokryt celý objem původního fantomu. Rozdíl ve vykreslení fantomu pro různé velikosti voxelu je znázorněna na obrázku 1.

Obrázek 1. Vykreslení fantomu pro voxelu s hranou 1, 2 a 4 mm



Takto získaný fantom je jednou konkrétní reprezentací, kterou lze vybrat z původních dat. Aby se projevil vliv vzorkování (náhodnost výběru), bylo vytvořeno pro každou velikost voxelu 99 reprezentací, které byly užity v samostatných simulacích.

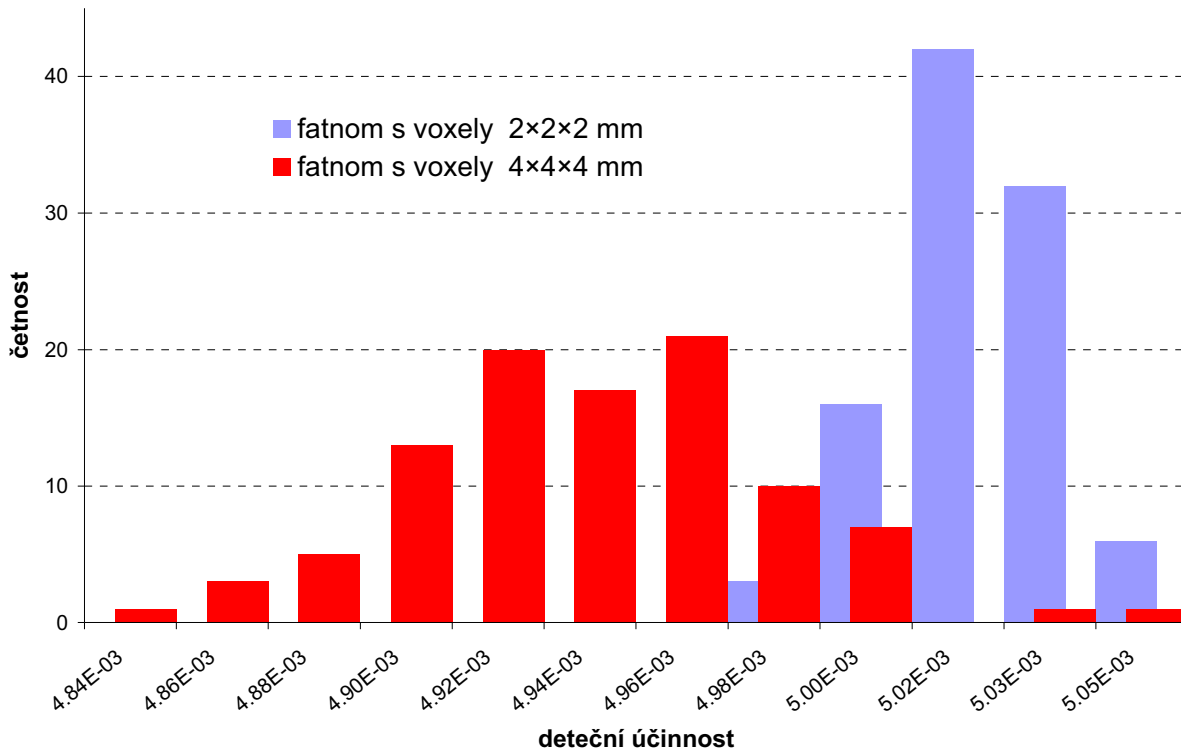
Simulace

K simulaci transportu ionizujícího záření byl použit program MCNPX ve verzi 2.5 [3]. Cílem výpočtu bylo stanovit účinnost detekce pro záření γ s energií 59.6 keV emitované při přeměně ^{241}Am . Zdrojem fotonů byly kostní voxelu lebky a dolní čelisti. Krční obratle byly v simulacích neaktivní. Ostatní fotony z přeměny ^{241}Am nebyly simulovány, protože mají podstatně nižší energie, a tedy nemohou hledanou detekční účinnost ovlivnit. Praktickým přínosem tohoto opatření bylo zkrácení doby výpočtu. V úlohách byl uvažován detailní popis transportu fotonů (tj. včetně koherentního rozptylu). Elektronu byly simulovány pomocí modelu kumulativních srážek. Transport fotonů i elektronů probíhal až do energie 1 keV. Celkový počet primárně emitovaných fotonů v každé simulaci byl $2\text{E}+07$. V důsledku toho byla relativní chyba pro bin 59.6 keV menší než 0.5 %.

VÝSLEDKY

Na základě simulovaných účinností byl vytvořen histogram, který je uveden na obrázku 2.

Obrázek 2. Histogram simulovaných detekčních účinností



Následně byla vypočtena střední hodnota a její směrodatná odchylka. Tabulka 1. shrnuje numerické hodnoty a porovná je s hodnotou původního fantomu o hraně voxelu 1 mm.

Tabulka 1. Detekčních účinností pro fantomy s různou velikostí voxelu

veličina	velikost hrany voxelu [mm]		
	1*	2	4
střední detekční účinnost	5.10E-03	5.01E-03	4.93E-03
směrodatná odchylka ⁺	n/a	1.65E-05	3.84E-05

* původní velikost fantomu, ⁺ pouze v důsledku náhodného výběru voxelů při tvorbě fantomu

ZÁVĚR

Z tabulky 1 je patrné, že detekční účinnost s růstem velikosti voxelu klesá, což je patrně zapříčiněno zvětšující se tloušťka krycích tkání. Současně se zvyšuje směrodatná odchylka (nejistota stanovení), ale její relativní velikost nepřekračuje 1%. Přestože pokles prostorového rozlišení fantomu má značný vliv na grafickou podobu zobrazovaného objektu, jeho vliv na detekční účinnost je poměrně malý. Maximální podíl mezi detekční účinností fantomu

s hranou voxelu 1 a 4 mm je 1.05.

Na základě těchto skutečností lze dojít k závěru, že užití hruběji segmentovaných fantomů pro kalibraci měření in-vivo (s podobnou konformací), nepřináší závažnější systematickou chybu do výsledného faktoru a ani výrazněji nezvyšuje, vzhledem k ostatním faktorům, celkovou nejistotu. Na druhé straně, jestliže je třeba vybrat ze dvou fantomů s rozdílným rozlišením, je vhodné použít jemněji segmentovaný. Prodloužení délky výpočtu v důsledku většího počtu voxelů není sice zanedbatelné (cca 25-50%), ale při současné výpočetní síle počítačů nepředstavuje podstatný technický problém.

REFERENCE

- [1] Vrba T.: Development And Application Of Anthropomorphic Voxel Phantom Of The Head For In Vivo Measurement. Radiat. Prot. Dosimetry, (2007) (Montpellier 2006 Special Issue) (doi:10.1093/rpd/ncm271)
- [2] Malátová, I., Foltánová, Š.: Uncertainty of the Estimation of ²⁴¹Am Content of the Human Body. Radiat. Prot. Dosim. 89, (3 – 4), 295 – 299 (2000)
- [3] Pelowitz, D. B. (ed).: MCNPX User's Manual Version 2.5.0. Los Alamos National Laboratory report (2005).

BRZDNÉ ŽIARENIE V RÁDIOVÝCH UZAVRETÝCH ŽIARIČOCH – MONTE CARLO VÝPOČTY

Ragan Pavol ¹, Marko Fülöp ²

¹ Úrad verejného zdravotníctva SR, Trnavská 52, Bratislava

² Slovenská zdravotnícka univerzita, Limbová 14, Bratislava

METÓDY

Izotop ²²⁶Ra sa dlho používal na výrobu žiaričov. Zmes RaSO₄ a BaSO₄ sa uzatvárala do puzdra zo zliatiny Pt a Ir. Polčas rádioaktívnej premeny 1600 rokov poskytoval dlhodobú stabilitu a rovnako aj spôsob uzavretia v zliatine irídia a platiny jeho dobrú povrchovú intaktnosť. Žiariče v tvare ihiel a túb sa do konca sedemdesiatych rokov dvadsiateho storočia používali v rádioterapii. Ďalšou aplikáciou bolo využitie ako kalibračných žiaričov.

Rádium sa získavalo rádiochemicky zrážaním z roztoku na síran spravidla s báriovým nosičom. Táto zlúčenina je vo vode prakticky nerozpustná. Vlastnosti zlúčenín rádia sú veľmi dobre preskúmané. V súčasnosti sa táto metóda využíva pri stanovení aktivity rádia vo vode. Vzhľadom na to, že ostatné izotopy rádia majú krátky polčas premeny, dá sa chemicky vyseparovať temer čistý izotop ²²⁶Ra.

²²⁶Ra je alfa rádioaktívne s prakticky 100 % výťažkom, vo veľmi malej miere rádioaktívna premena ide prostredníctvom emisie jadra ¹²C. Prvým dcérsym produktom ²²⁶Ra je ²²²Rn s polčasom 3,8235 dňa, je čistý alfa žiarič. Za ním nasledujú krátkožijúce izotopy ²¹⁸Po, ²¹⁴Pb, ²¹⁴Bi a ²¹⁴Po. Posledný z nich sa premieňa na beta aktívne ²¹⁰Pb s polčasom 22,3 roku. Séria rádioaktívnych premien pokračuje izotopom ²¹⁰Bi, ²¹⁰Po a rad sa končí stabilným ²⁰⁶Pb. Spôsob premeny a jej polčas je uvedený v tabuľke 1. Alternatívne spôsoby rádioaktívnej premeny sú zanedbané, pretože ich pravdepodobnosť je na úrovne pár stotín percenta alebo menšia.

Po rádiochemickej separácii rádia, ako aj po zapuzdrení zlúčeniny do formy uzavretého žiariča, sa začnú hromadiť jeho dcérske produkty. Po uzavretí zlúčeniny a tým zabránení úniku plynného radónu sa do rádioaktívnej rovnováhy izotopy po ²¹⁴Po včítane dostanú po približne 38 dňoch. Izotopy ²¹⁰Pb a jeho dcérske produkty narastajú pomaly a ich množstvo narastá s vekom žiariča.

Pri výpočte gama konštanty sa uplatňujú gama žiarenie emitujúce rádionuklidy. Samotný izotop ²²⁶Ra má malú gama emisiu a dávkový príkon je relatívne malý (E = 186.2 keV, I = 3.59 %). Prevažná časť dávky od rádia pochádza od jeho dcérskeho produktu, hlavne z rádioaktívnej premeny ²¹⁴Pb a ²¹⁴Bi. Gama žiarenie ²¹⁰Pb má malú energiu (46.5 keV, 4.25 %) a jeho dcérske izotopy majú veľmi malé intenzity gama čiar (rádovo 0.001 %) takže k dávke prakticky neprispievajú.

Nezanedbateľným príspevkom ku dávke od rádia je aj brzdné žiarenie od beta žiarenia. Toto sa

však do výpočtov gama konštanty nezahŕňa. Relevantné energie beta častíc emitujú tri z dcérskych produktov - ^{214}Pb , ^{214}Bi a ^{210}Bi - beta s intenzitou väčšou ako 5 percent sú uvedené v tabuľke 1. Prvé dva sú v rovnováhe krátko po zapúzdrení zdroja (38 dní) a ich príspevok od brzdného žiarenia z nich je konštantný. Aktivita posledného pomaly narastá s vekom zdroja a zároveň tvorí teda premennú zložku. Vzhľadom na energiu beta častíc môžeme odhadnúť, že produkcia brzdného žiarenia môže byť na úrovni 3 percent pre každý z týchto troch izotopov.

Tabuľka 1. Niektoré vlastnosti a údaje o rádiu-226 a jeho dcérskych izotopoch.

Izotop	Premena	Polčas premeny	Maximálne beta energie [MeV] a ich intenzity (%)
^{226}Ra	α	1600 rokov	
^{222}Rn	α	3.8235 d	
^{218}Po	α	3.1 min	
^{214}Pb	β	26.8 min	0.672 (48.9), 0.729 (42.2), 1.024 (6.3)
^{214}Bi	β	19.9 min	1.068 (5.7), 1.425 (8.2), 1.508 (18), 1.542 (17.8), 1.894 (7.4), 3.272 (18.2)
^{214}Po	α	0.164 ms	
^{210}Pb	β	22.3 roku	0.017 (84), 0.064(16)
^{210}Bi	β	5.013 d	1.162 (100)
^{210}Po	α	138.376 d	
^{206}Pb	Stabilné		

Geometria a vlastnosti materiálov pre výpočty boli zvolené nasledovne. Žiarič je valcovitého tvaru s dĺžkou 21 mm a priemerom 2.25 mm, hrúbka plášťa je 0.5 mm, teda rozmery aktívnej časti sú 20 mm s priemerom 1.25 mm. Materiál plášťa je zliatina platiny (90 %) a irídia (10 %) s mernou hmotnosťou 21.5 g.cm^{-3} , materiál aktívnej časti je zmes síranu rádia a bária v pomere 1 : 2.88 s mernou hmotnosťou 1 g.cm^{-3} .

VÝSLEDKY A DISKUSIA

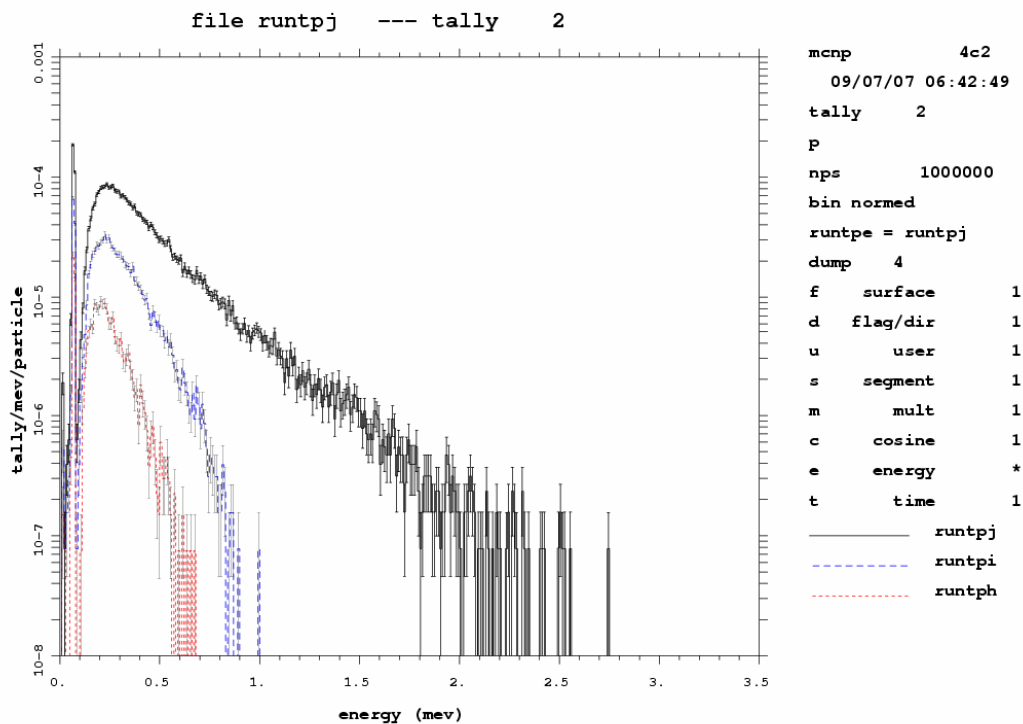
Pre simulácie bolo použité MCNP, ver. 4C2 [1]. Spektrá beta žiarenia jednotlivých izotopov [2] boli postupne použité vo vstupných súboroch. Pre sledovanie brzdného žiarenia bolo zvolené tally 2 – energetická distribúcia toku častíc priemerovaného cez guľovú plochu. Rozmerom výsledku je počet častíc na štvorcový centimeter.

Výsledné spektrá brzdného žiarenia sú na obrázku 1. Spektrum žiarenia s najnižšou energiou zodpovedá ^{214}Pb , Absolútny výtťažok – integrál cez všetky energie násobený plochou – zo simulácie je 0.00236 na jeden emitovaný elektrón. Ďalšie spektrum ^{210}Bi má výtťažok 0.0107 na jeden emitovaný elektrón a spektrum s najväčšou maximálnou energiou brzdného žiarenia

od ^{214}Bi má výťažok 0.0417.

^{214}Bi prispieva prevažnou časťou k brzdnému žiareniu v rádiových uzavretých žiaričoch a žiarenie od ^{210}Bi postupne s vekom žiariča narastá a jeho príspevok k celkovému pre prípad úplnej rádioaktívnej rovnováhy je menší ako 20 percent.

Obrázok 1. Spektrá brzdného žiarenia.



REFERENCE

- [1] J. F. Briesmeister, Ed., "MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C," LA-13709-M, Los Alamos National Laboratory (April 2000)
- [2] L.P. Ekström and R.B. Firestone, WWW Table of Radioactive Isotopes, database version 2/28/99 from URL <http://ie.lbl.gov/toi/index.htm>

POROVNANIE VÝSLEDKOV OŽIARENIA PRSTEŇOVÝCH DOZIMETROV

Marko Fülöp¹, D. Nikodemová¹, Daniel Baček², Dominika Drábová¹

¹Slovenská zdravotnícka univerzita, Bratislava,

²BIONT a.s. Bratislava

Úvod

Porovnanie výsledkov ožiarovania prsteňových dozimetrov sa realizovalo v rámci riešenia projektu CONRAD (FP6), EURADOS WG 9. Cieľom bolo porovnať údaje prsteňových dozimetrov dodaných a vyhodnotených jednotlivými účastníkmi. Dozimetre boli ožiarené vo vybraných poliach beta a gama žiarenia.

Porovnávacích experimentov sa zúčastnilo 24 pracovísk zo 16 krajín. Pre všetky ožiarovania bol použitý ISO fantóm prstu. Referenčné dávky pre rádionuklidové zdroje boli vzťahované k primárnym štandardom. Dávky v intervenčnej rádiológii (IR) pre x-žiarenie 70kVp boli čiastočne určené aj výpočtovo kódom MCNP.

Experimenty

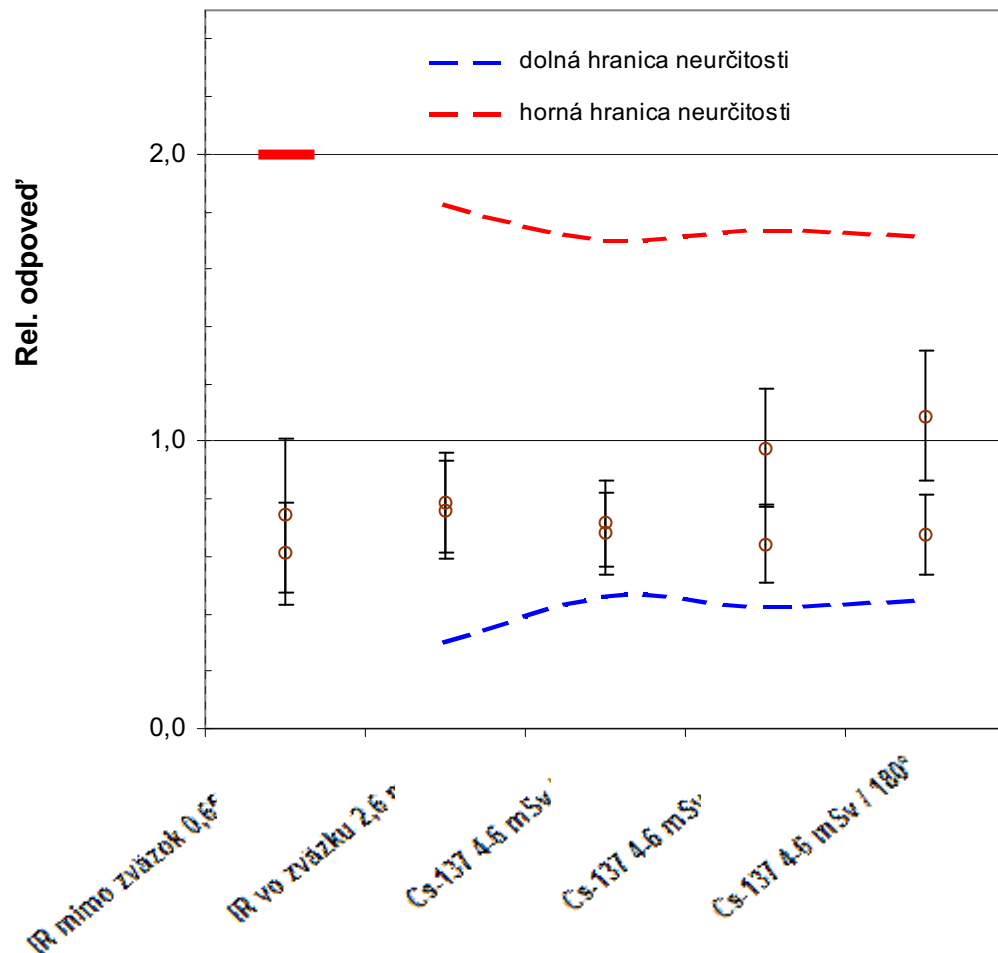
Zdroj	Popis	Dávka [mSv]	Neurčitosť [%], 2 σ	Ožiarovanie dozimetrov SMU
Cs-137	0°	4-6	4.8	ano
Cs-137	60°	4-6	4.8	ano
Cs-137	180°	4-6	4.8	ano
70 kVp, 4,5 mm Al, 0,2 mm Cu	IR vo zväzku	2.60	6.5	ano
70 kVp, 4,5 mm Al, 0,2 mm Cu	IR mimo zväzok (rozptýlené fotóny)	0.61	6.5	ano
Sr-90/Y-90	0°	8.22	2.3	nie
Sr-90/Y-90	60°	9.01	2.3	nie
Kr-85	0°	10.29	2.3	nie
Kr-85	60°	10.99	2.3	nie
Pm-147	0°	5.84	3.0	nie
Pm-147	60°	8.25	3.7	nie
Tc-99m	Netienená injekcia	4-6	7.8	nie
F-18	Netienená injekcia	10-15	7.8	nie

Výsledky

V experimentoch boli použité prsteňové dozimetre od firmy Harshaw s fóliou Mylar hrúbky 7 mgcm⁻². Do prsteňových dozimetrov boli umiestnené TLD100H.

V nasledujúcom obrázku sú uvedené hodnoty dávkového ekvivalentu $H_p(0,07)$, ktoré boli zmerané, prsteňovými dozimetrami SZU [1].

Odpoveď prsteňového dozimetra a hranice neurčitosti pre referenčné polia



V prezentácii sa pojednáva podrobne o kalibrácii a vyhodnotení prsteňových dozimetrov. Je urobený rozbor výsledkov a diskutuje sa o faktoroch, ktoré majú vplyv na presnosť určenia lokálnej dávky pomocou prsteňového dozimetra.

Literatúra

- [1] F. Vanhavere et al., Intercomparison on measurements of the quality personal dose equivalent $H_p(0,07)$ by extremity ring dosimeters in medical fields, Solid State Dosimetry Conference SSD15, Delft (2007).

POROVNANIE VÝSLEDKOV SIMULOVANIA OŽIARENIA PERSONÁLU PRACOVÍSK INTERVENČNEJ RÁDIOLÓGIE

Marko Fülöp⁽¹⁾, Pavol Ragan⁽²⁾

⁽¹⁾Slovenská zdravotnícka univerzita, Bratislava,

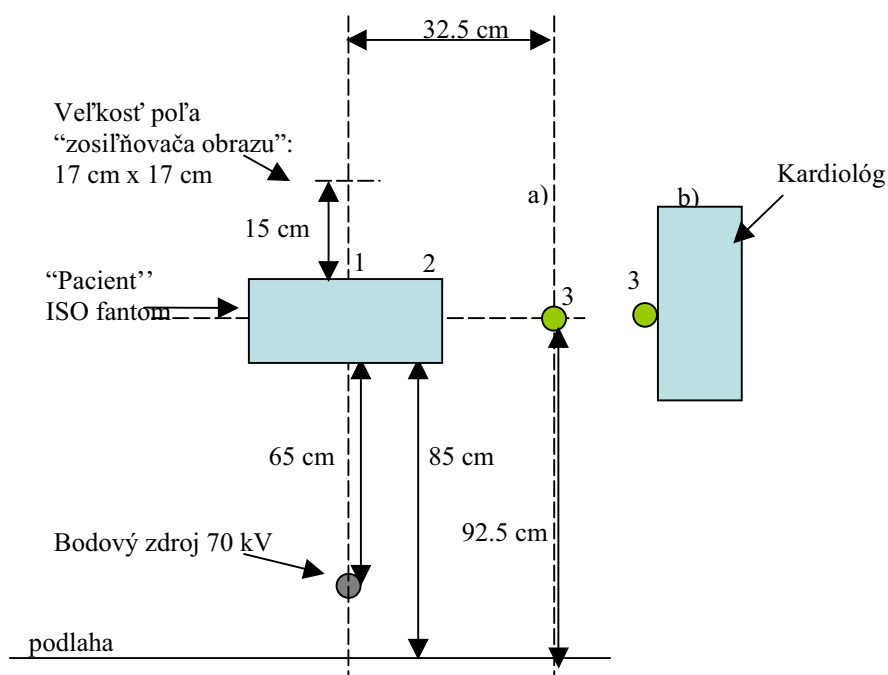
⁽²⁾Úrad verejného zdravotníctva SR

Úvod

Porovnanie výsledkov simulovania ožiarenia personálu pracovísk intervenčnej rádiológie (IR) sa realizovalo v rámci riešenia projektu FP6 CONRAD. Cieľom porovnania bolo posúdenie vybraných metód Monte Carlo v numerickej (výpočtovej) dozimetrii pre hodnotenie ožiarenia personálu pracovísk IR. Pre získanie odhadu systematických chýb a reálneho odhadu celkovej neurčitosti sa výsledky výpočtov porovnali s experimentmi, ktoré sa vykonali pre rovnakú geometriu ožiarenia.

Porovnávacích výpočtov sa zúčastnilo 5 organizácií, pričom boli použité kódy MCNP4C, MCNPX 2.5.0, MCNPX 2.5f a Penelope2006

Geometria ožiarenia



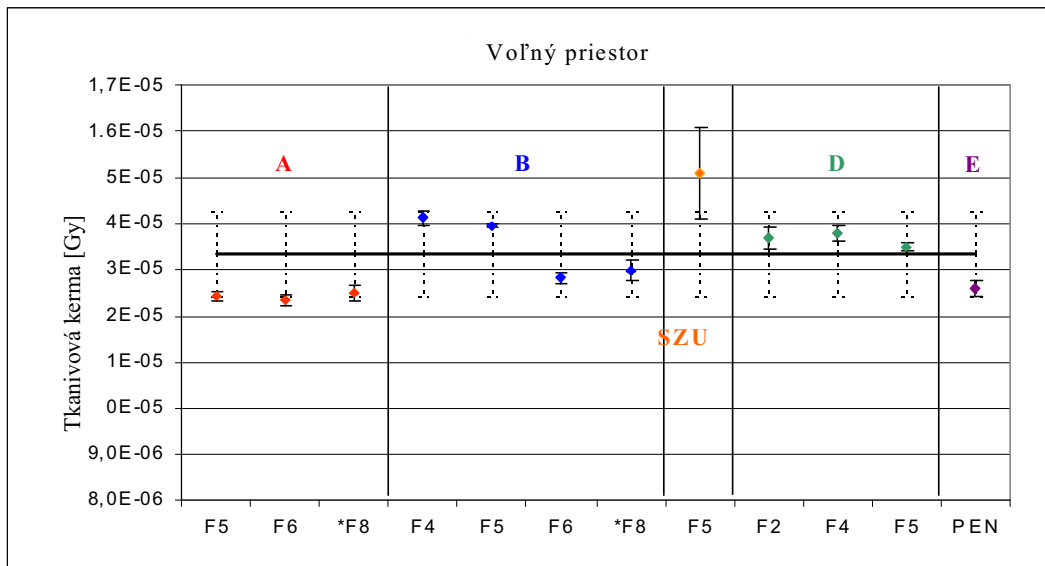
V bode 3 sa určila odpoveď dozimetra vo voľnom priestore (prípado a) a za prítomnosti kardiológa (prípado b), ktorý bol bez a s ochrannou olovenou zásterou hrúbky ekvivalentnej 0,35mm olova.

Zdroj x-žiarenia

Urýchľovacie napätie 70,0 kV, uhol anódy 12,5 deg, filtrácia je z Al 4,50 mm a Cu 0,20 mm.

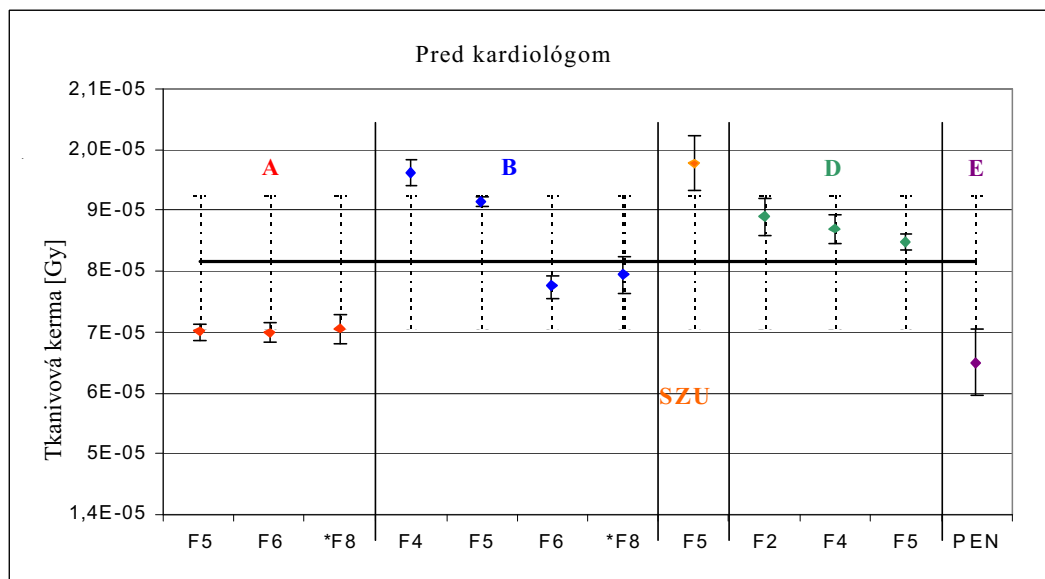
Výsledky

Porovnanie výsledkov výpočtov v bode 3 je uvedené v nasledujúcich dvoch grafoch [1].



Označenia A, B, D, E a SZU sú výsledky pracovísk zúčastnených na porovnaní.

Značky F2, F4, F5, F6 a *F8 sú tallies používané v kóde MCNP, pomocou ktorých sa určili



odpovede dozimetra v jednotkách tkanivovej kermy.

V prezentácii je urobený rozbor výsledkov simulačných výpočtov, na ktoré majú vplyv najmä : použité koeficienty prevodu fluencie fotónov na tkanivovú kermu, použité knižnice účinných prierezov porovnania, niektoré kroky v program výpočtu ako je riešenie simulácie kolimovného zdroja fotónov, voľba kroku energie a spôsob dosiahnutia dostatočnej štatistiky výsledkov.

Literatúra

[1] L. Struelens et al., Uncertainty assessment in computational dosimetry – A comparison of approaches, Bologna (2007).

CELOTĚLOVÝ POČÍTAČ SÚRO - BUDOVÁNÍ NOVÉHO PRACOVNÍSTĚ

H. Pospíšilová, V. Pfeiferová, I. Malátová.

Státní ústav radiační ochrany, Bartoškova 28, 140 00 Praha 4

První komora celotělového počítače (CTP) v SÚRO byla vybudována v roce 1962 v budově Státního zdravotního ústavu ve Šrobárově ulici. Stínění se skládalo ze 171 kusů 60 mm a 68 kusů 30 mm silných ocelových plátů z tanků typu Tygr ze II. světové války o celkové hmotnosti cca 68,5 tuny. Při výběru materiálu pro stínění bylo nejdůležitější vyhnout se přídatné kontaminaci ^{60}Co , která již začátkem šedesátých let byla v oceli rozšířena a také povrchové kontaminaci spadem, pocházejícím z pokusů s jadernými zbraněmi v atmosféře.

V roce 2002 byly do komory zabudovány pojezdy, které umožnily upevnění a posuv 4 detektorů pro různé geometrické konfigurace pro měření in vivo a měření vzorků.(obr. 1)



Obr.1 Uspořádání detektorů v první komoře CTP po rekonstrukci.

V listopadu 2005 začala demontáž první komory CTP z důvodu stěhování SÚRO do nového působiště v Praze Nusle Bartošková 28. Postupy při demontáži a montáži uvedené v technické zprávě ukazují na složitost technologie.

V rámci rozvoje měřících kapacit a vývoje nových metod stanovení vnitřní kontaminace měřením osob in vivo bylo rozhodnuto o stavbě druhé kobky CTP.

Největším problémem byla opět volba materiálu s minimálním možným obsahem radionuklidů, aby se nesnížila kvalita měření. Proto bylo třeba veškerý vybraný materiál změřit pomocí nízkopozadové spektrometrie gama. Zkoumání materiálu se zaměřilo jak

na příměsi umělých radionuklidů, nejpravděpodobnější z nich byl ^{60}Co , případně i ^{137}Cs , tak na přírodní radionuklidy, které se ve zvýšeném množství mohou vyskytnout ve slitinách obsahujících hliník. Na obr. 2 je znázorněno měření osmi tunového ocelového platu, který dnes tvoří jednu ze stěn nové komory CTP. Na platu je složeno stínění z železných kostek a platů olova do kterého je umístěn HPGe detektor (relativní účinnost kolem 120-ti%).



Obr. 2. Měření materiálu V SÚRO, Praha.

Na obrázku 3 je zobrazena první (stará) komora-hrubá stavba a na obrázku 4 zobrazené obě komory vedle sebe. Nová komora CTP se skládá ze sedmí dílů a celková hmotnost je kolem 45 tun.



Obr. 3. Hrubá stavba staré komory CTP. Obr. 4. Obě komory CTP (Bartošková 28).

Na obrázcích 5 a 6 jsou obě komory s rozmístěním pojezdů s detektory. Ve staré komoře jsou umístěny detektory pro měření osob in vivo (HPGe detektor o relativní účinnosti kolem 120-ti %) a scan (HPGe detektorů o relativní účinnosti kolem 20-ti %), na obou detektorech je možné měřit vzorky. V nové komoře jsou umístěny detektory umožňující geometrické konfigurace pro měření obsahu radionuklidů v plicích, hlavě, štítné žláze a ve vzorcích: dva LEGe detektory spojeny s dewarovými nádobami a dva detektory napojeny na X-coolery pro trvalé chlazení detektorů, které jsou umístěny mimo komoru.



Obr. 8. Stará komora CTP.



Obr. 9. Nová komora CTP.

Pro porovnání pozadí naměřených HPGe detektorem o relativní účinnosti kolem 120-ti % v první komoře ve Šrobárově ulici a v Bartoškově ulici jsou v tabulce 1 uvedeny u vybraných energií plochy píku za 1000 s .

Tab. 1. Porovnání pozadí, naměřených HPGe detektorem (relativní účinnost 120 %) ve staré komoře CTP.

E [keV]	Plocha píku *	
	Šrobárova	Bartoškova
46	3.8 ± 0.2	3.4 ± 0.2
186	21.8 ± 0.2	19.5 ± 0.5
583	16.6 ± 0.5	14.2 ± 0.5
661	10.8 ± 0.6	22.4 ± 1.4
911	9.1 ± 0.4	9.2 ± 0.2
1460	21.8 ± 1.0	25.7 ± 0.9
int. 40-100 keV	727.1 ± 7.1	829.2 ± 28.3
int. 100-2800 keV	4408.7 ± 38.9	6037.7 ± 189.8

* počet impulsů za 1000 s

Doba měření jednoho pozadí je 350 000 s.

Průměry jsou udělány ve Šrobárově pro 40 měření a v Bartoškově pro 14 měření.

Zda se, že četnosti impulsů na všech uvedených energiích jsou prakticky

shodné až na hodnotu u energie 661 keV ^{137}Cs . Nevíme proč je to tak, práce pokračuje.

V tabulce 2 jsou uvedeny plochy píku u vybraných energií za 1000 s naměřené stejným detektorem v nové komoře CTP. Je vidět, že komora je mírně kontaminována ^{60}Co což naznačilo už i měření konstrukčního materiálu.

Tab. 2. Pozadí naměřené HPGe detektorem (relativní účinnost kolem 120-ti %) v nové komoře CTP.

E [keV]	Plocha píku*
46	3.5 ± 0.1
186	16.6 ± 0.3
583	5.8 ± 0.3
661	1.0 ± 0.3
911	4.2 ± 0.2
1173	1.2 ± 0.1
1332	1.3 ± 0.1
1460	6.5 ± 1.2
int. 40-100 keV	523.3 ± 10.7
int. 100-2800 keV	4181.4 ± 78.6

* počet impulsů za 1000 s

Doba měření jednoho pozadí je 350 000 s.

Průměry jsou udělány pro 4 měření.

Současné uspořádání detektorů umožnilo použití

několika geometrických konfigurací pro měření in vivo i pro měření vzorků, zvýšilo kapacitu CTP a zavedení dalších geometrií.

Poděkování

Autoři děkují všem spolupracovníkům SÚRO, kteří byli při stěhování a rekonstrukci CTP nápomocni. Rovněž děkujeme zaměstnancům firmy EMPOS a P&S, a.s., bez jejichž profesionality a vstřícnosti by projekt nemohl být realizován.

EXPRESNÍ METODIKA PRO MONITOROVÁNÍ VNITŘNÍ KONTAMINACE

Vendula Pfeiferová¹, Irena Malátová¹, Helena Pospíšilová¹

¹Státní ústav radiační ochrany Praha

ÚVOD

S rozvojem jaderné energetiky a růstem aplikací zdrojů ionizujícího záření nelze vyloučit možné nehody, příp. havárie na jaderných zařízeních, stejně tak jako zneužití radioaktivních látek různými teroristickými skupinami. V rámci systému havarijní připravenosti je třeba připravit rychlé metody pro měření vnitřní kontaminace in vivo a zhodnotit je z hlediska citlivosti a schopnosti rozlišovat jednotlivé radionuklidy.

MĚŘENÍ VNITŘNÍ KONTAMINACE OSOB

Měření vnitřní kontaminace osob lze provádět dvěma způsoby, buď přímo (1), měřením na celotělovém počítací (CTP) nebo nepřímo sběrem a následným měřením exkret. V havarijních podmínkách je druhý způsob příliš zdlouhavý a pro rychlé určení rozsahu události nevhodný, proto uvažujeme pouze měření celotělové a to za použití téměř libovolného spektrometru. V této práci bylo navázáno na dřívější studii s polovodičovými detektory (2).

POUŽITÁ TECHNIKA

Měření bylo prováděno s technikou běžně dostupnou v SÚRO. Scintilační sonda firmy Empos se používá k měření radioaktivního jódu ve štítné žláze in vivo, scintilační detektor Exploranium GR - 130 je součástí vybavení mobilních skupin a slouží jako havarijní spektrometr a polovodičový detektor D 23 (HPGe) je běžně používán pro celotělová měření ve stínící kobce laboratoře CTP. Parametry detektorů jsou uvedeny v tabulce 1.

Tab. 1. Parametry detektorů

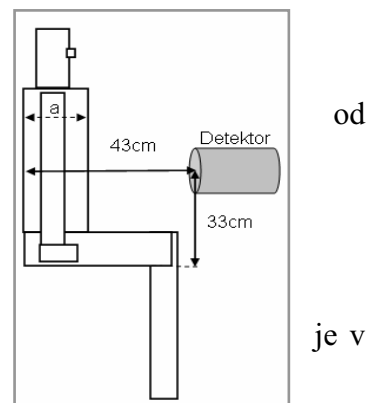
Název	Typ krystalu	Rozměry krystalu	Relativní účinnost na energii 1,33MeV, ⁶⁰ Co ¹
Scintilační sonda Empos	Scintilační - NaI(Tl)	průměr : 45 mm výška : 50 mm	18 %
Exploranium GR-130	Scintilační - NaI(Tl)	průměr : 38 mm výška : 55 mm	13 %
D 23 (HPGe)	Polovodičový - HPGe	průměr : 82 mm výška : 108 mm	121 %

¹ relativní účinnost je vypočtena jako poměr účinnosti daného detektoru a scintilačního detektoru NaI(Tl) s krystalem o rozměrech 3x3 palce

Rozlišení detektoru (šířka píku v polovině maxima) na energii 662 keV ¹³⁷Cs u polovodičového detektoru D 23 (HPGe) je 1,8 keV, u scintilačního detektoru Exploranium GR-130 je rozlišení na stejném píku 48 keV a u scintilační sondy Empos je toto rozlišení 76keV.

GEOMETRIE MĚŘENÍ

Základní kalibrační geometrií všech použitých detektorů je geometrie, kdy je bodový zdroj (BZ) umístěn ve vzdálenosti 25cm středu detektoru. V textu je tato geometrie označena jako "B-6". Pro celotělová měření je zavedena geometrie sedící osoby, kdy je detektor umístěn ve vzdálenosti 43cm od opěradla židle a 33cm od sedáku židle, bez ohledu na rozměry měřené osoby. Tato geometrie textu označena jako "C-130". Graficky je geometrie C-130 znázorněna na obrázku 1.



Obr. 1 Geometrie C-130, sedící osoba

KOREKCE ÚČINNOSTI

V případě mimořádné radiační situace se dá předpokládat, že bude zapotřebí rychle stanovit vnitřní kontaminaci většího počtu osob, nejlépe blízko místa zásahu a tím přispět k určení rozsahu a závažnosti události. Je nepravděpodobné, že by byl k dispozici detektor kalibrovaný na geometrii celotělového měření, nicméně se dá předpokládat, že bude k dispozici detektor se zavedenou kalibrací základní geometrie – bodovým zdrojem v 25-ti centimetrech, ať polovodičový nebo scintilační. Pro účely přibližného stanovení aktivity radionuklidů v lidském těle byly vypočteny poměry účinností C-130 a B-6 pro jednotlivé energie uvedené v tabulce 2. Tyto poměry mohou sloužit jako korekce. Vynásobením účinnosti pro bodový zdroj pak získáme přibližně hodnotu účinnosti pro geometrii měření člověka in vivo.

Tab. 2 Porovnání účinností geometrií celotělového měření (C-130) a bodového zdroje v 25-ti cm (B-6) pro dva různé scintilační detektory a jeden polovodičový

Energie [keV]	Účinnosti								
	Scintilační sonda Empos			Exploranium GR-130			D 23 (HPGe)		
	B-6	C-130 ²	poměr ^{1,2}	B-6	C-130 ²	poměr ^{1,2}	B-6	C-130 ²	poměr ^{1,2}
122	2.18E-03	5.55E-04	0.25	1.59E-03	3.49E-04	0.22	3.81E-03	8.72E-04	0.23
279	1.27E-03	3.40E-04	0.27	9.74E-04	2.26E-04	0.23	3.03E-03	7.84E-04	0.26
356	-	-	0.27	5.95E-04	1.41E-04	0.24	2.73E-03	7.49E-04	0.27
662	5.04E-04	1.48E-04	0.29	4.00E-04	1.04E-04	0.26	2.07E-03	6.40E-04	0.31
835	4.25E-04	1.32E-04	0.31	3.06E-04	8.43E-05	0.28	1.85E-03	6.10E-04	0.33
1116	2.88E-04	9.60E-05	0.33	2.16E-04	6.42E-05	0.30	1.59E-03	5.61E-04	0.35
1173	3.53E-04	1.25E-04	0.35	1.66E-04	5.09E-05	0.31	1.55E-03	5.51E-04	0.36
1333	2.17E-04	7.35E-05	0.34	1.50E-04	4.64E-05	0.31	1.45E-03	5.31E-04	0.37
Průměr			0.30			0.27			0.31

¹ poměr účinností (C-130)/(B-6)

² hodnoty uvedené kurzívou byly dopočteny na základě rovnice křivky, prokládající poměry skutečně naměřených účinností

Z uvedených hodnot je zřejmé, že korekce jsou pro všechny tři zkoumané detektory blízké.

Pro polovodičové detektory je v práci (2) odvozen poměr 0,26.

MINIMÁLNÍ DETEKOVATELNÁ AKTIVITA - MDA

Hodnoty MDA pro měření vně stínící kobky laboratoře CTP SÚRO Praha a za předpokladu nepřítomnosti pozadového píku ve spektru za časový interval 2 minut jsou pro geometrii bodového zdroje ve 25-ti centimetrech a geometrii sedící osoby uvedeny v tabulce 3. Hodnoty uvedené v tabulce 3 odpovídají předpokladu zastoupení dané energie 100%. Pro radionuklidy mající zastoupení určité energie méně než 100% bude hodnota MDA logicky vyšší.

Tab. 3 Porovnání hodnot MDA pro dva různé scintilační detektory a jeden polovodičový v geometrii bodového zdroje v 25-ti centimetrech B-6 a geometrii sedící osoby C-130

Energie [keV]	Délka měření [s]	Scintilační sonda Empos		Exploranium GR-130		D 23 (HPGe)	
		MDA B-6 [kBq]	MDA C-130 [kBq]	MDA B-6 [kBq]	MDA C-130 [kBq]	MDA B-6 ¹ [kBq]	MDA C-130 ¹ [kBq]
122	120	1.4	5.6	1.5	7.0	0.4	1.6
279	120	3.4	12.6	1.3	5.8	0.3	1.0
662	120	2.0	6.6	2.5	9.5	0.2	0.7
835	120	4.5	14.6	2.1	7.7	0.2	0.5
1116	120	4.5	13.5	2.7	9.1	0.4	1.1
1173	120	4.8	14.2	2.8	9.4	0.2	0.7
1133	120	6.3	18.0	2.7	8.5	0.2	0.5

Z hodnoty MDA pak lze odvodit minimální hodnoty úvazku efektivní dávky, který lze odhadnout při havarijním měření. V případě havárie je nezbytné stanovit délku měření tak, aby hodnota MDA a tím i minimální hodnota úvazku efektivní dávky od určitého radionuklidu byla nižší než hodnota odvozená pro daný případ.

KOREKCE NA SOMATICKÉ ODLIŠNOSTI

Vzhledem k tomu, že geometrie sedící osoby je striktně dána pouze vzdáleností detektoru od sedáku a opěradla židle, je vyhodnocení aktivity radionuklidu v člověku závislé také na rozměrech měřené osoby. Proto byly z kalibračního fantomu, plněného radionuklidy ¹³⁷Cs, ⁶⁰Co a ¹⁵²Eu, sestavovány figury celkem pěti různých velikostí a změřena účinnost pro jednotlivé radionuklidy. Parametry měřených figur jsou uvedeny v tabulce 4.

Měření byla prováděna pomocí ¹³⁷Cs, ⁶⁰Co na všech uvedených detektorech, pomocí ¹⁵²Eu pouze na polovodičovém detektoru D 23(HPGe) z důvodu špatného rozlišení u scintilačních detektorů. Porovnáním účinností klasické sedící geometrie dospělého člověka – figura P5 a ostatních figur lze získat korekce pro somatické odlišnosti. Výsledky porovnání jsou uvedeny v tabulce 5. Z uvedených výsledků je zřejmé, že odlišná velikost – tloušťka měřené osoby nemá u figury P3, P4 a P6 příliš významný vliv na účinnost měření. U nejmenší figury P2 je vliv velikosti figury na účinnost už poměrně významný, proto by bylo potřeba výsledky těmito poměry korigovat.

Tab. 4 Parametry měřených figur¹Tloušťka postavy je označena na obr. 1 písmenem "a"

Figura	Váha [kg]	Výška postavy [cm]	Tloušťka postavy ¹ [cm]	Přibližný věk
P2	20.9	121	10.9	6 let
P3	42.9	160	11.8	14 let
P4	61.5	170.5	14.3	Dospělý
P5	77.8		15.7	
P6	95.2		19.4	

Tab. 5 Poměry účinností jednotlivých figur a figury referenční

Poměry účinností figury P5 a ostatních, D 23(HPGe)					
Energie [keV]	P5/P2	P5/P3	P5/P4	P5/P5	P5/P6
122	0.66	0.91	0.98	1.00	0.97
245	0.67	0.92	1.04	1.00	0.98
344	0.74	0.95	1.04	1.00	0.95
662	0.77	0.96	1.03	1.00	0.96
779	0.76	1.00	1.04	1.00	0.96
964	0.80	1.02	1.01	1.00	0.94
1112	0.81	1.00	1.03	1.00	0.95
1173	0.82	1.02	1.06	1.00	0.92
1333	0.83	1.04	1.07	1.00	0.94
1408	0.82	1.03	1.07	1.00	0.95
Průměr	0.77	0.98	1.04	1.00	0.95

ZÁVĚR

Pro případ mimořádné situace s únikem radionuklidu do prostředí je možné pro odhad vnitřní kontaminace lidí použít pro měření in vivo i nekalibrovaných scintilačních detektorů. Je ale potřeba vzít v úvahu možné zvýšené pozadí v okolí a povrchovou kontaminaci člověka. Velké omezení mají scintilační detektory zejména z hlediska rozlišení, což je významné zvláště při měření bez stínění.

LITERATURA

- [1] IAEA - TECDOC - 746, Rapid monitoring of large groups of internally contaminated people following a radiation accident, IAEA, 1994
- [2] Malátová I., Bučina I., Drábová D., Češpířová I. : *Simplified calibration and evaluation procedures for improvised whole body gama-spectrometry in emergency situations*. In: Restoration of environment affected by residues from radiological accidents : Approaches to decision making, IAEA - TECDOC - 1131, IAEA 2000

ONBOARD SPACECRAFT PHANTOM MEASUREMENTS WITH THERMOLUMINESCENT AND TRACK-ETCH DETECTORS

I. Jadrníčková¹, F. Spurný¹, V.G. Shurshakov²

¹*Nuclear Physics Institute ASCR, Prague, Czech Republic*

²*Institute of Medico-Biological Problems, RAS, Moscow, Russia*

INTRODUCTION

Space radiation environment is composed of many different particles with very large energy range, ranging from fractions of eV up to 10^{20} eV. These particles can be divided into low-LET component (mostly electrons, high-energy protons, and photons) and high-LET component (heavier charged particles, neutrons and neutron-like reacting particles). When only passive detectors are considered, low-LET component is mostly measured with thermoluminescent detectors (TLD), for high-LET component spectrometer of linear energy transfer (LET) based on track-etch detectors (TED) is used.

During last years, our detectors – both TLD and TED – were irradiated onboard of International Space Station (ISS) in the frame of several experiments. In this contribution we present the results obtained during MATRJOSHKA-R experiment, December 2005 – September 2006. They are also analyzed and discussed.

MATERIALS AND METHODS

Spectrometer of LET based on chemically etched TED

Mostly Page (Page Moulgings Ltd, England) and Tastrak (Track Analysis Systems Ltd, Bristol), both 0.5 mm thick, polyallyldiglycolcarbonate (PADC) TED have been used for LET spectrometry. More details about their evaluation are given for example in [1-2].

Thermoluminescent detectors

Three types of thermoluminescent detectors (TLD's) were used: $\text{Al}_2\text{O}_3:\text{C}$ [3] known for its very high sensitivity to photons; Czech alumophosphate TL glasses (Al-P glass) [4], and $\text{CaSO}_4:\text{Dy}$. They were calibrated with ^{60}Co photons. More details are given for example in [4].

Irradiation onboard of ISS

The detectors (both TLD and TED) were exposed onboard of ISS for 273 days (from December 2005 to September 2006) in the frame of MATRJOSHKA-R experiment. They were positioned in two containers inserted into the spherical phantom up to the depth 10 cm and also in 8 pockets on the surface of the phantom.

RESULTS

Typical dose equivalent distributions ($L^*H(L)$) measured with Page in three depths inside the container and at several pockets on the surface of the phantom are presented in Figure 1. One can see there that these distributions vary with the depth in the container only a little; for pockets the situation is different – the shape of the spectra (and also total dosimetric quantities) differ for various positions on the phantom.

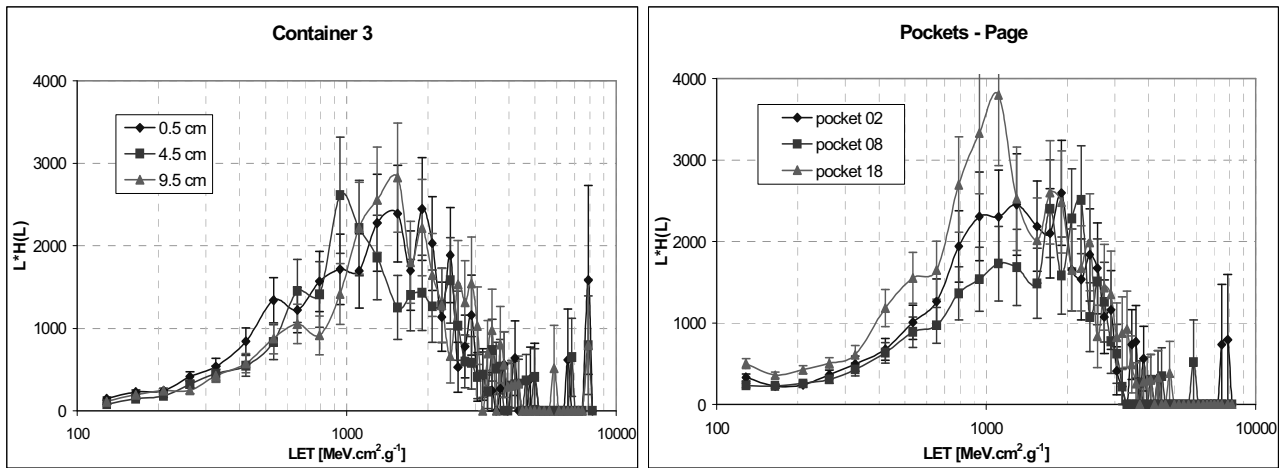


Figure 1. Dose equivalent distributions measured onboard of ISS inside the container and on the surface of the phantom

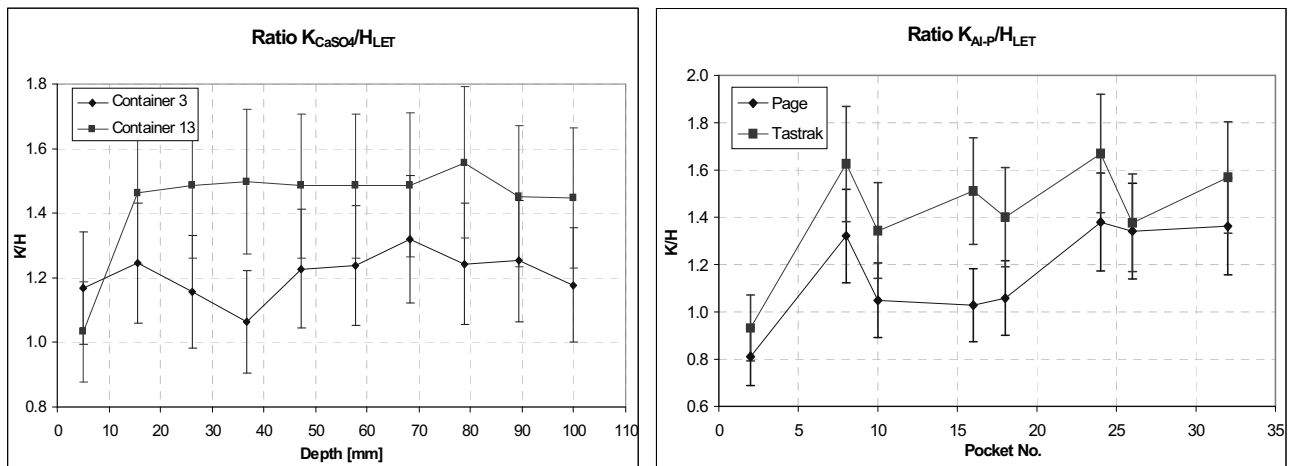


Figure 2. Correlation of TLD and TED data for detectors exposed onboard of ISS

We have observed also good correlation of TLD and LET spectrometer data for detectors exposed onboard of ISS in and/or on the Matrjoshka phantom. An examples of such correlations for $\text{CaSO}_4:\text{Dy}$ or Al-P TLD and Page LET spectrometer is shown in Figure 2. One can see there that with the exception of the depth 5 mm for container 3 and the pocket No.2, the correlation of both sets of data is very good in the frame of uncertainties. As far as the exception mentioned

for the depth 5 mm in the container 3, detectors were damaged during the opening of containers. The reason for the difference of the data in the pocket No.2 has not yet been identified.

To obtain total values of absorbed doses and dose equivalents, data from both detectors, TLD and TED, were combined together. The signal measured with TLD represents mostly low-LET particles, TED register particles with LET above the detection threshold (above about 10 keV/μm), mostly secondary created through nuclear reactions of primary particles or neutrons. Recently, Page and Tastrak PADC have been also exposed in high-energy reference field in CERN (CERF) [5], where the composition of high LET component is similar to that onboard a spacecraft. Our results showed that the signal obtained was lower than the reference values, $(70 \pm 10)\%$ in the case of H [1, 6]. Based on these results at CERF, values of D and H measured with LET spectrometer were corrected. The total results (combination of TLD and TED) are then shown in Table 1.

Table 1. Variations of dosimetric quantities inside (containers) and on the surface (pockets) of Matrjoshka-R phantom exposed during 273 days inboard ISS.

Quantity; unit	Container 3	Container 13	Pockets
D; μGy/day	120 – 140	137 – 185	130 – 223
H; μSv/day	247 – 285	258 – 352	279 – 433
QF	2.0 – 2.2	1.8 – 2.2	1.8 – 2.2
Neutron contribution to D; %	4.3 – 5.9	3.7 – 6.8	3.9 – 8.7
Neutron contribution to H; %	33 – 41	28 – 42	26 – 43

Compared to other results obtained onboard spacecraft [7, 8], doses and dose equivalents for high-LET component measured with LET spectrometer are little lower; results for low-LET component measured with TLD are in a reasonable agreement within the uncertainties.

CONCLUSIONS

1. Considering that our detectors have been all irradiated on single phantom, the variations of values of dosimetric characteristics are rather important. One could expect some variations with the depth in phantom, the differences of values in pockets are, however, even more important. The complete information on the position of the phantom and its surroundings could, perhaps, help to find some explanation for variations registered.
2. Good correlation of TLD and TED data proves that these variations are probably actually related to the positioning of the phantom as mentioned in the item 1.
3. Values obtained generally agree with the results of other studies [7, 8], they are perhaps a little lower for high-LET component, nevertheless within the limit of uncertainties.

ACKNOWLEDGEMENT

The studies have been supported through Grant of the GACR No. 202/04/0795, NPI research project AV0Z10480505, Ministry of Education, Youth and Sports CR n. 1P05OC032, and COST 724 project.

REFERENCES

- [1] Jadrníčková, I. (2006) Spectrometry of linear energy transfer and its use in radiotherapy and radiation protection in high-energy particle fields. PhD thesis. CTU, Prague.
- [2] Spurný, F., Jadrníčková I., Bamblevski, V.P., Molokanov, A.G. (2005) Upgrading of LET track-etch spectrometer; Calibration and uncertainty analysis. *Radiat. Measur.* 40, 343-346.
- [3] Akselrod, M.S., Kortov, V.S., Kravetsky, D.J., Gottlib, V.I. (1990) Highly Sensitive Thermoluminescent Anion-Defect Alpha-Al₂O₃:C Single Crystal Detectors. *Radiat. Prot. Dos.* 33, 119-122.
- [4] Spurný, F. (2004) Response of thermoluminescent detectors to high-energy charged particles and to neutrons. *Radiat. Measur.* 38, 407-412.
- [5] Mitaroff, A., Silari, M. (2002) The CERN-EU high-energy reference field (CERF) facility for dosimetry at commercial flight altitudes and in space. *Radiat. Prot. Dosim.* 102, 7-22.
- [6] Jadrníčková, I., Spurný, F. (2007) LET spectrometry with track etch detectors – use in high-energy radiation fields. presented at 15th International Conference on Solid State Dosimetry, July 8–13, Delft, Netherlands.
- [7] Goossens, O., Vanhavere, F., Leys, N., De Boeven, P., O'Sullivan, D., Zhou, D., Spurný, F., Yukihiro, E.G., Gaza, R., McKeever, S.W.S. (2006) Radiation Dosimetry for microbial experiments in the International Space Station using different etched track and luminescent detectors. *Radiat. Prot. Dosim.* 120, 433-437.
- [8] Vanhavere, F., Genicot, J.L., O'Sullivan, D., Zhou, D., Spurný, F., Jadrníčková, I., Sawakuchi, G.O., Yukihiro, E.G. (2007) Dosimetry of biological experiments in space (DOBIES) with luminescence (OSL and TL) and track etch detectors. presented at SSD15, July 8–13, Delft, Netherlands.

MODELOVANIE DÁVOK Z RÁDIONUKLIDOV VYPÚŠŤANÝCH DO ATMOSFÉRY A HYDROSFÉRY POČAS NORMÁLNEJ PREVÁDZKY JE NA SLOVENSKU I V ČR

Juraj Ďúran¹, Zdena Kusovská¹

¹VUJE a.s., Okružná 5, 917 08 Trnava

Príspevok obsahuje popis metodológie deterministických výpočtových kódov, ktoré boli vyvinuté na ocenenie rádiologických následkov výpustí rádionuklidov do atmosféry a hydrosféry počas normálnej prevádzky JE. Výpuste, ich množstvo a rýchlosť, sú nepretržite kontrolované on-line meraniami so špeciálnymi meracími a filtračnými systémami na JE. Napriek tomu že aktivita únikov z JE počas normálnej prevádzky je veľmi nízka, podľa platnej legislatívy SR musí byť preukázaný súlad s limitnými hodnotami a požiadavkami na ochranu okolitého obyvateľstva.

Vo výpočtových kódoch sú modelované nasledovné cesty ožiarenia jedinca:

- externé ožiarenie od atmosféry spôsobená pohybom oblaku a depozíciou rádioaktívnych látok,
- externé ožiarenie od hydrosféry spôsobená kúpaním, člnkovaním, opaľovaním sa a pobytom na zavlažovaných povrchoch terénu,
- vnútorné ožiarenie od atmosféry spôsobené inhaláciou a ingesciou, tzn. príjem rádionuklidov potravinovými reťazcami: mlieko, mäso, obilniny, zelenina, ovocie a ďalšie potraviny, pričom sa berie do úvahy aj vplyv ročných období na výpočet dávok z potravinových reťazcov,
- vnútorné ožiarenie od hydrosféry spôsobené ingesciou pitnej vody, konzumáciou rýb a potravín kontaminovaných zavlažovaním (uvažuje sa aj vplyv ročných období na výpočet dávok z potravinových reťazcov).

Výpočtové kódy RD sú aplikovateľné na: 1) dlhodobé úniky s konštantnou rýchlosťou úniku počas celého roka, pre ktoré môžu byť použité priemerné meteorologické podmienky, a 2) krátkodobé úniky, ktoré trvajú od niekoľkých hodín po niekoľko mesiacov.

Pri modelovaní dlhodobých alebo krátkodobých únikov sa využívajú štatisticky spracované meteorologické údaje (smer vetra, rýchlosť vetra, kategória stability atmosféry, výška inverznej vrstvy a intenzita zrážok) pre danú dobu trvania úniku. Kódy sú schopné využívať štatisticky spracované meteorologické údaje z hodinových, synoptických alebo klimatických meraní.

Deterministické výsledky výpočtov, napr. pre lokalitu JE EBO s projektovanými hodnotami

únikov z VVER reaktora potvrdzujú fakt, že vypočítané hodnoty dávok nepresahujú relevantné limity. To znamená, že projektované rýchlosti únikov rádionuklidov do životného prostredia boli odhadnuté a zafinované správne a dostatočne konzervatívne. Pre potvrdenie tohto záveru boli vykonané aj jednoduché analýzy citlivosti a neurčitosti. Analýzy citlivosti a neurčitosti boli vykonané modelom Monte Carlo s použitím vzorkovacej metódy Latin Hypercube.

ASIMILAČNÍ SUBSYSTÉM SYSTÉMU HARP – POPIS A PRAKTICKÁ IMPLEMENTACE

Radek Hofman

hofman@utia.cas.cz

Oddělení adaptivních systémů, Ústav teorie informace a automatizace AVČR

Pod Vodárenskou věží 4

182 02 Praha 8

ÚVOD

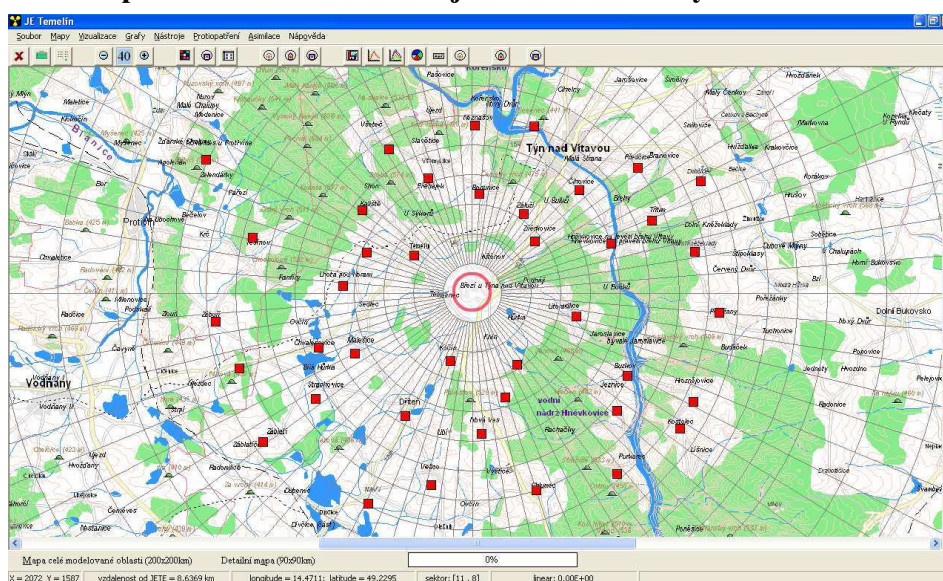
Příspěvek navazuje na předchozí úvodní práci [3] o využití matematických procedur (tzv. objektivní analýzy) v oblasti asimilace. Postupně se začíná ukazovat, že metody objektivní analýzy mohou být v oblasti radiační ochrany velmi přínosné a významně přispět ke zpřesnění predikce vývoje následků havárie jak v časných tak v pozdějších fázích úniku. Toto bylo nastíněno už ve [3], kde byly prezentovány výsledky dosažené intermitentní asimilací pomocí metody optimální interpolace. S postupným zaváděním asimilačních metod v radiační ochraně vyvstává potřeba po softwarovém prostředí umožňujícím jejich snadné použití. Jedním z nástrojů, který by toto měl nabízet, je asimilační subsystém systému HARP [4]. Při vývoji celého systému je kladen důraz na tvorbu uživatelsky přívětivých rozhraní, která v případě stresových a jiných náročných situací ulehčují uživateli práci se systémem a svou architekturou se snaží minimalizovat možnost, že uživatel udělá chybu.

ASIMILAČNÍ SUBSYSTÉM

Návrh asimilačního subsystému vychází z principu objektivní analýzy, která je založena na kombinaci informace poskytované matematickým modelem a informace přicházející z měření na terénu [1]. Deterministickou předpověď generovanou atmosférickým disperzním modelem (ADM) upravujeme na základě hodnot měření dostupných k určitému časovému okamžiku globálně (v celé oblasti zájmu najednou) nebo lokálně (po částech, vždy v okolí nějakého měření). Tím předpokládáme, že dostaneme nová, kvalitativně lepší data, která vypovídají o skutečně nastalé situaci lépe než samotný numerický model. V našem případě roli ADM představuje Gaussův segmentovaný model šíření (SGPM) a modelování provádíme ve 2800 diskrétních bodech polární sítě do vzdálenosti 100km od zdroje. Z výše uvedených faktů vyplývá potřeba možnosti rychlého a pohodlného zadávání měření. Měření jsou určena dvěma hlavními parametry: Polohou a hodnotou měřené veličiny. V případě použití sofistikovanějších asimilačních metod přibývá ještě parametr třetí a to informace o chybě měření. Chyby měření a jejich vzájemné korelace se uchovávají v podobě kovariančních matic, které vstupují do pokročilejších asimilačních algoritmů. Podobně se uchovávají i chyby modelové předpovědi.

Polohu měření lze vybírat buď přímo na mapě analyzované oblasti nebo je k dispozici přesnější ruční zadání, kdy je polohu měření možno zadat buď ve stupních jako geografické souřadnice, v metrech jako pravoúhlé UTM souřadnice (tento systém souřadnic umožňuje v systému zavést metriku) nebo přímo v nějakém z bodů polární sítě. Ze zřejmých důvodů však žádná reálná měření nejsou k dispozici. Proto se při testech asimilačních algoritmů používají měření simulovaná. Ta se obvykle vzorkují z jiného matematického modelu a následně perturbují. V systému je také databáze všech měřících stanic zapojených do Sítě včasného zjištění České republiky (SVZ). Vybrané stanice lze zobrazovat na mapovém pozadí a přiřazovat jim měřené hodnoty. Pokud by někdy v budoucnu došlo k on-line napojení systému na SVZ, je možno tuto proceduru zautomatizovat, což opět může v krizových situacích urychlit vytvoření predikce. Na Obr. 1 lze vidět mapové pozadí s měřícími stanicemi v nejbližším okolí jaderné elektrárny Temelín.

Obrázek 1. Čtverečky představují polohu předpokládaných měřících stanic teledozimetrického pásma druhého okruhu jaderné elektrárny Temelín.



Systém má stovebnicovou architekturu umožňující například nahrazení stávajícího SGPM modelu šíření modelem jiným a provádět asimilaci na jím generovaných daty. Z uživatelského hlediska je základním kamenem celého systému vizualizační subsystém (VS) nabízející grafické rozhraní pro práci s napočtenými výsledky, jejich vizualizaci a následné vyhodnocení. VS zároveň zajišťuje propojení zbývajících komponent mezi sebou.

Doposud bylo implementováno několik asimilačních metod, seznam je řazen od jednoduchých ke složitějším:

- Interpoláční metody
- Metoda postupných korekcí (Successive corrections method - SCM)

- Optimální interpolace (OI)
- Kalmanův filtr (KF)

Detailní popis asimilačních metod není úkolem tohoto příspěvku a je možno jej najít například v [1]. Každá z asimilačních metod má svá vlastní specifika a z nich plyne i aplikovatelnost té či oné metody na různé asimilační scénáře. Tomu je do jisté míry podmíněn i návrh panelů pro zadávání vstupních dat a řízení průběhu samotné asimilace. Nyní se například zabýváme možností užití Kalmanova filtru k asimilaci depozice Cs137 v pozdní fázi, detailněji viz [5]. V další práci bude soubor dostupných metod rozšířen o pokročilejší metody objektivní analýzy (variační metody, bayesovské metody).

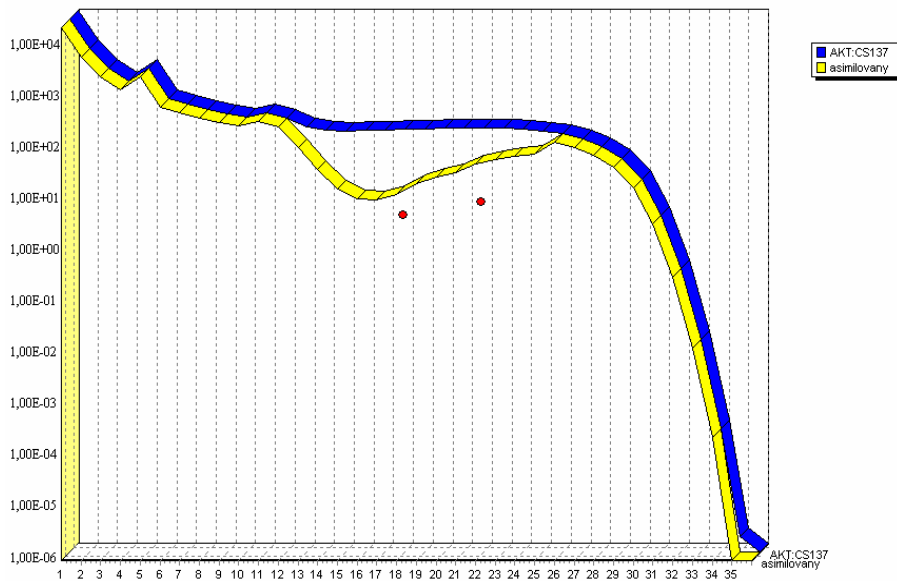
Systém také nabízí podporu vizualizace výsledků a dílčích iterací při asimilační proceduře založené na minimalizačních přístupech. Minimalizuje se zde ztrátová funkce představovaná součtem čtverců rozdílů mezi modelem a měřenými hodnotami bez přihlídnutí ke kvalitativní stránce vstupních dat (tj. k chybě modelu a měření). Minimalizační přístup je detailně popsán v [6].

V režimu vizualizace je uživateli k dispozici několik nástrojů umožňujících detailní analýzu napočtených výsledků. Prvně je zde možno zobrazovat analyzovanou veličinu v podobě barevných izopleť na relevantním mapové pozadí s volitelným zvětšením. Škálový rozsah pro jednotlivé izoplety je uživatelsky plně volitelný, to znamená, že uživatel může například nechat zvýraznit oblasti, kde hodnota veličiny přesahuje mez danou vyhláškou. Je zde také možnost poloautomatického nastavení umožňujícího uživateli rovnoměrné rozdělení, například po pevně daném počtu řádu. Při pohybu ukazatele myši po mapě jsou pak v závislosti na jeho aktuální poloze k dispozici základní údaje o této lokalitě: Zeměpisná poloha v geografických souřadnicích, hodnota analyzované veličiny dopočítávaná mimo výpočtové body pomocí interpolace a orientační vzdálenost od jaderné elektrárny v km.

Izoplety lze vykreslovat buď plnou barvou nebo transparentně, kde stupeň průhlednosti lze plynule volit od 0 do 100%. V případě, že ADM poskytuje modelová data pro polohu mraku v jednotlivých hodinách na základě reálných meteopředpovědí tak jako ADM v systému HARP, je možno sestavit animaci pohybu mraku nad terénem (to je důležité pro přijetí protioopatření v časné fázi). Systém nabízí několik rozlišení mapových pozadí, přičemž při největší podrobnosti jsou vidět všechny komunikace a lze tak plánovat například únikové cesty pro případnou evakuaci obyvatelstva. Dalším prostředkem pro analýzu asimilovaných dat je možnost komparativního srovnávání průběhů veličiny po radiálních paprscích polární sítě. Můžeme tak třeba porovnávat hodnoty před asimilací a po ní. Všechny grafy, ať už komparativní nebo grafy znázorňující odvrácenou dávku v případě simulace protioopatření, umožňují přepnutí

do semilogaritmické stupnice s volitelným počtem řádů na ose Y a tím umožňují porovnávat i data mezi jejichž hodnotami jsou rozdíly až několika řádů. Příklad můžeme vidět na *Obr. 2*. Vzhledem k diskrétní povaze výpočtové sítě se všechna zpracovávaná data uchovávají jako vektory nebo matice a to umožňuje jejich snadné prohlížení ve formě tabulek. Samozřejmostí je export modelovaných a asimilovaných hodnot ve formě textových souborů pro potřeby archivace.

Obrázek 2. Komparativní 1D režim: Na semilogaritmické stupnici je znázorněna modelová předpověď měrné aktivity Cs137 v obilí [Bq/kg] v pátém roce po průchodu mraku (vzdálenější křivka) a asimilace této předpovědi pomocí metody SCM (blíže křivka) na základě dvou měření došlých v čase $t' = 5$ let (kolečka). Průběhy jsou pro radiální směr 30. Poměr chyb modelu a měření vstupující do SCM byl empiricky odhadnut.



Tato práce je součástí tříletého grantu GAČR číslo 102/07/1956 poskytnutého Grantovou agenturou České republiky.

REFERENCE

- [1] Kalnay E.: Atmospheric modeling, data assimilation and predictability. Cambridge, 2003.
- [2] Pecha P., Hofman R.: Integration of data assimilation subsystem into environmental model of harmful substance propagation, Harmo11 - 11th Internal Conf. Cambridge, 2007
- [3] Pecha P., Hofman R.: Techniky empirické a statistické interpolace pro korekci modelů šíření znečištění. XXVIII. Dny radiační ochrany, Luhačovice, 2006.
- [4] Pecha P., Hofman R., Pechová E.: Training simulator for analysis of environmental consequences of accidental radioactivity releases. EUROSIM Ljubljana, Slovenia. 2007
- [5] Hofman R.: Assimilation scenario for long-term deposition of Cs137. In 8th International PhD Workshop on Systems and Control a Young Generation Viewpoint, Balatonfüred, Hungary. 2007
- [6] Pecha P., Hofman R.: Asimilace matematického modelu s měřenými daty při odhadech znečištění životního prostředí, Bezpečnost jaderné energie, bude publikováno

ATMOSPHERIC STABILITY ASSESSMENT USING ^{222}Rn

Ján Šimon, Karol Holý, Martin Bulko

Faculty of mathematics, physics and informatics, Mlynská dolina, F1, Bratislava

INTRODUCTION

^{222}Rn is a radioactive noble gas, well-known for its negative effects on human respiratory system and it is monitored mainly to avoid gravely diseases. But an extraordinary features of ^{222}Rn makes this substance predestined also for some physical applications, for example determination of atmospheric stability.

Atmosphere can be divided using various criteria into adjoining layers of different kinds. Such a criterion could be an intensity of mixing and exchanging processes. The layer with the most developed eddy flows is called boundary layer of atmosphere (BLA) and its height reflects the intensity of mixing processes. Of course, in real conditions a sharp border splitting BLA and higher layers is not present and that is the reason why the term *equivalent mixing height* get important. It gives us the information about which height should BLA reach if there would be the same mixing properties in the entire volume of the cell as near the surface [1]. Concluding previous remarks, EMH is the way how to assess atmospheric stability and exchanging rate.

SECTION

^{222}Rn is a noble gas, originated under Earth surface from ^{226}Ra . By diffusion through soil capillaries it gets to atmosphere. Temporal variations of exhalation rate are not noticeable. ^{222}Rn has simple decay scheme and optimal halflife (3,82 d). Due to this properties ^{222}Rn stay in atmosphere long enough to disperse properly and short enough to reflect current state of atmosphere. Its amount close to the ground depends mostly on atmospheric stability. Based on mentioned facts a theory of EMH have been developed at KJFB FMFI UK (proposed by Fontan [1,2]). Model [3] have been built on parametrised continuum mechanics [4,5,6], using temporal variations of volume ^{222}Rn activity as an input. To process huge datasets an optimised PC code have been developed in MATHEMATICA 5.

REFERENCES

- [1] FONTAN, J. et al: Une methode de mesure de la stabilite verticale de l'atmosphere pres du sol. In: Boundary layer meteorology 17, Reidel Publishing Co., Dordrecht, Holland, 1979. 3-14 s.
- [2] FONTAN, J. et al: Surveillance de la stabilité verticale dans un site urbain. In: Pollution atmospherique, No. 71, 1976. 231-240 s.

- [3] ŠIMON, J. – HOLÝ, K. – BULKO, M.: Determination of equivalent mixing height using radon 222. In: Reiffers, M.: Proceedings of 15th conference of slovak physicists. Košice: Vychodoslovenske tlaciarne, 2007. 79-80 s. ISBN 978-80-969124-4-5
- [4] OBETKOVÁ, V. – MARILLOVÁ, A. – KOŠINÁROVÁ, A.: Teoretická mechanika. 1. vyd. Bratislava: Alfa, 1990. 584 s.
- [5] PECHALA, F. – BEDNÁŘ, J.: Příručka dynamické meteorologie. 1. vyd., Praha: Academia NČAV a MŽP ČR, 1991. 372 s.
- [6] TUNG, K.K.: Partial differential equations and Fourier Analysis: A short introduction. Manuscript for lecture: Functional analysis (University of Washington). 182 s.

MODELOVÁNÍ ŠÍŘENÍ RADIONUKLIDŮ VYPOUŠTĚNÝCH Z JADERNÝCH ELEKTRÁREN V ŽIVOTNÍM PROSTŘEDÍ POMOCÍ PROGRAMŮ RDETE A RDEDU

Ing.Jiří Pospíchal¹, RNDr.Rostislav Striegler²

¹ČEZ, a.s., Jaderná elektrárna Temelín, LRKO České Budějovice, (jiri.pospichal@cez.cz)

²ČEZ, a.s., Jaderná elektrárna Dukovany, LRKO Moravský Krumlov (rostislav.striegler@cez.cz)

Příspěvek provozu jaderných elektráren k radiační zátěži obyvatelstva v okolí ČEZ-EDU a ČEZ-ETE nelze přímým měřením stanovit, protože je mnohonásobně nižší než je citlivost i těch nejnáročnějších měřících metodik.

Prakticky jediný možný způsob stanovení příspěvku radiační zátěže obyvatelstva v okolí z provozu ČEZ-EDU a ČEZ-ETE je bilanční monitorování výpustí do ovzduší a do vodotečí přímo u zdroje a stanovení individuálních a kolektivních efektivních dávek modelovým výpočtem, který zahrnuje transport jednotlivých radionuklidů k člověku včetně jejich radiobiologického účinku, údaje o počtu obyvatel, zemědělské produkci, závlahách, meteorologické situaci a další vstupní údaje.

Výpočty se provádí pomocí modelů RDETE a RDEDU, které zpracoval pro ČEZ,a.s. VÚJE Trnava.

Výpočtové programy RDETE a RDEDU prošly odbornou hodnotící komisí SÚJB s pozitivním výsledkem a lze jej používat k vytváření podkladů pro bezpečnostní dokumentaci a pro stanovení radiologických následků normálního provozu ČEZ-EDU a ČEZ-ETE.

NUMERICAL SCHEME FOR DAUGHTER PRODUCTS BUILT-UP DURING ACCIDENTAL RADIOACTIVITY RELEASES

Petr Pecha

*Institute of Information Theory and Automation (IITA), v.v.i.
Academy of Sciences of the Czech Republic*

Development of environmental system HARP for assessment of nuclear accident consequences continues in IITA within grant project GAČR No. 102/07/1596. Main objective of the project is improvement of reliability of model predictions on basis of advanced statistical techniques of assimilation of model results with observations incoming from terrain. Parallely, an improvement of radioactivity transport submodels is in progress. One partial refinement related to capability of atmospheric dispersion model (ADM) to simulate significant decay chains more realistically is described thereafter.

CURRENT METHODS

Radioactive decay chain scheme for time evolution of activities accounts for decay as well as production of daughter elements. It is expressed by system of differential equations:

$$\frac{da^i(t)}{dt} = -\lambda^i \cdot a^i(t) + \lambda^i \cdot \sum_{j=1}^{i-1} \beta^{j \rightarrow i} \cdot a^j(t) - Q^i(t) \cdot a^i(t) \quad (1)$$

Here λ are decay constants, β denotes branching ratio (fraction of decays of parent j that produce daughter i), Q is production/depletion function for isotope i . Rewriting (1) for isolated system for simple isotope decaying **parent (p) → daughter (d) → stable**, the equations of genetic activity balance for this particular case lead to well-known resulting time evolution expressions (e.g. [1]):

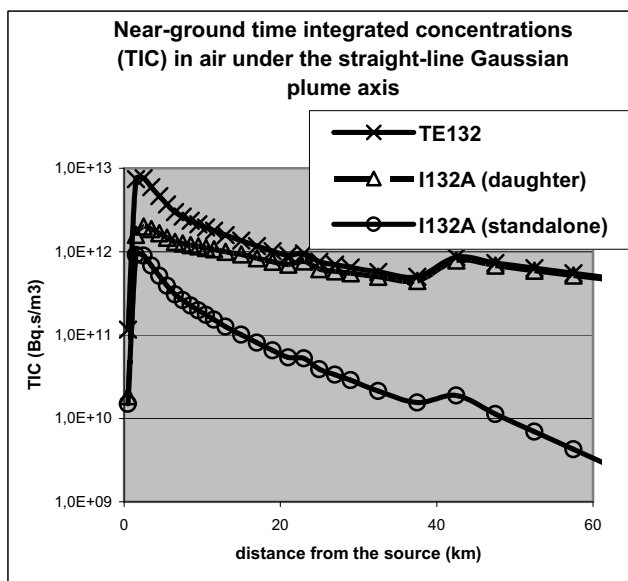
$$\begin{aligned} \frac{da^p(t)}{dt} &= -\lambda^p \cdot a^p(t) \Rightarrow a^p(t) = a_0^p \cdot e^{-\lambda^p t} \\ \frac{da^d(t)}{dt} &= -\lambda^d \cdot a^d(t) + \lambda^p \cdot \beta^{p \rightarrow d} \cdot a^p(t) \Rightarrow a^d(t) = a_0^p \cdot \beta^{p \rightarrow d} \cdot \frac{\lambda^d}{\lambda^d - \lambda^p} \cdot (e^{-\lambda^p t} - e^{-\lambda^d t}) + a_0^d \cdot e^{-\lambda^d t} \end{aligned} \quad (2)$$

It is clear, that eq. (2) stands also for isolated control volume of air inside of radioactive plume advecting over the terrain or for time evolution of activity deposited on the ground in latter phases of accident after the cloud has left the terrain. For analysis of early stage of accident we should account for the plume activity depletion besides decay also the processes of dry fallout and washout caused by atmospheric precipitation. The task gains new dimension when spatial distribution of dry deposition (in dependency on land use characteristics) and time changes of wind directions and possible local precipitation changes have to be taken into account. An analytical expression can be found only making some problematic simplifications. For example straight-line Gaussian model (GPM - the simplest option of ADM module of the HARP system), which uses “source depletion” approach, introduces for the total effect of depletion mechanisms

(radioactive decay, dry fallout and washout) from the point of source to position x the following expression:

$$F_{\text{depl}}^{\text{TOT}}(x) = F_{\text{dry}} \cdot \frac{\lambda^{\text{d}}}{(\lambda^{\text{p}} + \Lambda^{\text{p}}) - (\lambda^{\text{d}} + \Lambda^{\text{d}})} \cdot \left\{ \exp \left[-\frac{(\lambda^{\text{d}} + \Lambda^{\text{d}})}{\bar{u}} \cdot x \right] - \exp \left[-\frac{(\lambda^{\text{p}} + \Lambda^{\text{p}})}{\bar{u}} \cdot x \right] \right\} \quad (3)$$

It stands for straight-line propagation of the plume in direction x with constant mean velocity \bar{u} , F_{dry} is original GPM expression for dry fallout. But (3) holds true only for case, when dry deposition velocities for parent and daughter are the same. Respective radiological outputs (activity concentrations and its time integrals) are recalculated by multiplying their isolated values by the total F_{depl} .



The application of approximation according to (3) for the same physical-chemical forms (aerosols) of parent-daughter pair $\text{Te132} \rightarrow \text{I132A}$ is given in Fig. 1. Initial activity discharges for $\text{Te132} = 1.48\text{E}+18\text{Bq}$ ($T_{1/2} = 77.7$ h) and for $\text{I132A} = 3.92\text{E}+18$ Bq ($T_{1/2} = 2.26$ h) were selected from scenario STEP II-b (see [2]). Dependencies from Fig. 1 correspond with eq. (2) for case $T_{1/2}^{\text{p}} \gg T_{1/2}^{\text{d}}$ and illustrate dissemination of dangerous iodine to far distances during the straight-line plume propagation.

Figure 1. Behaviour of I132(aerosol) such standalone or as a daughter of TE132 parent (release from JE Temelín in SE direction, HARP code calculations in its simple GPM option)

NUMERICAL APPROACH

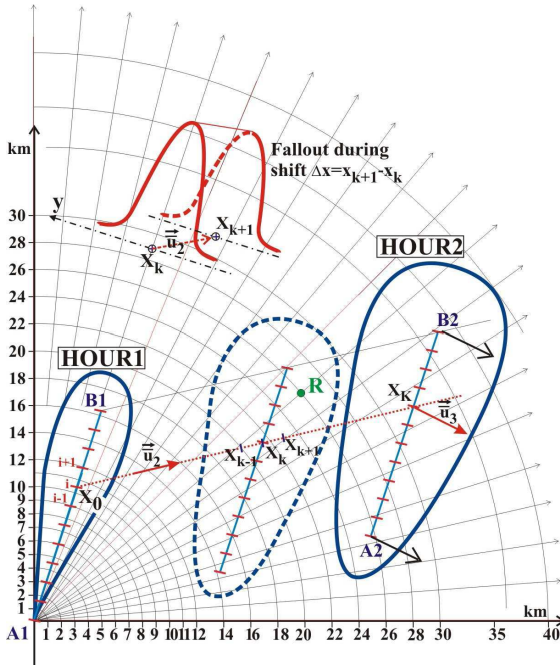
In the further investigation the following realistic features of the task have to be accepted:

1. Actual changes of weather conditions (at least hourly meteorological forecasts)
2. Spatial changes of depletion/deposition characteristics due to land use categories
3. Possible different physical-chemical forms of parent and daughter nuclides

For accomplishment of the first two points the complicated scenario of release dynamics have to be synchronized with available meteorological forecasts so that drifting of radioactive plume over the terrain can be satisfactorily modeled. For this purposes an approach of segmented Gaussian plume scheme (SGPM) has been adopted. Hourly changes of wind speed and direction, Pasquill class of atmospheric stability and precipitation are assumed to be available for the next 48 hours from the Czech meteorological service. Using assumption of activity conservation, the release dynamic is segmented into equivalent number of hourly segments. Each such segment is

modeled in its all subsequent hourly meteo-phases when stepwise segment movement is driven by meteorological forecast for the corresponding hours. Fig. 2 illustrates such hourly shift between HOUR1 to HOUR2.

This 1-hour interval is divided on K elementary time shifts k ($K=30\div 50$) and within each elementary shift $k \rightarrow k+1$ of the hourly plume segment an increments of calculated radiological



quantities are added in all receptor points R (in means in all points of calculation polar grid). More detailed description of the numerical algorithm of SGPM model is published in [4]. An advantage of the numerical SGPM scheme is its inherent capability to comply with the third requirement stated above which allows different physical-chemical forms for parent-daughter pairs.

Figure 2. Segmented Gaussian plume approach for numerical modeling of propagation of discharges in atmosphere

Activity concentrations $a^p(t_{k-1})$ and $a^d(t_{k-1})$ of the parent and daughter nuclid in the plume result from SGPM calculations in the previous elementary time shift $\langle t_{k-2}, t_{k-1} \rangle$. Formation of contribution to daughter activity Δa^d just only due to parent decay during $\langle t_{k-1}, t_k \rangle$ is assumed to be governed by equation $d(\Delta a^d)/dt = S^p - \lambda^d \cdot \Delta a^d$ with initial condition $\Delta a^d(t_{k-1}) = 0$. Source term S^p represents contribution from parent decay which is assumed constant within $\langle t_{k-1}, t_k \rangle$ according to $S^p = [a^p(t_{k-1}) + a^p(t_k)] / 2 \cdot \lambda^d \cdot \beta^{p \rightarrow d}$. It is determined and stored in the previous independent calculations for parent nuclide. The considerations result in solution $\Delta a^d(t') = S^p / \lambda^d \cdot [1 - \exp(-\lambda^d t')]$ on interval $t' \in \langle 0, t_k - t_{k-1} \rangle$. We shall restrict to average value $\Delta a^d(t'_{av})$ related to $t'_{av} = (t_k - t_{k-1}) / 2$. Generally, the SGPM model calculates radiological values gradually in each successive elementary shift $\langle t_{k-1}, t_k \rangle$, $k=1, \dots, K$. In the first step of the next interval, standalone daughter nuclide is assumed and the corresponding new quantities are calculated. In the second step, averaged values of parent activity contribution in the new elementary interval are recalculated and added to the quantities. Analogous considerations are introduced into the numerical process for contribution of parent nuclide to daughter activity deposition (more detailed in [4]).

TESTS FOR KR88 \rightarrow RB88 PAIR

The numerical algorithm described in the previous paragraph, which is congruent with the basic SGPM scheme, is more general. It covers not only the chains such as illustrated in Fig. 1 but also

parent-daughter pairs having different physical-chemical forms in the release. Important example is noble gas KR88 that decays to daughter RB88 which is assumed to be formed as aerosol and then deposits. Even though RB88 is short-lived nuclide ($T_{1/2}= 17.8$ min), its parent KR88 ($T_{1/2}= 2.84$ h) can disseminate the daughter up to many tens of kilometers from the source. Then, the contribution of KR88→RB88 pair to irradiation burden in early stage of accident have to be examined.

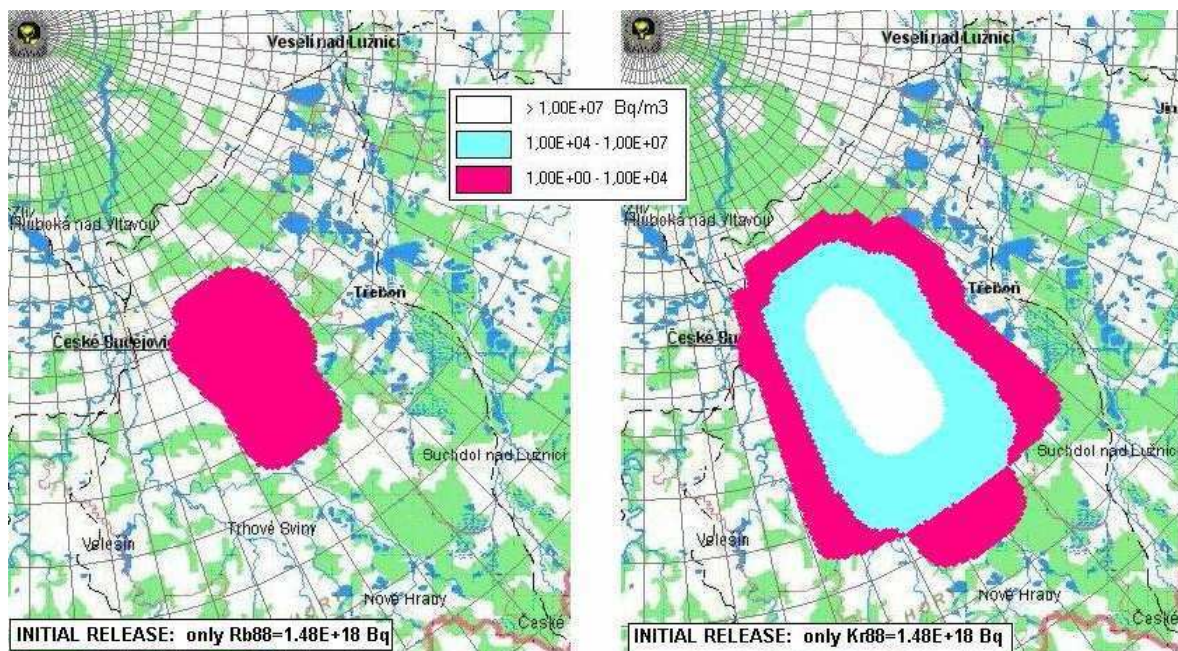


Figure 3. Dissemination of Rb88 to longer distances (values of near-ground activity concentrations just 5 hours after release). Initial release lasts 1 hour, meteo from Case 2 [2]

REFERENCES

- [1] V. Majer a kol.: Základy jaderné chemie. SNTL, Praha, 1981.
- [2] E. Pechova: Calculations of radionuclide propagation prepared for joint Czech-Austrian workshop STEP-II-b within MELK PROCESS – „Realistic Case Studies“. Workshop comparison, Vienna, April 2003, EGP 5014-J-030152.
- [3] P. Pecha, R. Hofman: Integration of data assimilation subsystem into environmental model of harmful substances propagation. HARMO11 – 11th Int. Conf. on Harmonisation within Atm. Dispersion Modeling for Reg. Purposes, Cambridge, UK, 2-5 July 2007, paper No. H-146.
- [4] P. Pecha, R. Hofman, E. Pechova: Training simulator for analysis of environmental consequences of accidental radioactivity releases. EUROSIM 6th – Congress on modeling and simulation. Ljubljana, Slovenia, Sept. 2007, paper ID 240.

SEPARÁCIA ALFA RÁDIONUKLIDOV EXTRAČNOU CHROMATOGRAFIU POMOCOU VÁKUUM BOX SYSTÉM

Galanda D., Ferencová M., Mátel Ľ.

*Univerzita Komenského, Prírodovedecká fakulta, katedra jadrovej chémie,
Mlynská dolina CH-1, 842 15 Bratislava
galanda.dusan@centrum.sk, matel@fns.uniba.sk*

Prezentovaná práca sa zaoberá využitím komerčných sorbentov na extrakciu rádionuklidov dodávaných firmou Eichrom V tabuľke č.1 sa nachádzajú sorbenty najčastejšie používané v rádiochemickej analýze s využitím metód extrakčnej chromatografie . Využitie extrakčných sorbentov predstavuje efektívny spôsob na separáciu sledovaných rádionuklidov za splnenia požiadavky na minimalizáciu množstva používaných nebezpečných chemických látok.

Tab. 1: Niektoré najčastejšie používané sorbenty

Označenie	Extraktančné činidlo	Aplikácia
Sr-Resin	bis-4,4'(5')-tertbutylcyclohexano-18-crown	Sr, Pb, Po
TRU-Resin	octylphenyl-N,N-di-isobutyl carbamoylphospine	Pu, Am, Cm, Fe, Th, U, Np,Pa
RE-Resin	CMPO	vzácne kovy
UTEVA-Resin	diamyl amylphosphonate (DAAP)	U, Th, Np, Pu
TEVA-Resin	Tri-n-octylmethylammonium chloride (Aliquat-336)	Th, Np, Pu, Tc, Am/lantanidy
Ni-Resin	dimethylglyoxime (DMG)	Ni
Actinide Resin	P-P'-di(2ethylhexyl)-methaenediphosphonic acid	Am, Pu, Th, U, aktinidy
Pb-Resin	bis-4,4'(5')-tertbutylcyclohexano-18-crown-6	Pb
Ln-Resin	bis(2-ethylhexyl) phosphoric acid (HDEHP)	lantanidy, Pa, Ra-228

V praxi ale využívanie extrakčných sorbentov prináša niektoré problémy spôsobované samotnou maticou vzorky, ktorá pri obvyklých množstvách používaných na separáciu rádionuklidov predstavuje 20g materiálu vysušeného pri 105 °C. Najkomplikovanejšiu maticu z hľadiska obsahu a to nielen konkurujúcich prvkov predstavujú vzorky pôdy, obsahujúce relatívne veľké množstvá chemických látok, ktoré môžu negatívne vplyvať nielen na samotnú retenciu separovaného rádionuklidu, ale kontraproduktívne môžu meniť aj fyzické vlastnosti sorbentu. Z tohto pohľadu predstavuje zabezpečenie kontinuality rovnomerného prietoku reakčných

roztokov jednu z dôležitých priorít pre zachovanie efektivity samotnej separácie a reprodukovateľnosti použitej metódy.

Na redukciu týchto problémov sa používajú systémy využívajúce podtlak na zabezpečenie optimálnych podmienok pre priebeh separácie. Jedným z týchto systémov je a vákuový box od firmy Eichrom obr. č.1, ktorý sme na Katedre jadrovej chémie začali celkom úspešne využívať pri rádiochemických analýzach.

V práci sú prezentované výsledky dosiahnuté pri separácii alfa rádionuklidov, konkrétne izotopov U, Am a Pu.

Pri rádiochemických analýzach boli použité extrakčné materiály od firmy Eichrom.

Extrakčné sorbenty komerčne dodávané pod názvom TRU-Resin, TEVA-Resin boli použité na separáciu izotopov amerícia a plutónia.

Izotopy uránu boli separované pomocou UTEVA-Resin.

Použitie sorbentov v cartridgoch zároveň umožnilo použitie sorbentov zapojených za sebou v tzv. tandeme, čo v konečnom dôsledku vplýva na skrátenie času separácie.

Výťažky rádiochemických separácií boli sledované použitím stopovacích rádionuklidov ^{232}U , ^{243}Am a ^{242}Pu .

Emitované žiarenie alfa bolo detekované spetrometricky prístrojom Ortec.

Táto práca bola podporovaná Agentúrou na podporu výskumu a vývoja na základe Zmluvy č. APVV-20-007105

Obr.1: Vákuový box s tandemovým zapojení cartridgov



Referencie:

- [1] Horwitz, E.P., et al. "Separation and Preconcentration of Actinides by Extraction Chromatography using a supported liquid anion exchanger: Application of the characterization of high-level nuclear waste solutions" *Analytica Chimica Acta.*, Vol. 310, pp. 63-78(1995)
- [2] Horwitz, E.P., et al. "Separation and Preconcentration of Actinides from Acidis Media by Extraction Chromatography", *Analytica Acta*, Vol 281, pp. 361-372 (1993)

- [3] Horwitz, E.P., et al. "Separation and Preconcentration of Uranium from Acidic Media by Extraction Chromatography," *Analytica Chimica Acta*. 266 (1992), 25-37.
- [4] Tölgyessy J., Varga Š.: *Nukleárna analytická chémia*, Alfa, Bratislava 1976
- [5] Starý J., Kyrš M., Marhol M.: *Separáčnı́ metody v radiochemii*, Academia, Praha 1975 style
This is reference style This is reference

UVOLŇOVÁNÍ MATERIÁLŮ Z DEKOMISE IGNALINSKÉ JE DO ŽIVOTNÍHO PROSTŘEDÍ - FREE RELEASE MEASUREMENT FACILITY

Petr Okruhlica

VF, s.r. o.

Během dekomise jaderné elektrárny vzniká veliké množství odpadů, zejména beton a ocelové konstrukce, se kterými musí být nakládáno jako s potencionálně radioaktivním odpadem.

Z praktického i ekonomického hlediska je nejvýhodnější způsob likvidace takového odpadu uložení na skládce běžných materiálů a komunálního odpadu.

Předtím, než je možné materiál takto uvolnit do životního prostředí, je nutné provést stanovení obsahu radioaktivních látek v materiálu a deklarovat splnění uvolňovacích úrovní daných státní legislativou a rozhodnutími dozorného orgánu.

Pro zpracování předpokládaného objemu odpadů se Ignalinská JE rozhodla postavit samostatné centrum pro uvolňování materiálů do životního prostředí – tzn. Free Release Measurement Facility.

Toto centrum má vlastní stavební objekt, technologii pro manipulaci a skladování materiálu, technologii pro měření materiálu, systém evidence a sledování materiálu a výsledků měření, systém sledování radiační situace v objektu a systém radiační kontroly personálu.

V toto příspěvku bude uveden první koncepční návrhy projektu tohoto centra, výsledná schválená varianta a konkrétní problémy řešené v rámci problematiky uvolňování radioaktivních odpadů do životního prostředí.

METHODS OF SEPARATION OF RADIOELEMENTS FROM ENVIRONMENTAL MATRICES AND RADIOACTIVE WASTE

Michal Galamboš¹, Jana Kufčáková¹, Pavol Rajec¹

¹*Comenius University in Bratislava, Faculty of Natural Sciences, Department of Nuclear Chemistry*

galambos@fns.uniba.sk

The article features an overview of the separation methods of long lived radionuclides from samples of the environment and radioactive waste currently used in the radio-analytical practice. Many of these methods are a subject to the research activities of Department of Nuclear Chemistry.

METHODS OF SEPARATION OF LONG LIVED RADIONUCLIDES

Chromatographic methods [1 - 2] and extraction methods [3 - 6] create a substantial portion or methods used in the current radioanalytical practice. Out of these two groups the extraction, ion exchange chromatography, solvent extraction and solid phase extraction or their combinations tend to be most highlighted.

Solvent extraction offers us an option of selection among the highly selective extractants [7 - 8]: TBP tri-n-butylphosphate, TBPP tetrabutylpyrophosphate, TOP tri-n-octylphosphate, TOPO tri-n-octylphosphine oxide, CMPO octyl(phenyl)-N,N-diisobutylcarbamoylmethyl-phosphine oxide, CMP octyl(phenyl)-N,N-diisobutylcarbamoylmethyl-phosphate, MEHPO methylene-bis-[di-(2-ethylhexyl)]-phosphine oxide, MEBPO methylene-bis-[di-(2-ethylbutyl)]-phosphine oxide, MHDPO methylene-bis-[di-(n-hexyl)]-phosphine oxide, DAAP diamylamyl phosphonate, HTTA 2-thenoyltrifluoroacetone, DEHPA bis-(2-ethylhexyl)phosphoric acid, Aliquat-336, TLOA triisooctylamine, TLA trilaurylamine, TOA tri-n-octylamine, Cyanex 272 {bis-(2,4,4-trimethylpentyl)phosphinic acid}. A disadvantage with separation is solubility of both phases, when a significant analytical loss is very likely to occur.

Ion exchange chromatography is simple, it has a high capacity, it doesn't require supervision, however it has a limited selectivity [9 - 12]. Ion exchange chromatography is very often followed by solvent extraction by means of which high yields as well as chemical pureness are gained.

Extraction chromatography includes a lot of advantages before the classic extraction as well as the rest of the chromatographic methods [13 - 17].

It combines diversity, selectivity and flexibility of solvent extraction with the simplicity and multi-level characteristics of ion exchange chromatography. With regards to the dynamic order of the process, the extraction chromatography offers us an option of a simple separation

of chemically similar elements (e.g. lanthanides and transuranium elements). What is more, with this separation technique it is not necessary to use the toxic organic solvent (e.g. toluol, dimethylbenzene, benzene).

Currently an ever rising significance of solid phase extraction can be observed, which is an alternative to a classic organic extraction [18 - 20]. When using it a number of problems can be avoided which traditionally have been connected with the liquid-liquid system extraction. Very significant advantages of this separation method are a simple procedure, sufficient small sample amounts, high extracts, the won eluate is without emulsions and selectivity can be changed by selection of stationary phase. The most significant advantage to liquid-liquid extraction is decreased use of organic solvents which very often are regarded as highly toxic.

HOST-GUEST SEPARATIONS

In development and commercialisation of solid phase extraction in separation of radionuclides a high degree of attention is paid to a separation step based on so the called "host-guest" recognition [21 - 23]. The base of the molecular recognition technologies is design and synthesis of the host supramolecules such as calixarene, crown ethers, cryptands, cyclodextrins and others [24 - 26]. These are cavitants with pre-determined selective affinities for specific target ions.

Calixarenes cater for a significant phenomenon of specific organisation among molecules.

The popularity of these macro-cyclic condensates is linked to a few factors at once, which with other artificially synthesized macro-cycles are very difficult to reach. They are mostly cheap and easily accessible initial substances, relatively simple preparation and isolation feasible in a multi-gram scale, the option of intentional synthesis of derivates with a precisely defined size of cavity, preparation of water soluble derivates, excellent complex-forming nature to cations, anions as well as neutral molecules.

The main reason for the booming development of chemistry of calixarenes and their use in the separation chemistry is their ability to interaction with other molecules or ions creating complexes - cavitates. They use their space molecular architecture enabling synchronous activity of several function groups or different kinds of unbinding interactions into complex forming process. The chemical modification of calixarenes is basically very simple, today different methods have been worked out leading to free regioselective and stereoselective modification of the basic skeleton. Basing on the character of substituents present in the molecule the final system can interact with the charged ions (cations, anions), as well as neutral materials.

A significant increase of selectivity during complexation of alkaline ions was gained by combining the chemistry of crownethers with calixarenes. This is how so called calix[4]crowns have been produced showing so far the highest gained selectivity against Na^+ or K^+ .

The complex-forming characteristics of crown ethers together with the “reguladable” size, or shape of cavity of calixarenes are two important factors influencing the production of complexes.

ROOM TEMPERATURE IONIC LIQUIDS

Ionic liquids present a new trend in the extensive array of chemical fields offering new possibilities of technological solutions [27 - 30]. Currently an intensive research is taking place regarding the applications of these compounds and its results are implemented in practice.

A great deal of research establishments specialised working units and commercial companies are occupied with developing new, or innovating the already used ionic liquids. The centres of attention are mainly ionic liquids already in liquid state at the room temperatures (RTILs). Ionic liquids are a developing group of compounds, with their features changing depending on the kind of cation and anion contained in their structure.

They can be used as liquid medium for carrying out chemical reactions and as a substitute for the conventional volatile organic solvents, where particularly their volatility is an unwanted feature. One of the main advantages of the ionic liquids is their low toxicity, nonflammability, nonvolatility, high thermal and chemical stability, simple re-cycling, setting their characteristic features according to the intended process, broad temperature span in which they remain in the liquid state as well as their unique solvation properties.

REFERENCES

- [1] Cadieux J, Reboul H. 1996: *Radioact. Radiochem.* v. 7, p. 30 - 34
- [2] Rajec P., Gerhart P., Macášek F. et al. 1999: *J. Radioanal. Nucl. Chem.* v. 24(1), p. 37 – 43
- [3] Mikulaj V., Rajec P., Švec A. 1986: *Chem. Listy* v. 80, p. 545 – 548
- [4] Rajec P. 1992: *J. Radioanal. Nucl. Chem. Let.* v. 166, p. 413 – 419
- [5] Kuruc J., Petru A., Čech R. et al. 1996: *J. Radioanal. Nucl. Chem. Art.* v. 208(1), p. 351 – 368
- [6] Modolo G., Vijgen H., Serrano-Purroy D. et al. 2007: *Sep. Sci. Technol.* v. 42(3), p. 439 – 452
- [7] Rajec P., Mikulaj V., Kadrabova J. 1979: *J. Radioanal. Chem.* v. 51(1), p. 85 – 95
- [8] Kopunec R., Macášek F., Rajec P. et al. 1979: *J. Radioanal. Nucl. Chem. Art.* v. 51, p. 401 – 405
- [9] Horwitz E. P., Dietz M. L., Chiarizia R. et al. 1995: *Anal. Chim. Acta*, v. 310, p. 63 - 78
- [10] Shafikov D., Kamachev V., Murzin A. et al. 2006: *Radiochim. Acta* v. 94(2), p. 87 – 90
- [11] Lee C., Suh M., Choi K. et al. 2001: *Anal. Chim. Acta*, v. 428, p. 133 – 142
- [12] Galindo C., Mougín L., Nourreddine A. et al. 2007: *Appl. Radiat. Isotopes* v. 65(1), p. 9–6

- [13] Eschrich H., Ochsenfeld W. 1980: *Sep. Sci. Technol.*, v. 15, p. 697
- [14] Horwitz E. P., Chiarizia R., Dietz M. L. 1992: *Solvent Extr. Ion Exch.*, v. 10, p. 313 - 336
- [15] Horwitz E. P., Dietz M. L., Chiarizia R. et al. 1992: *Anal. Chim. Acta*, v. 266, p. 25 - 37
- [16] Mathur J. N., Murali M. S., Lyer R. H. et al. 1995: *Nucl. Technol.* v. 109, p. 216 – 225
- [17] Eichrom Technologies, Inc. (Apr.) 2006: ACW16 VBS, rev. 1.0, p. 1 – 13
- [18] Paulenova A., Rajec P. 1994: *J. Radioanal. Nucl. Chem. Art.* v. 183(1), p. 109 – 114
- [19] Izatt R. M., Bradshaw J. S., Bruening R. L. et al. 1995: *Pure Appl. Chem.*, v. 67, n. 7, p. 1069 – 1074
- [20] Thompson J. C., Riley R. G., Fiskum S. K. 2000: *J. Radioanal. Nucl. Chem.* v. 245, p. 261 – 272
- [21] Izatt S. R., Bruening R. L., Krakowiak K. E. et al. (Feb.) 2003: WM'03 Conference
- [22] Moyer B. A., Bonnesen P. V., Custelcean R. et al. 2005a: *Kem. Ind.* v. 54 (2), p. 65 – 87
- [23] Rajec P., Mikulaj V., Macková J. 1991: *J. Radioanal. Nucl. Chem. Art.* v. 150(2), p. 315 – 323
- [24] Gutsche C. D., Rogers J. S., Stewart D. et al. 1990: *Pure Appl. Chem.*, v. 62, n. 3, p. 485 - 491
- [25] Rajec P., Mikulaj V., Husarčík P. 1997: *J. Radioanal. Nucl. Chem.* v. 219(1), p. 123 – 126
- [26] Rajec P., Švec A., Mikulaj V. et al. 1998: *J. Radioanal. Nucl. Chem.* v. 229(1), p. 9 – 12
- [27] Seddon K. R., Stark A., Torres M. J. 2000: *Pure Appl. Chem.* v. 72(12), p. 2275 – 2287
- [28] Hanusek J. 2005: *Chem. Listy*, v. 99, p. 263 – 294
- [29] Holbrey J. 2005: Merck IL Workshop. Manchester
- [30] Chiappe C., Pieraccini D. 2005: *J. Phys. Org. Chem.* v. 18, i. 4, p. 275 – 279

MONITOROVÁNÍ RADIAČNÍ SITUACE V OKOLÍ JADERNÉ ELEKTRÁRNY TEMELÍN

Eva Šindelková

Regionální centrum SÚJB, L.B.Schneidera 32, 370 07 České Budějovice

Státní úřad pro jadernou bezpečnost (SÚJB) se podílí na monitorování okolí jaderných elektráren (JE) v souladu s požadavky vyhlášky 319/2002 Sb. o radiační monitorovací síti (RMS), ve znění vyhlášky 27/2006 Sb. Součástí monitorování je sledování vzorků životního prostředí, především hydrosféry, kde v případě radioaktivních úniků z JE mohou být radionuklidy detekovány.

Odběry jsou prováděny s týdenní periodou (2 odběrová místa z řeky Vltavy pod zaústěním odpadního kanálu z JE Temelín) a s měsíční periodou (5 odběrových míst z řeky Vltavy – 2 nad zaústěním, 3 pod zaústěním, a 1 odběrové místo z retenční nádrže srážkových vod Býšov). K měření aktivity tritia podle metodiky ČSN ISO 9698 (757635) v povrchových vodách je používán kapalinový scintilační spektrometr beta TriCarb od firmy CANBERRA PACKARD. Ve vzorcích je gamaspektrometricky určována objemová aktivita umělých radionuklidů s využitím měřicí trasy s germaniovým detektorem s vysokým energetickým rozlišením v kombinaci s mnohokanálovým analyzátozem firmy CANBERRA PACKARD. Spektra jsou zpracovávána a vyhodnocována programem GAMAT (Jan Matzner, Praha).

Výsledky prováděných měření umožňují v návaznosti na znalost doby a množství vypouštěných odpadních vod z JE Temelín posoudit šíření tritia ve vodním toku řeky Vltavy, jak v časovém horizontu, tak i v kvantitativním odhadu ředění vypouštěných aktivit v závislosti na průtocích. Gamaspektrometrická měření potvrzují, že nedochází ke zvýšení obsahu umělých radionuklidů v povrchových vodách v okolí JE Temelín v důsledku vypouštění odpadních vod.

Vzhledem k dlouhodobosti sledování okolí JE je možné prokazatelně doložit, že v průběhu provozu JE nedochází k ohrožení zdraví kritické skupiny obyvatel v okolí JE Temelín, že radiační situace je stabilní a provozovatel JE plní požadavky a podmínky autorizovaných limitů pro uvádění radionuklidů do životního prostředí.

ODBĚRY

Od ledna 2000 je pracovníky Regionálního centra (RC) SÚJB České Budějovice sledováno šíření tritia a kontrolován obsah umělých radionuklidů ve vzorcích povrchových vod v okolí JE Temelín. Jedenkrát měsíčně byly odebírány bodové vzorky v místech Hněvkovice pravý břeh pod hrází a Kořensko levý břeh nad hrází, kde řeka Vltava ještě není ovlivněna kapalnými výpustmi JE Temelín, v Kořensku pod hrází (levý břeh) pod místem zaústění odpadního kanálu a na dalších odběrových místech po proudu řeky - Újezd a Hladná (obě lokality levý břeh).

Od února 2006 se zvýšila frekvence odběru vzorků pro měření obsahu tritia v lokalitách Kořensko pod hrází a Újezd (tedy ovlivněných výpustmi z JE Temelín) z původně měsíční na týdenní, při zachování měsíčních bodových vzorků v ostatních lokalitách.

Odběry jsou prováděny na stálém místě, z hladiny 3 m od břehu pomocí odběrového teleskopického zařízení, avšak pohyb výšky hladiny ve vodní nádrži Orlik může ovlivnit místo odběru řádově o několik metrů.

VÝSLEDKY

Laboratoř radiální kontroly okolí (LRKO) ETE v Českých Budějovicích poskytuje pracovníkům RC SÚJB České Budějovice data o vypouštění kontrolních nádrží, vypouštěných aktivitách a průtocích vodním dílem Kořensko.

Objemová aktivita tritia ve vzorcích vody z odběrových míst Hněvkovice, Kořensko nad hrází byla vždy pod mezí detekce (2 Bq/l při době měření 600 minut), čímž je potvrzeno neovlivnění toku Vltavy nad výpustí odpadních vod z JE Temelín. Na ostatních odběrových místech kolísá aktivita tritia v závislosti na výpustech z JE Temelín, na průtoku vody ve Vltavě, na době odběru bodového vzorku. Gamaspektrometrická měření potvrzují, že vliv výpustí z JE Temelín na obsah umělých radionuklidů v povrchové vodě je neprokazatelný. Výsledky měření obsahu tritia ve vodách z lokalit Kořensko pod hrází, Újezd a Hladná jsou uvedeny v následujících tabulkách a grafech.

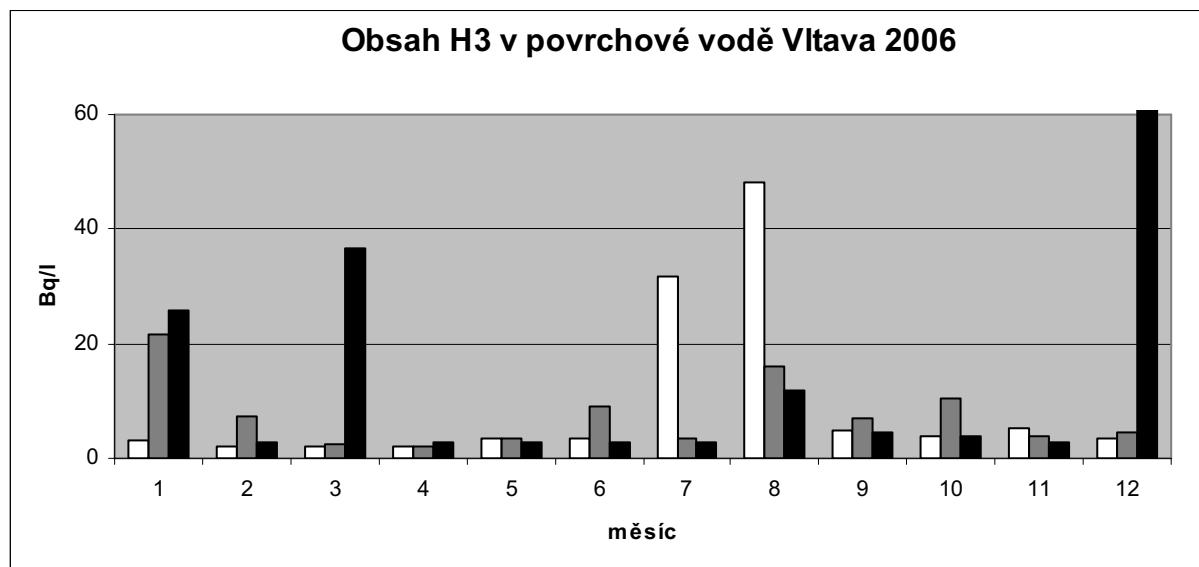
Tabulka 1: Aktivity tritia (Bq/l) v povrchové vodě v Kořensku pod hrází a v Újezdě v týdenních vzorcích v roce 2006.

datum	Kořensko	Újezd	datum	Kořensko	Újezd
10.1.2006	19,2	3	15.8.2006	3,5	3,5
27.2.2006	2,8	2,5	21.8.2006	3,5	20,8
6.3.2006	2,5	<2	29.8.2006	3,5	3,5
13.3.2006	14,8	28,4	4.9.2006	10,5	4,9
20.3.2006	10,7	93,7	11.9.2006	80,8	11,0
3.5.2006	3,5	3,5	18.9.2006	12,5	3,5
9.5.2006	3,5	3,5	25.9.2006	4,4	8,2
16.5.2006	25,0	3,5	2.10.2006	5,4	3,9
23.5.2006	3,5	3,5	9.10.2006	8,7	34,0
29.5.2006	3,9	3,5	17.10.2006	3,5	3,5
5.6.2006	202	3,5	24.10.2006	3,5	5,6
13.6.2006	86,3	7,8	1.11.2006	3,5	5,1
20.6.2006	3,5	3,5	6.11.2006	4,0	159,7
27.6.2006	3,5	5,3	14.11.2006	7,6	82,7
4.7.2006	935,7	31,8	21.11.2006	12,0	233,1
10.7.2006	93,3	3,5	27.11.2006	80,4	108,7
17.7.2006	3,5	3,5	4.12.2006	3,5	3,5
23.7.2006	255,5	3,5	13.12.2006	3,5	6,9
31.7.2006	3,5	44,5	19.12.2006	3,5	3,5
7.8.2006	21,4	48,2	27.12.2006	3,5	3,5

Z dat obdržení od LRKO je zřejmé, že denní průměry průtoku a konkrétní průtok v čase odběru bodového vzorku se příliš neliší, značné rozdíly jsou v průtocích jezem a malou vodní elektrárnou (MVE). Průtok MVE kolísá od 0 do 71,46 m³/s, roční průměr je 37,3 m³/s. Celkový

průtok je také značně variabilní, nikdy však neklesl pod 9,5 m³/s, což je garantovaný průtok pro povolení vypouštění.

Obrázek 1: Výsledky měření obsahu tritia v měsíčních bodových vzorcích vody z lokalit Újezd (bílá), Hladná (šedá) a Hladná LRKO (černá) v roce 2006 (skutečná hodnota obsahu tritia v 12. měsíci Hladná LRKO je 487 Bq/l)



Odběry a měření bodových vzorků Hladná LRKO byly provedeny laboratoří radiační kontroly okolí JE Temelín, jedná se většinou o odběr v jiný den než vzorky odebírané RC SÚJB České Budějovice, proto jsou některé hodnoty v lokalitě Hladná a Hladná LRKO značně odlišné. Zajímavé jsou hodnoty za 7. a 8. měsíc v lokalitách Újezd a Hladná, kdy v Újezdě byly naměřeny hodnoty několikanásobně vyšší než na Hladné, což může být objasněno tím, že odběr byl uskutečněn v téměř totožných časech (rozdíl několika minut), zatímco aktivita od Újezdu do Hladné „doteče“ až po několika hodinách.

DISKUZE A ZÁVĚR

Pracovníci RC SÚJB České Budějovice nemají přehled o vypouštěných aktivitách a době vypouštění odpadních vod z JE Temelín přímo v době odběru vzorků povrchových vod z řeky Vltavy v lokalitách Kořensko pod hrází a Újezd. Vzorky jsou odebírány bodově sice ze stejného místa a stejným způsobem, avšak kolísání výšky hladiny posouvá odběrové místo o několik metrů.. Pro sledování průběhu aktivity tritia v řece Vltavě, popřípadě pro nalezení souvislosti mezi aktivitou konkrétně vypuštěné nádrže a obsahem tritia v řece, by bylo třeba znát dobu vypouštění (jakož i vypouštěné aktivity, průtok vody Vltavou a rychlost vypouštění) před samotným vypouštěním a odběry pak přizpůsobit těmto znalostem. Bylo by vhodné při stanovení času odběru vzorků v jednotlivých lokalitách počítat s časovou prodlevou v závislosti na průtoku „aktivit“ řekou, což však není vždy snadno realizovatelné. Otázky spojené s místem, časem a způsobem odběru by bylo vhodné upřesnit, popřípadě dořešit a odběry standardizovat.

Vzorky z lokalit Újezd a Hladná je možné považovat za charakterizující průtok vypouštěných aktivit z JE Temelín řekou Vltavou, neboť v těchto lokalitách je možné předpokládat dostatečné promíchání vypouštěných vod s říční vodou, přesto je třeba počítat s nerovnoměrností vodního proudu uprostřed řeky a u břehu. V lokalitě Kořensko pod hrází předpoklad promíchání není splněn. Pokus o zpětné provázání dat o vypouštěných aktivitách, průtocích a naměřených hodnotách v bodových vzorcích je přínosem pro pochopení skutečností a prohloubení znalostí, týkajících se šíření radionuklidů v životním prostředí, ať už je jejich původcem jaderná elektrárna, či jiný subjekt. Výsledky výpočtů jsou v dobré shodě se skutečností, jsou však závislé na celé řadě aspektů, které není možné ovlivnit.

Vzhledem k dlouhodobosti sledování okolí JE Temelín a na základě provedených měření a výpočtů je možné prokazatelně doložit, že v průběhu provozu JE nedochází k ohrožení zdraví kritické skupiny obyvatel v okolí JE Temelín, že radiační situace je stabilní a provozovatel JE plní požadavky a podmínky autorizovaných limitů pro uvádění radionuklidů do životního prostředí.

LITERATURA

- [1] M. Hort a kol. Monitorování tritia ve Vltavě při vypouštění kontrolních nádrží ETE. XXVIII. dny radiační ochrany, Luhačovice, 2006.
- [2] H. Bílková a kol. Radionuklidy v hydrosféře v okolí jaderných elektráren. Hrotovice, 2005.
- [3] E. Šindelková a kol. Monitorování povrchových vod v okolí JE prováděné SÚJB. Radionuklidy a ionizující záření ve vodním hospodářství, České Budějovice, 2006.

PRAGUE SCENARIO FOR EMRAS ¹³¹I RELEASE WORKING GROUP

Miluše Bartusková ², Irena Malátová ¹, Pawel Krajewski ³

¹ National Radiation Protection Institute, Bartoškova 28, 140 00 Praha 4

² NRPI, branch Ostrava, Syllabova 21, 703 00 Ostrava 3

³ CLOR, Konwaliowa 7, Warsaw, Poland

There is a general need to be able to evaluate the impact of radionuclide releases on humans and on the environment, to be able to quantify the risks arising from radionuclides present in the environment due to past human activities and to be capable of predicting possible future risks associated with planned and unplanned (accidental) releases from nuclear facilities. The risks from these releases arise as a result of the transport of radionuclides from their release point to humans via air and water and through a transfer in the food chain. Evaluating the impact of releases requires an understanding of the processes and mechanisms by which radionuclides can reach humans. The knowledge gained over the last few decades has enabled the construction of mathematical models which represent the process of transport from source to man.

Up to now, many projects and programs have been performed, based on environmental data collected after the Chernobyl accident. A lot of new data was collected on the environmental transfer of radionuclides. Many of these efforts were focused on the behavior of caesium isotopes, as ¹³⁷Cs is one of the major components of life-time dose to the population not only in the regions close to Chernobyl, but also over all of Europe. Caesium radioisotopes have been measurable in the environment since the Chernobyl accident up until now, so the collection of experimental material is possible even at the present time.

However, the most important dose to the population, especially in territories close to Chernobyl, was from iodine radioisotopes, especially from ¹³¹I. Iodine 131 was measurable, due to its physical half – time 8.0 day, in the environment and in the food chain usually during the time of 6 to 8 weeks after the accident. In many places, only integral methods were used for the detection of radionuclides in milk. So it was quite difficult to distinguish individual radionuclides without additional measurement (decay in time), which was sometimes not possible, because of the number of samples and lack of instruments.

Iodine radioisotopes have in this context unique importance as the increase in the occurrence of cancers of thyroids in children in Russia, Belarus and the Ukraine is evident, but up to now, the relationship between the size of the dose and its effect were not found. So reconstruction of thyroid doses on the bases of all possible measurement is of the utmost importance.

The IAEA's launched the EMRAS (Environmental Modelling for Radiation Safety) Programme in 2003. EMRAS continues some of the work of previous international programmes in the field of radioecological modelling. In the frame of EMRAS there are a few working groups focusing on different aspects of environmental monitoring. The Working Group on the Chernobyl I-131 release has an aim to carry out the environmental modelling exercises on radioiodine, to test and compare model predictions with environmental data and to compare modelling approaches and model predictions among several assessors. The most important areas, on which the group activities are focusing, are:

- improvement of the accuracy of model predictions through the identification of the most important sources of bias and uncertainty
- implementation of the new modeling procedures supported by the current state of knowledge about processes and phenomena

The main objectives of the exercises, carried out by the EMRAS Working Group on Iodine, are:

- to evaluate the performance of the participating models in dose reconstruction exercises in cases when ^{137}Cs (^{129}I) tracer is used to estimate the deposition of ^{131}I
- to assess the applicability of the models to countermeasure response. Other objectives are to assess the uncertainties of the participating models, their limitations, and the input data required to run the mode

Up until now, Scenario Plavsk and Warsaw were carried out. The third Prague Scenario has been focused on several aspects of the internal ^{131}I dose evaluation in a case when a special cow feeding regime is applied. This regime consists of keeping cows in cowsheds and feeding the cows a silage mixture.

The modelers were supplied with data about geography, weather conditions (wind direction, rain, temperature), agriculture and demography. The data about measurements of iodine in the air in three places in Prague were supplied and the soil contamination of CB region with ^{131}I and ^{137}Cs (Fig. 1) were supplied as input data. The gathering regions of three dairies: Praha - Troja, Praha - Kyje and Benešov were also supplied.

The output of models calculation was milk ^{131}I concentrations in these dairies, for which experimental data exists (Fig 2) and comparison is possible. Also ^{131}I concentration in grass was a subject of interest, for this purpose, limited experimental results exist.

Fig. 1: Location of soil sampling points at 17th June 1986

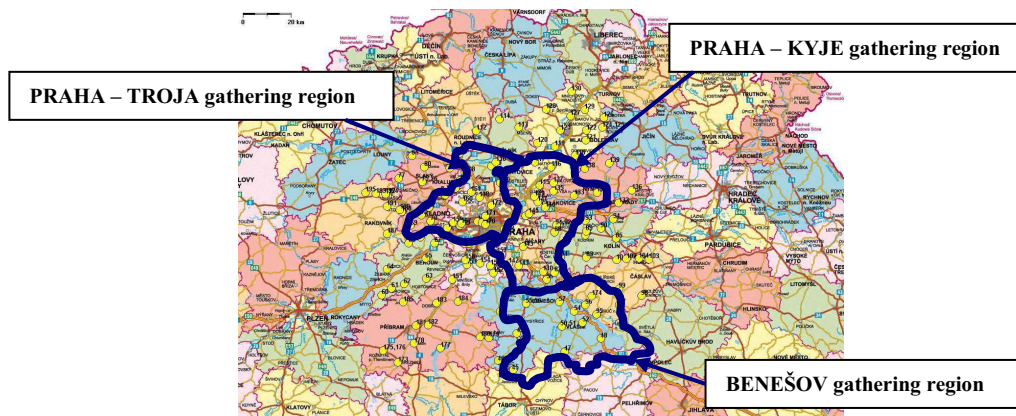
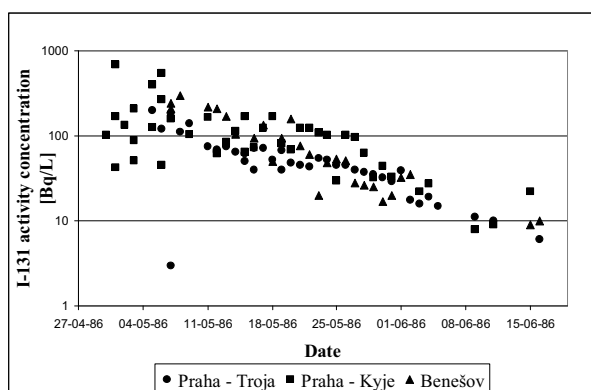


Fig. 2: Iodine 131 concentration in milk from three dairies.



The most important information for the calculation of iodine milk concentration is the feeding regime of dairy cows. Such information is rather limited for this period, because part of the foodstuff was dry and part was already fresh. In addition to this a recommendation was issued to keep dairy cows on winter fodder as long as possible - information about the application of this recommendation is not available. For this reason, modelers were also supplied later on with the milk activity.

End – point of the model calculation is ^{131}I content in the thyroid of Prague inhabitants and dose from inhalation and ingestion intake to the Prague population, including age dependence. As a comparison, experimental data of the results of whole body counting in adult Prague inhabitants, which are given in Fig 3, are used. Original data ⁽¹⁾ was divided by 1.5 for correction of calibration for homogeneous distribution of radionuclide in the body to calibration for ^{131}I concentration in thyroid only.

The results of model calculations are not yet available, however, interesting is the comparison of the Prague data with the data from Warsaw ⁽²⁾ and its surroundings, given in Fig.4. With the exception of the time period until the 10th of May, the thyroids content differences for inhabitants

of these two countries are rather small. Calculated high content of thyroid in Prague at the beginning of May could be caused by surface contamination of the hair and beards of the measured people, as these values come from whole body counting in which surface contamination is much more important than in measurements of thyroids alone.

Fig. 3: Results of whole body counting of adult Prague inhabitants, daily average

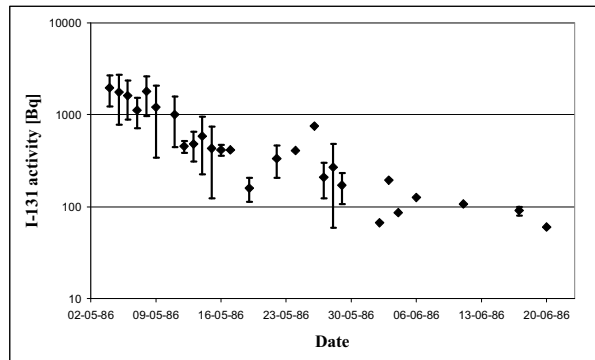
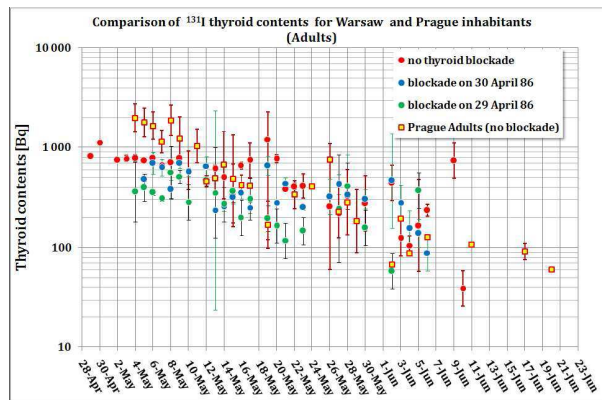


Fig. 4: Comparison of ¹³¹I thyroid contents for adult Warsaw and Prague inhabitants



The works was supported by “VaV SÚJB No. 3/2006” project.

REFERENCES:

[1] Malátová I., Bučina I., Češpírová I., Drábová D., Thomas J.: Effective Dose Equivalents from International Contamination of Czechoslovak Population after the Chernobyl Accident, Rad. Prot. Dosimetry Vol. 28, 4, pp. 293 – 301, 1989

[2] Krajewski, P.: Iodine 131 content in thyroid of Warsaw and Prague inhabitants, will be published in IAEA TECDOC

PROGRAM AEROTRANS 1.05 - MODELOVÁNÍ PRŮCHODU RADIOAKTIVNÍCH AEROSOLŮ NETĚSNOSTMI KONTEJNMENTU JE

J. Martinčík, T. Trojek, J. Klusoň

*ČVUT v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská,
Katedra dozimetrie a aplikace ionizujícího záření, Břehová 7, 115 19 Praha 1*

Modelování proudění směsi a záchyt aerosolů na stěnách trhliny je základní náplní našeho projektu. Pro potřebu výpočtu dekontaminačního faktoru je důležitá znalost několika fyzikálních veličin na vstupu a výstupu z trhliny. Pro složitost a často i nemožnost výpočtu či změření těchto veličin se přistoupilo k vytvoření programu, který bude schopen požadované veličiny vypočítat. Na základě těchto požadavků byl vytvořen program *Aerotrans 1.05*. Program obsahuje matematické řešení fyzikálního modelu proudění směsi vodní páry a aerosolů úzkou trhlinou a jejich usazování na stěnách trhliny.

FYZIKÁLNÍ MODEL

Ve směsi se vyskytují: *plyny, vodní para a aerosoly*. Každá z těchto složek vykazuje odlišné chování, které vyžaduje vlastní popis. Stejně tak při modelování procesů je nutné popisovat každou složku zvlášť a sledovat vzájemné působení mezi nimi.

Aerosoly, podobně jako plyn nebo vodní pára, vstupují do elementárního objemu trhliny a vystupují z něj na druhém konci. Je zřejmé, že část aerosolů bude vždy zachycena na stěnách a nedostane se do okolního prostředí. Stanovení dekontaminačního faktoru, tj. poměru množství aerosolů na vstupu k množství na výstupu z transportní trasy, je hlavních cíl celého výpočtu. Při zachycování aerosolů na povrchu stěn se uvažujeme základní procesy:

- gravitační usazování,
- termoforéza,
- difúzioforéza,
- depozice difúzí,
- inerciální impakce při zúžení.

Rozborem problematiky jsme došli k názoru, že k popisu proudění směsi procházející trhlinou je zapotřebí sledovat šest fyzikálních veličin:

- teplota směsi,
- rychlost směsi,
- tlak plynů (hustota plynů),

- tlak páry (hustota páry),
- hustota aerosolů,
- velikost aerosolů.

Těchto šest veličiny má jednoznačně určovat všechny ostatní vlastnosti směsi. Nejedná se o konstanty, ale o funkce závislé na poloze a v případě proměnného systému také na čase.

Výměna tepla a změny teploty ve studovaném systému se určují zvlášť pro stěnu trhliny, směs a okolního prostředí. V modelu jsou zahrnuty následující procesy výměny tepla:

- konvekce tepla mezi směsí a stěnou,
- konvekce tepla mezi stěnou a okolním prostředím,
- změny skupenství vody na povrchu stěny,
- změny skupenství vody na aerosolech.

Rovnice pro chování směsi lze odvodit ze zákonů zachování hmotnosti, energie a hybnosti. Jelikož popisujeme zvlášť plyny, vodní páru a aerosoly, jsem schopni sestavit pět rovnic z následujících zákonů zachování:

- zákon zachování hmotnosti plynů,
- zákon zachování hmotnosti páry a vody,
- zákon zachování hmotnosti aerosolů,
- zákon zachování energie.

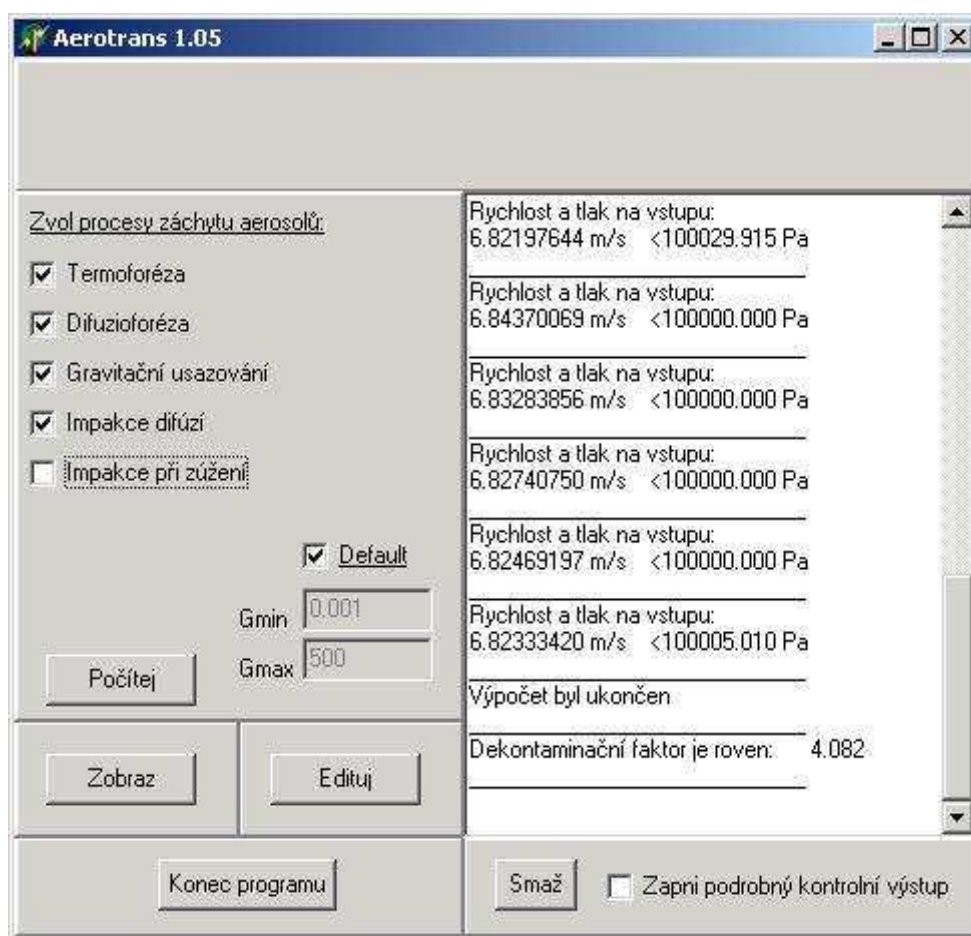
Tyto zákony představují soustavu diferenciálních rovnic pro šest proměnných veličin: teplota směsi, rychlost směsi, velikost aerosolů, hustota plynu, vodní páry a aerosolů. Nedílnou součástí úlohy jsou také rovnice pro výměny tepla a podmínky popisující vlastnosti prostředí, které obklopuje trhlinu. Soustava rovnic je natolik komplikovaná, že neumožňuje analytické řešení a musí být vyřešena numericky.

NUMERICKÉ ŘEŠENÍ

Výsledkem analytického řešení soustavy rovnic je šest vztahů pro výpočet derivací jednotlivých veličin podle souřadnice z . Tyto vztahy vyjadřující změny těchto veličin ve směru proudění směsi. Známe-li hodnoty těchto veličin v daném bodě trhliny, pak je můžeme určit i v bodech následujících. Pro řešení takto matematicky popsaného modelu jsme zvolili metodu Runge-Kutta kombinovanou s metodou střelby. Takto získané řešení jsme dále využili k výpočtu dekontaminačního faktoru, který charakterizuje množství aerosolových částic zachycených na stěnách trhliny. Při procesu proudění sledujeme 20 veličin charakterizujících děje probíhající v trhlině. Z hodnot těchto veličin jsme nejen schopni určit dekontaminační faktor, ale také si

utvořit základní představu o rychlosti ucpání trhliny v závislosti na vlastnostech proudící směsi.

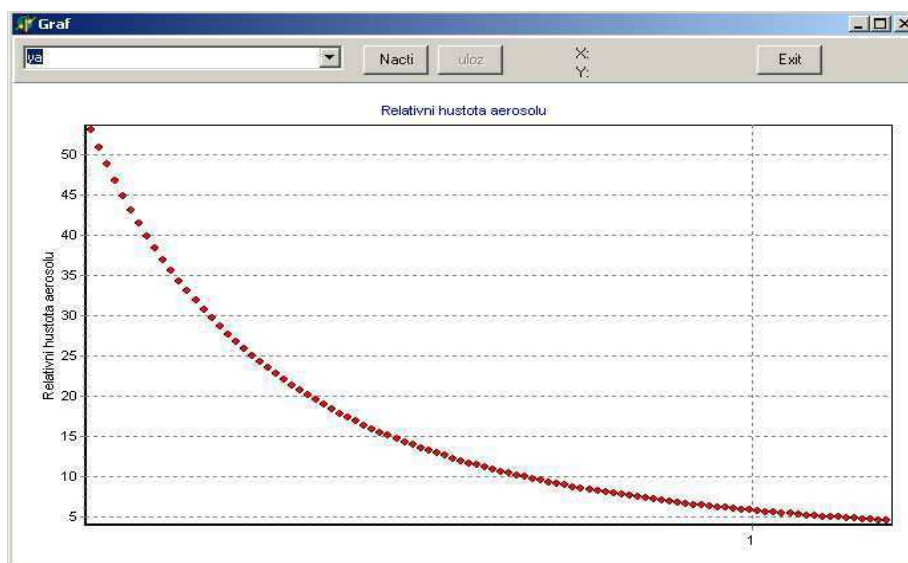
Obrázek 1: Hlavní okno programu



POPIS PROGRAMU

Po spuštění programu *AeroTRANS 1.05* se otevře základní okno aplikace (viz *Obrázek 1*). Okno je rozděleno do několika tématicky odlišených skupin. První skupina se vztahuje k modelování usazování aerosolů. V další skupině si lze zvolit mezi editováním vstupního souboru (tlačítko **Edituj**), zobrazením výstupních dat (tlačítko **Zobraz**) nebo ukončením programu. Součástí hlavního okna programu je informační okno do kterého se průběžně vypisují jednotlivé kroky programu, chybová hlášení, průběžné výsledky jednotlivých iteračních kroků a výsledný dekontaminační faktor.

Obrázek 2: Zobrazení výstupních dat



ZÁVĚR

Program *Aerotrans 1.05* byl navržen pro práci pod operačním systémem MS WINDOWS. Toto uživatelské prostředí zahrnuje výpočetní procedury, které modelují proudění směsi a záchyt aerosolů na stěnách trhliny. Navíc poskytuje i vizuální kontrolu zpracovávaných dat formou zobrazení dat v grafech. Program *Aerotrans 1.05* řeší i veškeré komplikace týkající se vytváření a editace vstupního souboru, využitím standardního nastavení všech potřebných parametrů pomocí přehledné nabídky, ve které se uživatel snadno a rychle orientuje. Tento výpočetní kód se může stát cenným pomocníkem při vytváření rámcové představy o ukládání aerosolů v trhlínách a výsledky mohou být zároveň použity k dalším výpočtům. Zejména k určení doby ucpání trhliny nebo množství aerosolů prošlých za určitou dobu. Program byl srovnáván s obdobnými kódy z prací [1, 2, 3] a bylo dosaženo dobré shody při modelových situacích.

REFERENCE

- [1] M.M.R. Williams: A Model for the Transport of Vapour, Gas and Aerosol Droplets through Tubes and Cracks, *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 30, No. 4, pp 316-416, 1996
- [2] William C. Hinds: *Aerosol Technology: Properties, Behavior, and Measurement of Airborne Particles*, Wiley, New York (1999). ISBN 0-471-19410-7. 464 pages
- [3] Článek z European Aerosol Conference 2004: T. Gelain, F. Gensdarmes, J. Vendel: Experimental Study on Aerosols Penetration Through Cracked Concrete Wall
- [4] Martinčík J.: Diplomová práce: Modelování úniku radioaktivních aerosolů netěsnostmi kontejnmentu jaderné elektrárny, FJFI KDAIZ, ČVUT Praha, 2005
- [5] Trojek T., Čechák T.: Transport a zadržení aerosolů v netěsnostech kontejnmentu jaderné elektrárny. [Výzkumná zpráva]. Praha : KDAIZ FJFI ČVUT, 2003. MPO FD-K/082. 36 s.

SIMULÁCIE HAVARIJNÝCH SCENÁROV – VYUŽITIE SW PROSTRIEDKOV „ESTE EMO-SIM“

Peter Čarný¹, Miroslav Chylý¹, Jawid Nabizada¹, Mariana Mančíková², Peter Muller²

¹ABmerit, nám. J.Herdu 1, 917 01 Trnava, SR

²SE a.s., závod Mochovce

Pre simuláciu havarijných scenárov v JE Mochovce sa využíva zavedený nový postup, ktorý využíva systém ESTE EMO-SIM. Simulácia havarijných scenárov je jednou z kľúčových požiadaviek pre efektívnu prípravu havarijnej odozvy personálu jadrovej elektrárne v prípade vzniku nehody, alebo havárie na jadrovom zariadení. Následne je obdobne pripravovaná aj odozva externých orgánov a organizácií, čo priamo súvisí s rozsahom scenára.

Systém **ESTE EMO-SIM** je aplikačný SW, ktorý obsahuje postupy na výpočet radiačných parametrov v primárnom okruhu, v sekundárnom okruhu, v hermetickej zóne, na reaktorovej sále, vo ventilačnom komíne, v areáli JE a v zóne havarijného plánovania (ZHP) v okolí JE Mochovce, resp. aj v ďalšom okolí (do 300 km).

Systém je prepojený "on-line" s technologickými dátami (meraniami a vypočítanými parametrami) z trenažéra blokovej dozorne (BD) EMO v JE Mochovce. Systém umožňuje aj prevádzku "off-line" podľa vopred implementovaného súboru dátových scenárov. Súbor je pripravený na báze udalostí simulovaných na trenažéri EMO a scenárov nadprojektových havárií JE EMO vytvorených na báze modelových výpočtov vykonaných kódom ASTEC.

Systém navyše umožňuje (manuálne) dopĺňať parametre ako var chladiva, rozsah odkrytia AZ (od 0 do 100%), rozsah tavenia AZ (od 0 do 100%), netesnosť HZ resp. rozsah poškodenia tesnosti HZ (v % za 24 h), výšku úniku do atmosféry okolia a konkrétne miesto úniku (je pripravených celkom 8 možných zvoliteľných miest úniku do atmosféry okolia z HVB a z VK) a vytvárať situácie, ktoré nie je možné dosiahnuť priamo na trenažéri BD.

Používaný model umožňuje simulovať odozvy detektorov TDS a radiačné parametre (dávkové príkony, objemové aktivity, depozit) v rôznych bodoch areálu EMO (napr. na zhrmaždiskách, atď.). V modeli predpokladáme a simulujeme pohyb jednotlivých rádioaktívnych obláčikov (puff-ov) s dĺžkou 15 minút. Každých 15 minút model počíta novú radiačnú situáciu v areáli. V systéme je implementovaná mapa areálu na báze GIS. Priestorové rozlíšenie vypočítanej radiačnej situácie v areáli je 50 m.

Obdobne systém obsahuje model na výpočet radiačnej situácie v ZHP, resp. až do vzdialenosti 300 km od JE EMO. V ZHP simulujeme odozvy detektorov 2. okruhu TDS, dávkové príkony,

objemové aktivity a depozit na teréne. Priestorové rozlíšenie vypočítanej radiačnej situácie v ZHP je 1 km.

System je základným zdrojom informácií, potrebných pre prípravu scenárov a realizáciu havarijných cvičení ako na území JE v Mochovciach, tak aj v okolí elektrárne. System, alebo jeho výstupy, je možné využiť aj na nácviky pracovníkov havarijnej odozvy EMO, vrátane nácvikov monitorovacích skupín v areáli alebo havarijnej odozvy v ZHP.

Všetky relevantné výstupy sú pre potreby pracovníkov havarijnej odozvy EMO k dispozícii "online" alebo z archívu, v tabuľkách, grafoch, mapách. Jedná sa o systémom vypočítané argumenty, vstupy do systému z trenažéra a vypočítané mapy dopadov v areáli alebo v ZHP.

System ESTE EMO-SIM bol financovaný Slovenskými elektrárnami a.s. v rámci projektu "Úloha RVT Simulácie radiačných a technologických scenárov pre havarijné cvičenia".

SYSTEMATICKÉ HODNOTENIE REÁLNEJ RADIÁCNEJ SITUÁCIE V OKOLÍ JE-A1 A BSC

Mgr. M.Lišťjak¹; RNDr. J.Morávek, CSc¹.; RNDr. O.Slávik Ondrej, CSc¹.; Ing.
F.Šoós²

¹*Vuje, a.s., Okružná 5, 918 64 Trnava, Slovenská Republika*

²*JAVYS, a.s., 919 31 Jaslovské Bohunice, Slovenská Republika*

V príspevku sa uvádzajú výsledky merania aktivity rádionuklidov v aerosóloch, spadoch a výsledky merania príkonov dávky v lokalite Bohunice za r.2006, ktoré boli realizované Oddelením osobnej dozimetrie a dozimetrie ŽP VUJE, a.s. v areáli JAVYS, v blízkosti JE A1. V tejto lokalite sú sústredené aktivity JAVYS zamerané na spracovanie RAO. V prevádzke sú aj Laboratória II. kategórie VUJE, v ktorých sú vykonávané experimentálne práce (väčšinou analytického charakteru) s rádioaktívnymi materiálmi.

Uvedené sú výsledky gamaspektrometrických meraní aktivity umelých rádionuklidov gama (¹³⁷Cs a ⁶⁰Co) vo vzorkách aerosólov a spadov v prízemnej vrstve atmosféry za r.2006 odoberaných na tomto mieste v dvojtyždňových intervaloch. Výsledky rádiochemických stanovení ⁹⁰Sr, ²³⁹Pu a ²⁴¹Am v spojených vzorkách aerosólov a spadov za rok 2006 sú taktiež uvedené v riešení tejto úlohy. Tieto merania sú realizované už od r.1992, takže ich je možné hodnotiť z hľadiska trendov.

Okrem toho bola kontinuálne meraná úroveň priestorového dávkového ekvivalentu H* externého gama žiarenia pomocou proporcionálneho počítača RS-03/X rakúskeho výrobcu Bitt Technology.

MERANIE AEROSÓLOV A SPADOV

Priemerné výsledky meraní objemovej aktivity rádionuklidov ¹³⁷Cs, ⁶⁰Co na aerosólových filtroch sú uvedené v tab.1. Objemová aktivita ¹³⁷Cs v roku 2006 sa pohybovala na úrovni jednotiek až desiatok $\mu\text{Bq}/\text{m}^3$. Priemerná hodnota objemovej aktivity ¹³⁷Cs za r.2006 je $16,3 \mu\text{Bq}/\text{m}^3$.

Hodnoty ⁶⁰Co udržiavali v r.2006 svoj trend z predchádzajúceho roka, keď sa hodnoty objemovej aktivity pohybovali na úrovni MDA. Celkový charakter priebehu aktivity ⁶⁰Co v porovnaní s predchádzajúcimi rokmi je podobný.(rádovo $1 \mu\text{Bq}/\text{m}^3$).

Charakter časového priebehu aktivity umelých rádionuklidov v aerosóloch v lokalite JAVYS za posledné roky sa významnejšie nemení. Aktivita meraných rádionuklidov (¹³⁷Cs a ⁶⁰Co) je ovplyvňovaná lokálnymi vplyvmi (komín obj.44/10, BSC a HVB), ktoré sa prejavujú zvýšenými hodnotami objemovej aktivity hlavne ¹³⁷Cs v aerosóloch v porovnaní s inými, neovplyvnenými miestami na území SR. Keďže zvýšenie objemovej aktivity nie je sprevádzané zvýšením prašnosti v lokalite, tzn. že v lokalite sa prejavuje prevažne iný zdroj umelej aktivity aerosólov ako je dlhodobý depozit na povrch terénu. Ako zdroj „vzdušnej“ aktivity je možné započítať plynné exhaláty z ventilačných komínov (BSC, JE A1, MSVP a výnimočne i V1), z ktorých výpuste za vhodných poveternostných podmienok môžu byť zachytené odberovým zariadením aerosólov VUJE.

Tab. 1. Priemerná aktivita aerosólov v prízemnej vrstve atmosféry JAVYS za roky 2005-06

Časové obdobie	Priemerná aktivita aerosólov v prízemnej vrstve atmosféry JAVYS v obdobiach bez výrazných lokálnych vplyvov za roky 2005 a 2006			
	Objemová aktivita [$\mu\text{Bq}/\text{m}^3$]		Merná aktivita [Bq/kg]	
	^{137}Cs	$^{60}\text{Co}^*$	^{137}Cs	$^{60}\text{Co}^*$
1. polrok 2005	14,5 ± 9,9	0,6 ± 0,2	427 ± 342	18,3 ± 8,0
2. polrok 2005	18,8 ± 5,9	0,6 ± 0,3	698 ± 259	22,1 ± 8,9
Rok 2005	15,9 ± 8,8	0,6 ± 0,2	512 ± 335	19,5 ± 8,2
1. polrok 2006	22,0 ± 9,5	0,7 ± 0,3	567 ± 360,1	19,2 ± 8,9
2. polrok 2006	10,6 ± 6	0,6 ± 0,3	303 ± 214	20,5 ± 15
Rok 2006	16,3 ± 9,7	0,66 ± 0,3	435 ± 319	19,8 ± 12,1

* - do priemeru sú započítané i hodnoty MDA, ak výsledok merania je menší ako MDA

Priemerná aktivita ^{60}Co v mesačných spadoch za r.2006 v lokalite JAVYS zostáva väčšinou pod MDA, čo je hodnota cca $0,1 \pm 0,05 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-2}/\text{mesiac}$. Dlhší odberový interval všeobecne znižuje dynamiku zmien. Priemerná aktivita ^{60}Co v spadoch v lokalite JAVYS v r.2006 bola $0,16 \pm 0,11 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-2}/\text{mesiac}$.

Priemerné mesačné a integrované ročné hodnoty aktivity spadu v lokalite JAVYS v roku 2006 sú uvedené v nasledujúcej tabuľke:

Tab. 2. Priemerná aktivita spadov v areály JAVYS za roky 2006

Údaj	Priemerná (A_{Pr}) a integrálna (A_{Int}) aktivita spadov za r.2006 v lokalite JAVYS		
	^{137}Cs	^{60}Co	^7Be
A_{Pr} [$\text{Bq}\cdot\text{m}^{-2}/\text{mesiac}$]	4,9 ± 4,8	0,16 ± 0,12	103 ± 67
A_{Int} [$\text{Bq}\cdot\text{m}^{-2}/\text{rok 2006}$]	58,7 ± 2,8	1,9 ± 0,66	1232 ± 58

Vyhodnotenie radiačnej záťaže z inhalácie rádionuklidov v aerosóloch

Úväzok efektívnej dávky z inhalácie bol vypočítaný podľa Prílohy č.5 Nariadenia vlády SR č.345/2006 Z.z.

Tab. 2. Úväzok efektívnej dávky od vybraných RN

Rozmer		^{137}Cs		^{90}Sr		^{239}Pu		^{241}Am	
		SR	JAVYS	SR	JAVYS	SR	JAVYS	SR	JAVYS
A_v	Bq/m^3	8,00E-07	1,94E-05	3,90E-07	1,80E-06	6,90E-08	6,27E-08	1,20E-08	9,23E-08
B	m^3/h	0,97	1	0,97	1	0,97	1	0,97	1
T	h/rok	6 760	2 000	6 760	2 000	6 760	2 000	6 760	2 000
Príjem	Bq	5,25E-03	3,88E-02	2,56E-03	3,60E-03	4,52E-04	1,25E-04	7,87E-05	1,85E-04
$H(g)_{inh}$	Sv/Bq	6,70E-09	6,70E-09	3,00E-08	3,00E-08	4,70E-05	4,70E-05	3,90E-05	3,90E-05
E_{inh}	nSv	3,51E-02	2,60E-01	7,67E-02	1,08E-01	2,13E+01	5,89E+00	3,07E+00	7,20E+00

Pracovník, ktorý strávi v lokalite Bohunice 2000 hodín obdrží za rok z inhalácie umelých RN (^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{239}Pu , ^{241}Am) úväzok efektívnej dávky z tohto pobytu 13,4 nSv a z pobytu mimo tohto územia 24,5 nSv - spolu je to 37,9 nSv. Pre porovnanie, ak by do areálu JZ Bohunice nechodil obdržal by z inhalácie týchto

RN úvazok $E_{inh} = 31.7$ nSv, ako každý iný obyvateľ SR. Rozdiel týchto hodnôt 6,2 nSv predstavuje hodnotu o ktorú obdrží každý pracovník v areáli JAVYS väčší úvazok efektívnej dávky z inhalácie v porovnaní so zamestnancami mimo lokalitu (napr. v Trnave). Toto zvýšenie predstavuje dávku cca 100 tisíc-krát menšiu v porovnaní s efektívnou dávkou, ktorú obdrží každý obyvateľ SR od radiačného pozadia.

MERANIE PRÍKONOV DÁVKY

Gamasondu RS-03/X tvorí proporcionálny detektor NPGD-02, ktorý je spolu s potrebnou elektronikou integrovaný do sondy. Zariadenie je kalibrované v jednotkách priestorového dávkového ekvivalentu $H^*(10)$.

VÝSLEDKY MERANIA BITT SONDOU A ICH VYHODNOTENIE

Analýza výsledkov ukazuje, že hodnoty príkonu priestorového dávkového ekvivalentu H^* sú krátkodobo ovplyvňované zmenami polí žiarenia v dôsledku činností a pohybu zdrojov žiarenia v tejto lokalite, i keď z dlhodobého hľadiska zostáva na porovnateľnej úrovni. Prakticky celý rok boli merané hodnoty H^* okolo 120 nSv/h. Odhliadnuc od krátkodobých zmien sa radiačná situácia z hľadiska úrovne externého žiarenia v „centre“ činností pri vyradovaní JE A1 pohybuje trvalo na úrovni, ktorá je o $\approx 10\%$ vyššia ako je prirodzená úroveň externého žiarenia od kozmického žiarenia a prirodzených rádionuklidov v životnom prostredí - radiačné pozadie na území SR je cca $108,7 \pm 17$ nSv/h.

Záver

Merania aerosólov, spadov a príkonov dávky tvoria základ pre hodnotenie potenciálnych zmien celkovej radiačnej situácie hlavne v dôsledku prác na vyradovaní JE A1 a je ich možné využiť aj pre nezávislé posúdenie stavu životného prostredia v tejto lokalite v styku s verejnosťou. Závěry z jednotlivých meraní je možné zhrnúť nasledovne:

AEROSÓLY

- Aktivita umelých rádionuklidov (^{137}Cs , ^{60}Co) sv aerosóloch v r.2006 má v zásade rovnaký charakter, ako v predchádzajúcich rokoch.
- Priemerná hodnota objemovej aktivity ^{137}Cs v r.2006 bola 16,3 $\mu\text{Bq}/\text{m}^3$, Objemová aktivita ^{137}Cs v lokalite JAVYS je cca rádovo vyššia ako na ostatnom území SR. Rozdiel je spôsobený lokálnymi vplyvmi v lokalite Bohunice.
- Lokálne vplyvy taktiež spôsobujú, že z dlhodobého hľadiska je pokles objemovej aktivity ^{137}Cs v lokalite Bohunice, ktorý do konca r.1996 sledoval pokles objemovej aktivity ^{137}Cs na ostatnom území SR, sa od r.1997 prakticky zastavil a dodnes si udržuje svoju stabilnú hodnotu.
- Porovnaním objemovej a hmotnostnej aktivity je vidieť, že charakter priebehu objemovej a hmotnostnej aktivity je prakticky rovnaký – keď je zvýšená objemová aktivita je zvýšená i hmotnostná aktivita. Pri tom však nie je evidentná korelácia medzi objemovou aktivitou a prašnosťou. To svedčí o tom, že zdroje zvýšenej prašnosti a zdroje zvýšenej aktivity sú rozdielne – teda zvýšená

aktivita nepochádza zo zvýšenej prašnosti. To svedčí o tom, že zdrojom zvýšenej aktivity ^{137}Cs v ovzduší lokality je predovšetkým vzdušná aktivita pochádzajúca z plyných exhalátov JZ v lokalite (obzvlášť BSC RAO, JE A1 a MSVP).

- Aktivita ^{60}Co je meraná tesne nad úrovňou detekčného limitu ($< 1 \mu\text{Bq}/\text{m}^3$), pričom predĺženie intervalu odberu aerosólov na dva týždne sa prejavilo jej poklesom. Napriek tomu je veľa meraní ^{60}Co pod MDA, v dôsledku poklesu aktivity v zdroji (relatívne krátky polčas rozpadu). Celkový priebeh je podobný priebehu aktivity ^{137}Cs , čo tiež nasvedčuje tomu, že zdroje ich zvýšenia v lokalite sú rovnaké.

SPADY

Obdobné závery ako pri hodnotení nameraných výsledkov aktivity aerosólov sa dajú urobiť i z merania spadov. Integrálna hodnota spadu ^{137}Cs v lokalite JAVYS za rok 2006 je $58,7 \pm 2,8 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-2}/\text{rok}$. Táto hodnota je približne rovnaká ako v predchádzajúcich rokoch, v porovnaní s integrálnym spadom v r.2004 - $49,2 \pm 1,7 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-2}/\text{rok}$.

EXTERNÉ ŽIARENIE

Výsledky merania príkonu priestorovej ekvivalentnej dávky H^* [nSv/h] v r.2006 Bitt sondou integrovanou s PC potvrdili vysokú citlivosť merania umožňujúcu zaznamenať i malé krátkodobé zmeny a identifikovať tak pohyb zdrojov externého žiarenia v lokalite JAVYS (hlavne v okolí BSC).

Odhladnuc od krátkodobých zmien možno konštatovať, že dlhodobá hladina príkonu priestorovej ekvivalentnej dávky H^* [nSv/h] v mieste merania je závislá na kumulácii zdrojov externého žiarenia v dosahu gama sondy a v r.2006 sa pohybovala na úrovni 110 až 130 nSv/h .

REFERENCE

- [1] Vladár M., Cabáneková a kol.: Údaje celoštátnej siete radiačného monitorovania na Slovensku za r.1993 až 1997. Ústav preventívnej a klinickej medicíny Bratislava
- [2] Morávek J., Slávik O., Hutta J.: Radiačná situácia v lokalite Jaslovské Bohunice, Bezpečnosť jadrovej energie, 1(39), 1993, s.10-15
- [3] Morávek J. a kol.: Správa VUJE a.s. Ev.č. V03-2522/2005 s výsledkami monitorovania za r.2005.
- [4] Morávek, J. a kol.: Technická podpora systému monitorovania v lokalite RÚ RAO Mochovce. Technické správy VUJE k úlohe 4.8.3.2.3 „Databázy pre komplexné modelovanie procesov úniku a transportu RL v úložiskách a ich okolí“ Projektu VJE A1 – I.etapa za roky 2000 až 2005.
- [5] Cabáneková, H., Melicherová, T.: Správa o radiačnej situácii na území Slovenskej republiky za rok 2003. Bezpečnosť jadrovej energie 12(50),2004 č.11/12 s.331 - 347
- [6] Nariadenie vlády SR č.345/2006 Z.z. - o základných bezpečnostných požiadavkách na ochranu zdravia pracovníkov a obyvateľov pred ionizujúcim žiarením
- [7] Morávek, J., Slávik, O., Šoós, F.: Program a výsledky nezávislých meraní v okolí vyradovanej JE-A1 vrátane hodnotenia dlhodobých trendov. Časopis pre elektrotechniku a energetiku, 11, 2005 č.6

REKONŠTRUKCIA SYSTÉMU RADIČNEJ KONTROLY CHLADIVA PRIMÁRNEHO OKRUHU NA JE PAKŠ

RNDr. Ondrej Slávik CSc., Ing Juraj Košťial¹, RNDr. Jozef Beňa²

¹VUJE a.s., Okružná 5, 918 64 Trnava, slavik@vuje.sk

²Golianova 32, 91701 Trnava

Na základe tendra bolo VUJE v roku 2006 vybrané na dodávku na kľúč rekonštrukcie systému radiačnej kontroly (SRK) chladiva primárneho okruhu (IO) na JE Pakš. Cieľom rekonštrukcie v súlade so zadávacím projektom (schválený koncepčný projekt) [1] je do roku 2010 postupne pre všetky 4 bloky demontovať starý systém (SEJVAL), a nainštalovať a odskúšať nový systém založený na dvojici redundantných meracích potrubných trás a kontinuálnych on-line meraniach nad impulznou trubkou pomocou polovodičovej HPGe gamaspektrometrie ako aj meraní dávkového príkonu (Si detektor MGPI) v hermetickej zóne reaktora (m.č. 305/A). Odberové miesto meracej potrubnej trasy je navrhnuté realizovať tesne za dochladzovačom špeciálnej očistky vôd ŠOV-1 (aby bol zaistený prietok chladiva aj v prípade odstávky filtrov ŠOV-1), pričom pre zaistenie dostatočného prietoku chladiva v meracej potrubnej trase sa využíva tlakový spád na výmenníkoch tepla príslušnej vetvy ŠOV-1.

Pre tento účel bol vo VUJE navrhnutý redundantný gamaspektrometrický monitor chladiva IO (GSP MOIO) s tieniacim Pb domom vlastnej konštrukcie umožňujúcim ručné zásuvanie kolimujúcej štrbiny (vyrobené v VFI, a.s. Černá Hora) a vlastným riadiacim aplikačným SW monitora využívajúcim gamaspektrometrický SW Genie 2000 od fy Canberra [2].

Súčasťou dodávky je aj účasť VUJE na rekonštrukcii SRK vôd bazénu vyhoretého paliva založeného na dvojici redundantných odberových trás a kontinuálnych on-line meraniach s NaI detektormi (od fy MGPI) priloženými k impulznej trubke (algoritmus vyhodnotenia objemovej aktivity štiepných a korózných produktov a inžinierske práce pri odskúšaní uvedení do chodu).

Cieľom prezentácie je podrobnejšie predstaviť navrhnutý GSP MOIO VUJE s uvedením jeho základných funkčnosťných charakteristík vrátane spôsobu odhadu vybraných metrologických metrologických parametrov (MDA pre vybrané RN).

GSP MONITOROVACÍ SYSTÉM PRIMÁRNEHO OKRUHU JE PAKŠ

Navrhnutý gamaspektrometrický monitor (GSPM) pre každý blok JE [[4]] pozostáva:

- HPGe detektor Canberra s elektrickým chladením Cryopulse 5 [[2]],
- valcový Pb dom s mechanicky zasúvateľným štrbinovým kolimátorom (vid' obr.1, [3]),
- mnohokanálový analyzátor (MKA) Lynx –Canberra s ethernetovým rozhraním [[2]],
- základný gamaspektrometrický SW Canberra Genie 2000,

- systém prevodníkov zaisťujúci prenos signálov z hermetickej zóny do optickej siete.

Okrem týchto nových monitorov je na každom bloku do systému redundantne zapojený už aj existujúca (stará) GSP trasa na báze staršej technológie Canberra (HPGe s elektrickým chladením Cryo II, AIM, ADC, spektrometrický zosilňovač, HV) [[2]].

Jednotný riadiaci, vyhodnocovací a komunikačný systém s kontinuálnym meraním a periodickým odovzdávaním vyhodnotených údajov objemovej aktivity vybraných rádionuklidov chladiča IO pre všetky 4 bloky a 8 GSP monitorov (GSPM) JE Pakš je realizovaný pomocou:

- dvojice redundantne zapojených HP serverov typu Proliant (požiadavka odberateľa kvôli jednotnosti počítačovej techniky),
- nezávislej (slúžiacej iba pre tento účel) redundantne zdvojenej optickej siete zaisťujúcej prepojenie 8 MKA s dvojicou vyššie spomínaných HP serverov,
- aplikačného SW vypracovaného vo VUJE pre riadenie, vyhodnotenie a snímanie stavov GSP monitorov IO a zaisťujúcim aj redundanciu serverov a komunikáciu s nadstavbovým informačným systémom JE.

Navrhnutý GSP monitorovací systém bude na JE zaisťovať nasledovné funkcie [[4]]:

- komplexné diaľkové riadenie 8 GSPM, prepínanie a meranie v automatickom a ručnom režime, energetická a účinnosťná kalibrácia (kalibračný trubkový žiarič), kontrola stability spektrometrov,
- kontinuálne 8 h meranie s vyhodnotením spektrometrických signálov, prenos 8 h spektier a vyhodnotených údajov do nadstavbového informačného systému (IS) SCADA, rýchle 10 min. monitorovanie (letné čítanie) pre zvolené rádionuklidy (RN) a prenos nameraných údajov do IS,
- 1 min snímanie stavov a zobrazovanie jednotlivých parametrov GSP monitorovacieho systému IO, ich prenos smerom k IS, vykonávanie základných autodiagnostických funkcií.

Meracia geometria a merací rozsah

Dĺžka meranej impulznej trubky GSPM (ϕ 25 x 2.6 mm) je vymedzená navrhnutým valcovým tienením o vnútornom priemere 125 mm a hrúbkou olova 5 cm. Vzďialenosť impulznej trubky nad detektorom je 6 cm (hrúbka štrbinového kolimátora) zaisťujúci max. rozsah objemovej aktivity chladiča IO $1.0E+12$ Bq/m³ (¹³⁷Cs -ef).

Nevyhnutné výpočty potvrdzujúce požadovaný rozsah merania boli vykonané výpočtovým programom ISOCS (SW Canberra) pre zvolený štandardný HPGe detektor v spolupráci s firmou Canberra-Packard, s.r.o. Výpočet horného meracieho rozsahu pre GSPM je určený citlivosťou detektora, C , ($C=I \cdot V$, kde I je účinnosť detekcie a V objem meranej trubky) a hraničnou

hodnotou početnosti celého spektra, ktorú je MKA ešte schopný spracovať bez výrazných deformácií spektra ($2E5$ i/s). Podľa výpočtov bolo navrhnuté štrbinový kolimátor zasunúť ak objemová aktivita v IO dosiahne hodnotu $1E8$ Bq/l.

K určení dolného meracieho rozsahu (MDA) bolo potrebné odhadnúť navyše aj neznáme pozadie v príslušnej časti spektra HPGe detektora v prítomnosti pozadových RN chladiča IO na JE Pakš. Tieto pozadové údaje boli určené odhadom na základe znalosti veľkosti pozadových hodnôt a hodnôt citlivosti meracej geometrie na JE V2 EBO a predpokladu úmernosti pozadia a citlivosti detektora na oboch JE. Príslušné hodnoty citlivosti a pozadia pre spektrometer na JE V2 (V2) a JE Pakš (PAE) sú uvedené v Tab. 1 (zvýšenie pozadia pre energiu 364 keV a nižšie je spôsobené zvýšeným anihilačným píkom (pozitronové žiariče ako ^{11}C a pod.) [[5]]. Príslušné hodnoty MDA pre rôzne časy merania a vybrané energie RN sú uvedené v Tab. 2. Je vidieť, že pre 8 hod. merania ^{131}I MDA je na úrovni 1kBq/l.

POUŽITÁ LITERATÚRA

- [1] Projekt technických úloh, rekonštrukcia SRK na JE Pakš, Ver. E/2004, 2004.
- [2] Katalóg produktov fy Canberra, 2007.
- [3] Návod na obsluhu, tieniaci dom pre GSP monitor IO, typ KPV 01, VFI a.s., Černá Hora, 2007.
- [4] Realizačný projekt rekonštrukcie SRK primárneho okruhu na JE Pakš, 1. a 2. blok, VUJE, 2007.
- [5] V. Kapišovský, O. Slávik, J. Beňa, Skúsenosti s gamaspektrometrickým monitorovaním chladiča primárneho okruhu, Tech. Správa VUJE č.1/2006 k projektu 7369/00/06, VUJE, 2006.

Tab. 2 Údaje pre citlivosť C (výpočet podľa ISOCS) a pozadie pre GSP monitor IO dodávaný na JE Pakš (PAE) a JE V2 (V2)

	V2 (2mm)*	PAE (5cm)	PAE / V2	V2(2mm)	PAE(5cm)
Energia	C	C	C/C pomer	Pozadie**	Pozadie**
keV	cps (kBq/l)	cps /(kBq/l)	[1]	cps	cps
81	1.2E-01	7.54E-02	6.5E-01	46	29.9
365	2.7E-01	1.81E-01	6.6E-01	37	24.4
662	1.7E-01	1.13E-01	6.7E-01	2.9	1.9
1333	1.0E-01	7.12E-02	6.9E-01	1.6	1.1
2400	6.3E-02	4.46E-02	7.1E-01	0.4	0.28

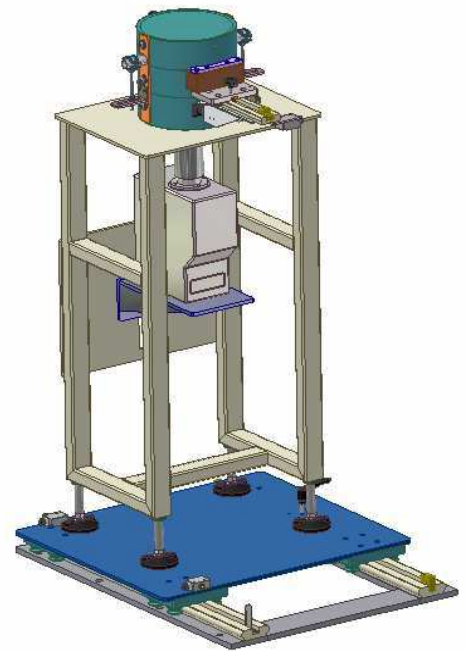
* - v zátvorke je uvedená vzdialenosť trubky nad detektorom

** -pozadie = pozadie pod píkom, cps = i/s (count per second)

Tab. 3 Vypočítané údaje pre MDA v [kBq/l] podľa hodnôt pozadia v Tab. 1

Čas merania	T=8h	T=1h	T=10 min
Min. det. A (k= 1.65)	MDA	MDA	MDA
Energia	Podľa pozadia na EBO V2 10.2.2006		
81 keV, (z= 0.38)	6.03	17.1	41.8
364 keV, (.81)	1.03	2.9	7.2
662 keV, (.85)	0.44	1.3	3.1
1332keV, (1)	0.45	1.3	3.1

Obr. 1 Schéma tieniaceho domu KPV 01 s detektorom a foto spektrometrickej zostavy 2x Lynx + 2x HPGe Cryopulse 5 pre GSPM systém JE Pakš pri testovaní v laboratóriu VUJE



Obr. 2 Kópia obrazovky monitora GSP monitorovacieho systému IO pre JE Pakš pri jeho testovaní v laboratóriu VUJE

AE Pakš

Modulár spektrométrek | Integrált spektrométrek | Databázis mod.spek. | Databázis integ. spek. | Dekodovanie | Simulátor

SERDC203 Modulár spektr. SW állapota 1 Config Modular save

Vezérlés	HPGe status	1	Berendezés rendben van
Automatikus	HV	1	Berendezés rendben van
	Amplifair	1	Berendezés rendben van
10TE01R601	DSP	1	Berendezés rendben van
Holt Idő:	AIM	1	Berendezés rendben van
	Kolimátor	0	Nem van követelmény
0.	Mérési rendszerek állapota	1	Berendezés rendben van

Nem van követelmény

Vezérlés	HPGe status	1	Berendezés rendben van
Automatikus	HV	1	Berendezés rendben van
	Amplifair	1	Berendezés rendben van
20TE01R601	DSP	1	Berendezés rendben van
Holt Idő:	AIM	1	Berendezés rendben van
	Kolimátor	0	Nem van követelmény
16.	Mérési rendszerek állapota	1	Berendezés rendben van

Nem van követelmény

Vezérlés	HPGe status		
	HV		
	Amplifair		
30TE01R601	DSP		
Holt Idő:	AIM		
	Kolimátor		
	Mérési rendszerek állapota		

Nem van követelmény

Vezérlés	HPGe status		
	HV		
	Amplifair		
40TE01R601	DSP		
Holt Idő:	AIM		
	Mérési rendszerek állapota		

Nem van követelmény

SERDC - 203	Server munkarendszere	2	Szerver aktív módban
SERDC - 303	Server munkarendszere	2	Szerver aktív módban

Spektrométerek vezérlése aktiválása

Modulár vezérelt berendezések

10TE01 20TE01 30TE01 40TE01

Vezérlés: Karban Automat Kézi

Blok: Kitolva-1 Betolva-2

Mérés állapot: 10TE01 20TE01 30TE01 40TE01

Mérés indítás:

Integrált vezérelt berendezések

10TE03 20TE03 30TE03 40TE03

Vezérlés: Karban Automat Kézi

Blok: Kitolva-1 Betolva-2

Mérés állapot: 10TE03 20TE03 30TE03 40TE03

Mérés indítás:

vuje

Dátum - 10-09-2007
Idő - 8:44:58

MĚŘENÍ PŘÍKONU DÁVKOVÉHO EKVIVALENTU V NÁDOBĚ REAKTORU LVR-15 BĚHEM PĚTILETÝCH PROVOZNÍCH KONTROL

J. Neužil, V. Činovský, D. Javůrek, A. Horák, Z. Lahodová, L. Viererbl

Ústav jaderného výzkumu Řež a.s.

Výzkumný reaktor LVR-15 v areálu Ústavu jaderného výzkumu Řež je víceúčelové zařízení zaměřené především na materiálový výzkum.

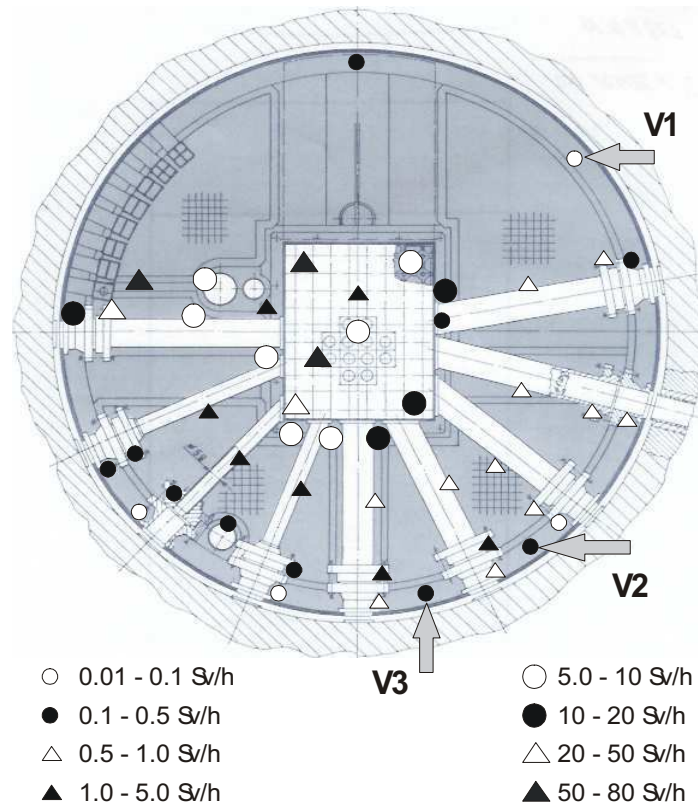
Na konci pětiletých provozních kontrol nebylo ještě palivo zavezeno do reaktorové nádoby, ale byla již v nádobě napuštěna voda primárního okruhu. Za těchto podmínek bylo provedeno měření příkonu dávkového ekvivalentu v různých bodech uvnitř reaktorové nádoby. Měřené záření gama souvisí především s radionuklidy vzniklými aktivací neutrony za provozu reaktoru, a to z materiálu jak reaktorové nádoby, tak dalších zařízení dlouhodobě umístěných v reaktorové nádobě.

Měření bylo provedeno pomocí měřiče FH40G s vodotěsnou sondou FHZ312 s GM detektorem. Detektor byl upevněn na šestimetrové tyči a tato tyč byla ovládána z víka reaktoru (obr. 1). Přítomnost vody primárního okruhu umožňuje i při odkrytí větší části víka reaktoru zajištění dobrých podmínek z hlediska radiační ochrany. Přítomnost vody také způsobuje, že měřený údaj je ovlivněn hlavně nejbližším okolím detektoru, ale přesnější interpretace výsledků a případné porovnání s výpočty není jednoduché a není předmětem tohoto článku.

Obrázek 1. Práce na víku reaktoru.



Obrázek 2. Schematický nákres reaktorové nádoby při pohledu shora.



Polohy jednotlivých měřených míst jsou znázorněny na obrázku 2. V tabulce 1 jsou uvedeny hodnoty odpovídající polohám V1, V2, V3 a různým výškách nad rovinou dna aktivní zóny. Body v poloze V1 jsou dostatečně vzdáleny od horizontálních kanálů a dalších zařízení, a proto by zde měl převažovat příspěvek od aktivované stěny reaktorové nádoby.

Tabulka 1. Příkony dávkového ekvivalentu v závislosti na výšce ode dna aktivní zóny.

Výška (cm)	Příkon dávkového ekvivalentu (mSv/h)		
	Poloha V1	Poloha V2	Poloha V3
0	44.0	50.0	60.0
50	43.0	130.0	165.0
100	10.0	9.0	10.0
150	1.0	0.6	0.9
200	1.0	0.3	-
250	0.5	0.1	-
300	0.2	-	-

Výsledky ukazují, že nejvyšší hodnoty příkonu dávkového ekvivalentu jsou samozřejmě v okolí prostoru, kde je za provozu reaktoru aktivní zóna. Ale srovnatelné hodnoty jsou také v okolí přírub horizontálních kanálů. Naměřené údaje by měly pomoci při odhadu aktivit jednotlivých částí reaktorové nádoby a zařízení dlouhodobě umístěných v reaktorové nádobě.

MONITOROVANIE PODZEMNÝCH VÔD JADROVOENERGETICKEJ LOKALITY JASLOVSKÉ BOHUNICE

Ľubomír Máteľ¹, Oľga Rosskopfová¹, Pavol Rajec¹, Július Plško², Miloš Kostolánsky³, Vladimír Nemčovič³, Ľubica Drahošová³

¹Univerzita Komenského v Bratislave, prírodovedecká fakulta, Katedra jadrovej chémie, Mlynská dolina, Pav. CH – 1, 842 15 Bratislava, matel@fns.uniba.sk, rosskopfova@fns.uniba.sk, rajec@fns.uniba.sk

² Ing. Július Plško EKOSUR Piešťany, prevádzka 919 31 Jaslovské Bohunice, plsko@ekosur.sk ;kostolansky@ekosur.sk,

³ Slovenské elektrárne, a.s., závod Atómové elektrárne Bohunice, Laboratórium radiačnej kontroly okolia, Okružná 14, 918 64 Trnava, Nemcovic.Vladimir@ebo.seas.sk, Drahosova.Lubica@ebo.seas.sk

ÚVOD

Monitorovanie podzemných vôd je proces systematického pozorovania, merania a vyhodnocovania základných údajov charakterizujúcich množstvo a kvalitu podzemných vôd na vopred definovaný účel podľa časového a priestorového plánu s použitím porovnateľných a schválených metód zisťovania, zberu a hodnotenia príslušných údajov. V jadrovoenergetickej lokalite jadrovej elektrárne Jaslovské Bohunice monitorovanie vykonáva firma EKOSUR podľa schválených monitorovacích programov, súbežne s monitorovaním laboratória radiačnej kontroly okolia EBO a Katedrou jadrovej chémie Prírodovedeckej fakulty UK.

VÝSLEDKY A DISKUSIA

Sieť monitorovacích a sanačných vrtov a sond bola systematicky, na základe poznatkov o geologickej stavbe a hydrogeologických pomeroch lokality, modelových výpočtov reálnych a potenciálnych únikov a možného šírenia sa kontaminácie v podzemných vodách postupne budovaná od roku 1997. V roku 1999 bol realizovaný projekt sanačného čerpania podzemných vôd, ktorý zohľadňuje napojenie na technológiu spracovania odpadových vôd v elektrárni. Monitorovacími parametrami sú: objemová aktivita trícia (^3H), celková objemová aktivita beta ($\Sigma\beta$), objemová aktivita (^{90}Sr), objemová aktivita gama rádionuklidov (^{60}Co , ^{137}Cs , ^{40}K). V niektorých prípadoch tiež objemová aktivita alfa nuklidov ($^{239,240}\text{Pu}$, ^{241}Am). V priebehu roku 2006 sa uskutočnilo vo vzorkách 450 analýz ^3H ; 80 analýz na ^{90}Sr , 65 analýz na gama rádionuklidy a 65 analýz na sumárnu beta aktivitu.

Odber vzoriek vykonáva firma EKOSUR, požadované analýzy Laboratórium radiačnej kontroly okolia Trnava a od roku 2006 akreditované Skúšobné laboratórium rádiochemickej analýzy pri katedra jadrovej chémie.

V tabuľke 1, 2, 3 a 4 sú uvedené niektoré výsledky z monitorovacej lokality

Miesto odberu	Objekt	I. štvrťrok		II. štvrťrok		III. štvrťrok	
		17.-26.2. 2006		16.-17.5. 2006		9.-19.8.2006	
		Aktivita ³ H	Neistota	Aktivita ³ H	Neistota	Aktivita ³ H	Neistota
		[Bq.dm ⁻³]	[Bq.dm ⁻³]	[Bq.dm ⁻³]	[Bq.dm ⁻³]	[Bq.dm ⁻³]	[Bq.dm ⁻³]
Vodné zdroje Hlohovec - studne	S-1	12.3	5.3	< 8.9		< 8.9	
	S-2	< 8,7		< 8.9		< 8.9	
	S-3	< 8,7				< 8.9	
	S-5	< 8,7		< 8.9		< 8.9	
	S-6	< 8,7		< 8.9		< 8.9	

Tabuľka 1 Objemové aktivity trícia z lokality Vodné zdroje Hlohovec.

Miesto odberu	Objekt	¹³⁷ Cs	Neistota	⁶⁰ Co	Neistota	⁴⁰ K	Neistota	⁹⁰ Sr	Neistota
		[Bq.dm ⁻³]		[Bq.dm ⁻³]		[Bq.dm ⁻³]		[Bq.dm ⁻³]	
I. štvrťrok (14.-16.2. 2006)									
VZ Hlohovec - studne	S-1	< 0.1300		< 0.0960		< 3.4000		0.0039	0.0011
	S-2	< 0.1300		< 0.0820		< 3.4000		0.0013	0.0004
	S-3	< 0.1300		< 0.0400		< 4.7000		0.0036	0.0011
	S-5	< 0.1300		< 0.0400		< 3.5000		0.0036	0.0009
	S-6	< 0.1500		< 0.0400		< 3.4000		0.0042	0.0013
VZ Hlohovec - vrty	P8(H)	< 0.1400		< 0.0400		< 3.4000		0.0067	0.0021
Objekty oblasť SOCOMAN	HŽ-2	< 0.1300		< 0.0400		< 3.4000		0.0013	0.0004
	HŽ-3	< 0.1400		< 0.0400		< 3.4000		0.0055	0.0016
Oblasť DK - Váh	MH-18	< 0.1200		< 0.0700		< 3.5000		0.0046	0.0014

Tabuľka 2 Objemové aktivity gama rádionuklidov a stroncia z lokality Hlohovec, SOCOMAN a Dudváh – Váh.

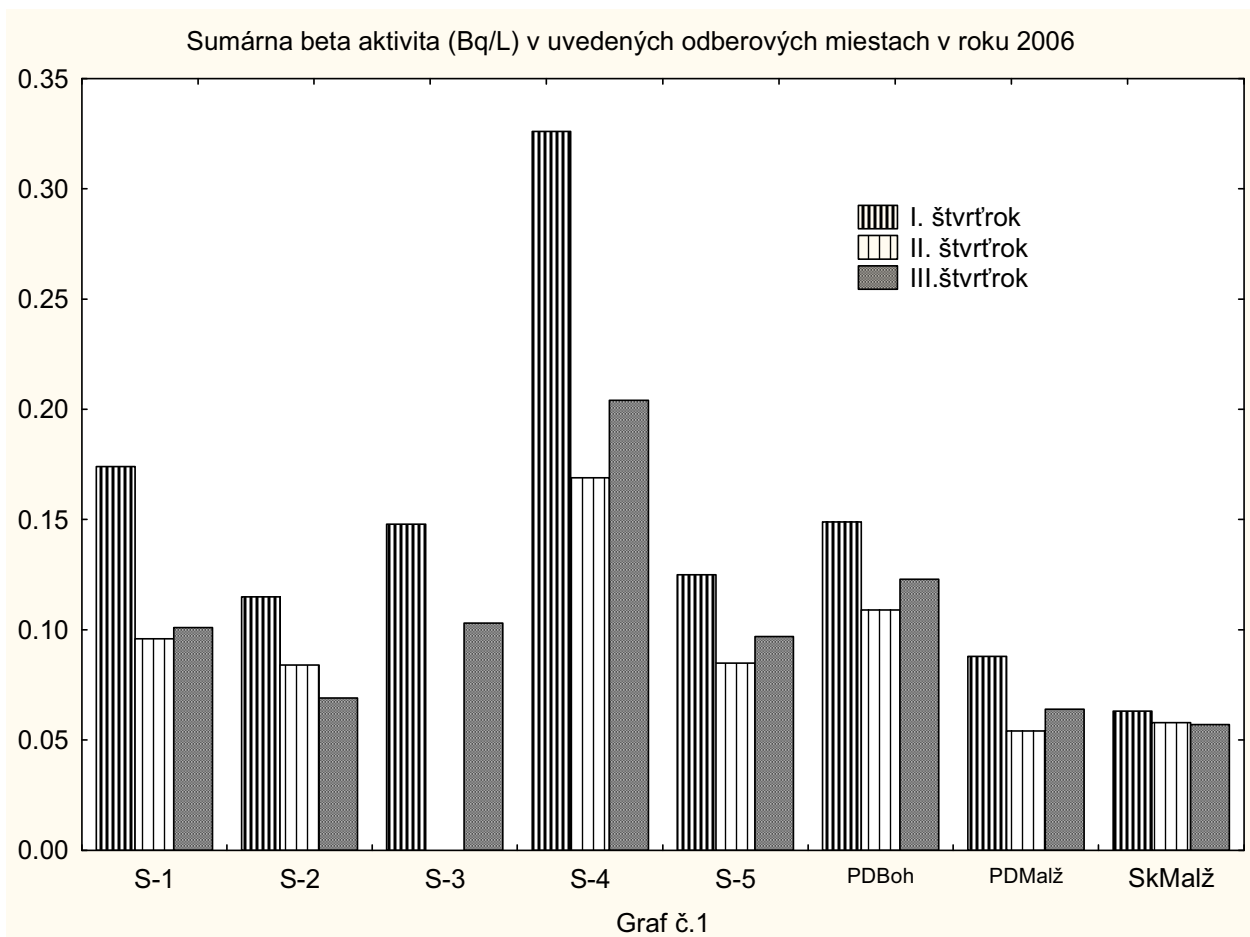
Miesto odberu	Objekt	12.7.2006		14.8.2006		11.9.2006		13.10.2006		17.11.2006	
		Aktivita ³ H	Neistota	Aktivita ³ H	Neistota	Aktivita ³ H	Neistota	Aktivita ³ H	Neistota	Aktivita ³ H	Neistota
		[Bq.dm ⁻³]		[Bq.dm ⁻³]		[Bq.dm ⁻³]		[Bq.dm ⁻³]		[Bq.dm ⁻³]	
Areál JE V-2	HGS-6			< 8,9						< 8,9	
	JB-38			< 8,9						< 8,9	
	JB-39	< 8,9		< 8,9		< 8,9		< 8,9		< 8,9	
	JB-40			< 8,9						< 8,9	
	JB-41			< 8,9						< 8,9	
	RK-80			< 8,9						< 8,9	
	RK-81			< 8,9						< 8,9	
	RK-82	< 8,9		< 8,9		< 8,9		< 8,9		< 8,9	
	RK-83			< 8,9						< 8,9	
	RK-84			< 8,9						< 8,9	
	RK-85			< 8,9						< 8,9	
	RK-88			< 8,9						< 8,9	
	RK-89			< 8,9						< 8,9	
	RK-90B			< 8,9						< 8,9	
	RK-90C			< 8,9						< 8,9	
	RK-91B			< 8,9						< 8,9	
RK-91C			< 8,9						< 8,9		

Tabuľka 3 Objemové aktivity trícia z lokality Areál JE V2

Miesto odberu	Objekt	¹³⁷ Cs	Neistota	⁶⁰ Co	Neistota	⁴⁰ K	Neistota	⁹⁰ Sr	Neistota
		[Bq.dm ⁻³]		[Bq.dm ⁻³]		[Bq.dm ⁻³]		[Bq.dm ⁻³]	
14.8.2006									
Areál JE V-2	JB-39	< 0,0134		< 0,0104		< 0,2864		0,0026	0,0011
	RK-80	< 0,0143		< 0,0107		< 0,3024		0,0063	0,0010
	RK-90C	< 0,0128		< 0,0421		< 0,2981		0,0011	0,0007
Poznámky:		[šedý štvorcík] ročný odber		[tmavý štvorcík] štvrťročný odber					

Tabuľka 4 Objemové aktivity gama rádionuklidov a stroncia z lokality Areál JE V2.

V grafe č. 1 je znázornená sumárna beta aktivita na odberových miestach v roku 2006.



Graf č. 1 Sumárna beta aktivita v niektorých odberových miestach v roku 2006 (vodné zdroje – iné studne).

Objemová aktivita hlavného kontaminantu podzemných vôd - rádionuklidu trícium (³H), bola zistená vo väčšine meraní na úrovni < 8,9 Bq.dm³ v niektorých odberových miestach do úrovne 4.10² Bq.dm⁻³. Okrem trícia boli pravidelným monitorovaním vykonávaným podľa schválených monitorovacích programov zistené aj ďalšie rádionuklidy a to: ⁶⁰Co s objemovou aktivitou

$< 0,048 \text{ Bq}\cdot\text{dm}^3$, ^{137}Cs s objemovou aktivitou $< 0,013 \text{ Bq}\cdot\text{dm}^3$, ^{40}K (prírodný rádionuklid) s objemovou aktivitou $< 0,324 \text{ Bq}\cdot\text{dm}^3$, ^{90}Sr , ^{241}Am , $^{239,240}\text{Pu}$ s objemovou aktivitou v rozsahu rádov $10^{-4} - 10^{-3} \text{ Bq}\cdot\text{dm}^{-3}$

Uvedené čiastočné výsledky jednoznačne potvrdzujú „ problematiku meranie nízkych aktivít sledovaných rádionuklidov “ v podzemných vodách.

Realizované práce za posledné roky z pohľadu radiačnej bezpečnosti a pri zhodnotení rizík potvrdzujú závery, že znečistenie podzemných vôd v oblasti JE Bohunice a jeho okolia, nemôže spôsobiť zdravotnú ujmu žiadnemu jedincovi z obyvateľstva. Limitné ukazovatele platných právnych noriem sú vyššie ako skutočné hodnoty.

POROVNÁNÍ POZEMNÍCH A LETECKÝCH MĚŘENÍ

Irena Češpírová, Aleš Froňka

Státní ústav radiační ochrany, Bartoškova 28, Praha 4

ÚVOD

V případě radiační nehody se předpokládá kontaminace menšího či většího území. Pro malá území stačí proměření pomocí pozemních „bodových“ měřících prostředků eventuálně odběry vzorků s následným stanovením obsahu kontaminantu v laboratoři. Pokud by se však jednalo o rozsáhlejší kontaminaci, je nutné mapování provádět pomocí automobilu nebo letecké spektrometrie a následné podrobné měření na vytipovaných lokalitách.

Pro následná vyhodnocení takovýchto měření je nezbytná kompatibilita všech naměřených dat. Proto vznikl dvouletý projekt, který má za úkol provést porovnání všech měřících metod, používaných v Radiační monitorovací síti ČR, tedy letecké (pro dva typy používaných vrtulníků – BELL 412 ve spolupráci s Policií ČR a MI 17 ve spolupráci s Armádou ČR) a pozemní – měření dávkového příkonu za jízdy automobilem, „bodové“ měření dávkového příkonu a spektrometrická měření, odběr vzorků.

POPIS POLYGONU

Prvním úkolem projektu bylo vytipovat vhodné území – polygon, kde je možné tato porovnávací měření provést. Bylo vybráno území přibližně obdélníkového půdorysu o ploše 10 x 10 km². Nachází se v dobře dostupné centrální části ČR, jihovýchodně od Prahy poblíž městečka Vlašim. Povrch území je mírně zvlněný, nadmořská výška se pohybuje v intervalu 250 až 520 m.n.m. Z porostu převažují louky a pole, lesy jsou na 20% území.

Na daném území se mimo přírodních radionuklidů (⁴⁰K, Ra-řada a Th-řada) v důsledku havárie v Černobylu vyskytuje i ¹³⁷Cs (aktivity se pohybují v rozmezí 3.5 – 8 kBq/m²).

Na sever od Vlašimi leží malé letiště, ke kterému přiléhá louka minimálně 20 let neobdělávaná. Tato louka („kalibrační“) byla vybrána jako lokalita vhodná pro orientační porovnání a kontrolu funkčnosti všech přístrojů pro letecká měření.

POPIS MĚŘÍCÍ TECHNIKY, PODMÍNKY MĚŘENÍ

2. Letecké monitorování

Pro letecké měření byl použit systém IRIS firmy PicoEnvirotec skládající se z následujících částí: spektrometr GRS410 (připojen k detektorovému boxu); 2 detektorové boxy, každý se 2 krystaly o objemu 4 dm³ (celkem 16dm³); rozsah energií 50keV až 3MeV; fotonásobič, A/D převodník a jednotka pro sběr dat; radiovýškoměr (pro určení výšky systému nad terénem); zařízení pro detekci pozice a navigační zařízení zajišťující přesné navádění po letových profilech.

Zařízení IRIS zaznamenává během leteckého monitorování naměřená spektra, ze kterých je později pomocí software stanoven dávkový příkon a plošná aktivita umělých radionuklidů (^{137}Cs) resp. hmotnostní aktivita přírodních radionuklidů. Zároveň se zaznamenává výška letu nad terénem pro pozdější korekce výsledných veličin a souřadnice měřených spekter pro zakreslení měřených veličin do map. Vyhodnocení naměřených spekter bylo provedeno pomocí programu PRAGA.

System byl IRIS instalován ve vrtulníku BELL 412. Letové parametry byly: rychlost letu 100km/h; výška přibližně 100m (60m resp. 40m nad kalibrační loukou) rovnoběžné trajektorie byly vzdáleny 150m; vzorkovací časové intervaly 1s.

3. Pozemní mapování dávek

Pro pozemní měření v automobilu byl použit systém MK skládající se z detektoru dávkového příkonu GR135 miniSpec, GPS a notebooku s programem PDE+, který zaznamenává naměřené hodnoty dávkového příkonu, čas a dobu měření, souřadnice měřeného místa do souboru. Systém byl umístěn uvnitř automobilu VW Syncro. Parametry monitorování byly: interval měření 10s; rychlost jízdy maximálně 40 km/h.

4. Spektrometrická měření

Pro spektrometrická měření byl použit polovodičový detektor s relativní účinností 25%, FWHM (^{60}Co , 1.33 MeV) 1.9 keV a analyzátor DigiDart (4096channel). Naměřená spektra byla vyhodnocena pomocí programu Maestro.

Měření proběhla na „kalibrační“ louce na 6 místech. Jednotlivé měřící body ležely v lince (rovnoběžné se silnicí, vzdálené přibližně 30m), od sebe byly vzdáleny 15m. Detektor byl umístěn 1m nad zemí, délka měření byla 1800s, mrtvá doba 2-3%.

VÝSLEDKY

5. Letecké monitorování

Na jaře 2006 proběhla dvě letecká měření pomocí vrtulníku BELL 412. Naměřené aktivity ^{137}Cs se na této lokalitě pohybovaly do 10 kBq/m²; dávkové příkony do 130 nGy/h. Tyto hodnoty odpovídají aktivitám ^{137}Cs i dávkám měřeným na této lokalitě již dříve (prováděnou v roce 1993 se spektrometrem GR 800 D firmy Geometrics z Kanady, umístěný na palubě letadla AN-2 firmou Geofyzika a.s.) [1,2].

Z výsledků byly vytipovány lokality pro pozemní měření. Nad jednou z takto vytipovaných míst („kalibrační“ loukou) bylo provedeno několik přeletů v letových výškách 30m a 60m nad zemí. Z každého letu bylo vzato 6 hodnot odpovídajících polohou měření místu nad loukou a z nich byl vypočten průměr pro dávkový příkon, plošnou aktivitu ^{137}Cs , a hmotnostní aktivity přírodních radionuklidů (^{40}K , U-series a Th- series). Výsledky jsou v tabulce 1.

6. Pozemní monitorování

Měření dávek: Ve vytipovaném polygonu proběhla měření dávkového příkonu během jízdy automobilem VW Syncro. Jezdilo se po silnici a polních cestách sjízdných pro osobní automobil. Dávkové příkony se pohybovaly v intervalu 50 – 200 nGy/h a reprezentují především dávkový příkon od materiálu vozovky a v přilehlém pruhu o přibližné šířce do 15 m po obou stranách od osy trajektorie automobilu. Hodnoty dávkového příkonu jsou dodatečně korigovány na zeslabení fotonového toku v materiálu podvozku a karoserie automobilu, aby odpovídaly hodnotám ve volném prostoru ve výši 1 m nad terénem.

Spektrometrie: Průměr naměřených aktivit v jednotlivých bodech je zaznamenán spolu s výsledky leteckých měření na této lokalitě v tabulce 1.

ZÁVĚR

Z výsledků měření byly vypracovány mapy barevně zobrazující obsah radionuklidů v půdě na území polygonu (budou předvedeny na konferenci).

Měření byla prováděna ve dvou typech vrtulníků, přičemž jeden z nich (vrtulník AČR) nese námrazoměr obsahující ^{90}Sr , které zvyšuje pozadí vrtulníku. Je složité takto naměřená data (při relativně nízkém obsahu radionuklidů) porovnávat s měřeními jak ve druhém vrtulníku tak s pozemními daty. Pro havarijní účely by zdroj neměl hrát významnou roli.

Dávkový příkon měřený v automobilu je vyšší než z leteckých měření zvláště při měření mimo polní cesty, což může být způsobeno přírodními radionuklidy obsaženými v povrchu vozovky.

Tabulka 1 Výsledky leteckého a pozemního měření na kalibrační louce

Měření	Nad zemí [m]	PFDE [nGy/h]		Plošná aktivita ^{137}Cs [kBq/m ²]		Hmotnostní aktivita [Bq/kg]					
		A	interval	A	interval	^{40}K		U - řada		Th - řada	
						A	interval	A	interval	A	interval
Letecká	30	60	57-63	5.94	4.98-6.48	360	260-430	30.6	20.0-42.8	27.1	20.8-36.6
	60	66	65-69	6.41	6.06-6.80	420	320-550	39.7	29.4-58.2	27.6	14.5-39.5
	30	64	61-68	6.13	4.41-7.15	410	350-460	37.1	20.2-53.0	28.3	15.4-36.5
Pozemní	1	72	65-79	6.71	6.37-7.75	480	460-510	40.5	35.4-44.9	36.8	36.0-37.4

PFDE ... příkon fotonového dávkového ekvivalentu; A ... průměr

LITERATURA

[1] Dědáček, K., Gnojek, I., Janák, F.: Letecký geofyzikální průzkum okolí Vlašimi. Závěrečná zpráva úkolu 2/290/92. Geofyzika a.s. Brno, únor 1993

- [2] Bílý, M. a kol.: Využití moderních leteckých metod pro hodnocení zátěže životního prostředí se zaměřením na vliv těžby uranu. Závěrečná zpráva úkolu pro MŽP ČR VaV/630/3/97, PICODAS Praha s.r.o., FJFI ČVUT, SÚRO Praha, Př.F. UK Praha. Praha 1998.
- [3] Cespirova, I.: Aerial In Situ Survey. International symposium Radioprotection of Environment; INSINUME; Albena, Bulgaria 2004
- [4] Cespirova, I., Fronka, A.: Comparison of Ground and Aerial Measurements; International symposium Radioprotection of Environment - In Situ Nuclear Metrology as a Tool for Radioecology INSINUME (5.- 8. Sep. 2006, Kusadasi, Turecko)
- [5] IAEA Technical Reports Series No. 323: Airborne Gamma Ray Spectrometer Surveying, IAEA Vienna, 1991

Referát vychází z výzkumu podporovaného projektem VaV SÚJB č.3/2006.

POUŽITÍ KAPALINOVÉ SCINTILAČNÍ SPEKTROMETRIE ZA MIMOŘÁDNÉ RADIČNÍ SITUACE

Michal Fejgl¹, Věra Bečková, Jiří Hůlka¹

¹SÚRO Praha, Bartoškova 28, Praha 4, 14000, e-mail: michal.fejgl@suro.cz

ÚVOD:

Z úkolů radiční monitorovací sítě za radiční mimořádné situace (RAMS) vyplývá nutnost vyvinout metodiku umožňující rychlé stanovení aktivity alfa ve vzorcích vod monitorovaných po jaderné nebo radiční nehodě, případně odpadních vod vzniklých při dekontaminaci lidí či techniky.

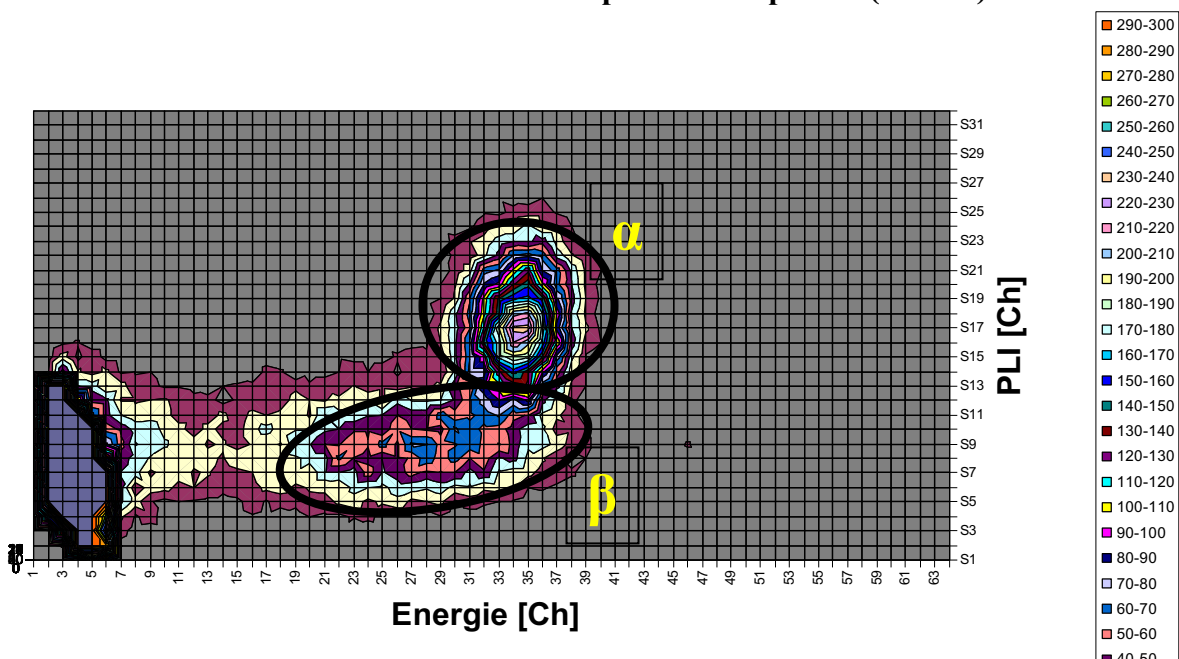
Jednou z metod umožňujících rychlé stanovení celkové aktivity alfa je kapalinová scintilační spektrometrie. Byly stanovovány celkové aktivity alfa v roztocích, které by bylo třeba vyhodnotit v případě radiční mimořádné situace. Jsou to vody pitné, povrchové dekontaminační, moče apod.

POUŽITÉ PŘÍSTROJOVÉ VYBAVENÍ

Byl použit přístroj TriathlerTM. (firma Hidex), ten je jedním z ne mnoha LSC analyzátorů schopných exportovat naměřená data v podobě 2D spekter. To umožňuje selektivní stanovení celkových aktivit alfa a beta i v roztocích obsahujících příměsi ovlivňující rozlišení. Ukázka 2D spektra s rozlišením píků tvořených alfa a beta pulsy je na obrázku č.1.

Veškeré popsané experimenty byly provedeny se scintilačním koktejlem Aqua Light,

Obrázek 1.: Ukázka rozlišitelnosti alfa a beta impulsů v 2D spektru (243Am)



na úrovni prvních desítek Bq na litr při době měření desítek minut. Pro eliminaci vlivu iontů přítomných v pitných vodách bude třeba ještě ověřit stanovitelnost v roztocích při maximální hygienicky povolené koncentrace solí.

Znečištěné vody

Důraz byl kladen na vody vzniklé dekontaminací lidí či techniky po jaderné nebo radiační havárii. Dekontaminaci zajišťuje Hasičský záchranný sbor (HZS) a Armáda České Republiky (AČR). HZS používá k dekontaminaci lidí od radioaktivních látek vody používané k hašení obohacené o 1 až 5 % pěnidla používaného pro hašení [1], dále dekontaminační postupy k dekontaminaci techniky a osob [2] které produkují odpadní vodu obsahující syntetické detergenty o koncentraci v rozsahu $3,6 \cdot 10^{-4}$ až $2,2 \cdot 10^{-3}$. AČR používá k dekontaminaci radioaktivních látek směsi označované čísly 4 a 5 a takzvanou dezaktivační směs. Směs číslo 4 je vodný roztok obsahující 3% detergentu Linka a 2% NaOH. Směs číslo 5 je 3% vodný roztok detergentu Linka [3]. Dezaktivační směs je 0,5% roztok detergentu Alfa.

Bylo třeba optimalizovat metodiku a ověřit stanovitelnost s ohledem na charakter těchto dekontaminačních roztoků. Vzhledem k tomu, že při dekontaminaci techniky je nutné počítat se znečištěním vod prachem a s použitím vod se zvýšenou mineralizací, bylo potřeba otestovat odolnost metody proti těmto vlivům. Pro popsané roztoky byla odvozena MDA, výsledky jsou v obrázku č. 2.

Moče

Stanovení celkových alfa a beta aktivit v močích je závislé na koncentraci minerálních a organických látek. MDA pro celkovou alfa aktivitu v močích je obvykle na úrovni MDA v dekontaminačních roztocích (viz obrázek č.2), zbývá vyřešit otázku močí u osob s nízkým objemem celodenního vylučování. MDA pro celkovou beta aktivitu močí (při měřících časech prvních desítek minut) je na úrovni prvních desítek Bq.

Poznámka:

Vzhledem ke skutečnosti, že při stanovení aktivity alfa ve vzorcích se dá současně předpokládat i přítomnost aktivity beta, bylo dalším cílem práce stanovit, za jakého poměru aktivit beta/alfa je ještě možné stanovit celkovou aktivitu alfa. Experimentálně bylo prokázáno, že ve vodě lze stanovovat celkovou aktivitu alfa, pokud poměr aktivity beta ku alfa není vyšší než 50.

MINIMÁLNÍ DETEKOVATELNÉ AKTIVITY

Minimální detekovatelné aktivity pro různé časy měření byly odvozeny ze vztahů:

$$MVA = \frac{1,645 * \sqrt{N_B * \left(1 + \frac{t_B}{t_S}\right)}}{E * t_B} \quad [\text{Bq}],$$

$$MDA = \frac{1,645^2}{E * t_B} + 2 * MVA \quad [\text{Bq}],$$

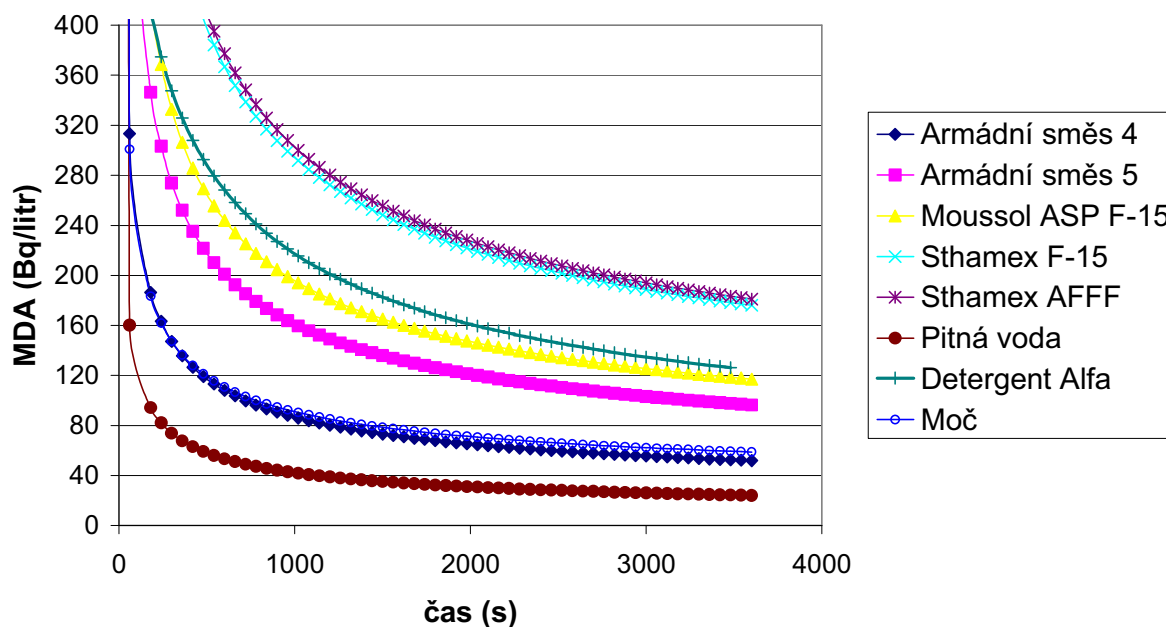
kde t_S , t_B jsou doba měření vzorku a pozadí [s],

N_B je počet impulzů pozadí za dobu t_B v energetickém intervalu,

E je účinnost detekce [$\text{imp} * \text{s}^{-1} * \text{Bq}^{-1}$]

Obrázek 2.: Nomogram minimálních detekovatelných aktivit - sumární alfa

Nomogram času potřebného k dosažení úrovně MDA



ZÁVĚR

Ukazuje se, že v případě pitné vody je metoda použitelná k rychlému odhadu, zda došlo k řádovému překročení směrných hodnot (0,1 Bq/l) pro sumární alfa aktivity pitných vod. Úroveň 10 Bq/l je stanovitelná při době měření jednotek minut. Srovnatelná je i úroveň MDA pro stanovení celkové aktivity beta.

V případě analýz dekontaminačních roztoků lze konstatovat, že při použitých koncentracích dekontaminačních přísad jsou všechna spektra vyhodnotitelná. Dochází sice ke snížení účinnosti měření, nedochází však k degradaci spekter a ve všech případech bylo možné sumárně odečíst impulsy alfa. Za běžné situace se limity celkové alfa aktivity pro vypouštění do kanalizace pohybují na úrovni desítek Bq/l. V případě havarijní situace se uvažuje v řádu stovek Bq/l. Ve většině případů je MDA dostatečná k tomu aby metoda mohla být v případě krizové situace použita ke kontrole vod před vypouštěním do kanalizace. Při zohlednění požadavku rychlého

měření (přibližně do 20 minut) se tato metoda jeví jako použitelná pro měření celkové alfa aktivity ve vodách s příměsí všech dekontaminačních prostředků kromě pěn Sthamex F-15 a Sthamex AFFF.

V případě potřeby rychlého odhadu přítomnosti alfa a beta radionuklidů v moči metoda umožňuje stanovit aktivity na úrovni desítek Bq/l (alfa i beta) při době měření prvních desítek minut. Tato úroveň může při konzervativním odhadu znamenat efektivní dávku kolem v řádu jednotek Sv v případě alfa, a v řádu desetin mSv v případě beta aktivity. Tato metoda je pro odhad efektivních dávek měřením radioaktivity v moči použitelná pro aktivitu beta, pro aktivitu alfa je málo citlivá.

Práce vychází z výzkumu podporovaného projektem VaV SÚJB č. 3/ 2006.

Použitá literatura

- [1] Ing. Kotínský, ústní sdělení
- [2] ML 9L – dekontaminace radioaktivních látek
- [3] Opluštil F.“ aktuální stav a možné směry rozvoje dekontaminačních postupů a směsí v AČR. Sborník z konference Dekontam 2000, VVŠ PV Vyškov, ISBN 80-7231-067-4
- [4] Dokument Number 410/001/1.713 Triathler - Owner's handbook

ÚPRAVA A PŘEMÍSTĚNÍ ODPADŮ V ÚLOŽIŠTI RADIOAKTIVNÍCH ODPADŮ RICHARD

Dostál J., Tichý I., Trtílek R.

ALLDECO.CZ a.s., Dolní Valy 1436/22, 695 01 Hodonín

1. Úvod

Úložiště radioaktivních odpadů Richard je umístěno v areálu bývalého vápencového dolu Richard pod povrchem kopce Bídnice, poblíž Litoměřic, a to v části dolu, která byla v době druhé světové války přebudována na německou podzemní továrnu. Po ukončení těžby slouží důl Richard II od roku 1964 jako úložiště umělých (průmyslových) radioaktivních odpadů, do kterého se ukládají tzv. institucionální RAO. Institucionálními nazýváme ty nízko a středně aktivní odpady, které pocházejí z laboratoří, nemocnic, výzkumných pracovišť a podobně a mají původ mimo palivový cyklus jaderných elektráren. Od roku 2000 v souladu s atomovým zákonem (zákon č. 18/1997 Sb.) úložiště provozuje stát prostřednictvím účelové organizace Správa úložišť radioaktivních odpadů (SÚRAO).

2. Zadání a účel projektu

Historicky uložené odpady z šedesátých a sedmdesátých let minulého století svoji formou úpravy a zabezpečení neodpovídají požadavkům obvyklým v dnešní době. V souladu s novými předpisy a také se vstupem do Evropské unie bylo možné na tyto historicky uložené odpady pohlížet jako na ekologickou zátěž minulosti. Pro její řešení byl zpracován a přijat projekt Phare č. CZ 01.14.03 na řešení definitivního uzavření ukládacích komor v úložišti Richard. Smyslem projektu bylo stavebně technicky upravit nové ukládací komory jako hydraulické klece, které jednak znemožní průnik důlních a průsakových vod k uloženým odpadům, a naopak umožní zafixovat uložené odpady jako celek do betonových bloků.

Souběžně s těmito pracemi v letech 2006 – 2007 probíhal další úzce související projekt Phare č. CZ 632.02.04 **Úprava a přemístění odpadů v Úložišti radioaktivních odpadů Richard**, jehož řešitelem a realizátorem bylo ALLDECO.CZ a.s. Účelem tohoto souvisejícího projektu byla ojedinělá a unikátní práce – vyjmutí části historických odpadů z původních ukládacích komor, jejich monitorování, zdokumentování a přemístění do nových komor. Rozsahem tato práce představovala manipulaci s cca 14.800 sudy o objemech 50 – 100 l a s cca 500 sudy o objemu 200 l. Doplňkovými účely projektu bylo dohledání některých nestandardních odpadů mezi přemísťovanými sudy, např. obsahujících neutronové zdroje, a jejich vyjmutí z procesu přemístění, dohledání sudů s rádiovými zdroji a jejich umístění do definitivně uzavíraných komor

s cílem zlepšit radonovou situaci v ovzduší dolu, a v neposlední řadě také snížení objemu uložených odpadů lisováním k tomu vhodných sudů.

Specifikem prací na projektu byla práce pod zemí, což vyžadovalo respektovat nejen legislativu podle atomového zákona a požadavky Státního úřadu pro jadernou bezpečnost, ale také legislativu podle horního zákona a dohled Báňského úřadu.

3. Rozsah prací při úpravě a přemístění odpadů

Příprava projektu probíhala od května 2006 po dobu 4 měsíců a na straně ALLDECO.CZ a.s. představovala tyto práce:

- zpracování podkladů pro SÚRAO k získání povolení SÚJB k předmětnému nakládání s RAO
- zpracování dokumentace pro povolení SÚJB na vlastní činnosti ALLDECO.CZ a.s.
- zpracování dokumentace k vlastním činnostem ALLDECO.CZ a.s. předkládané Báňskému úřadu a schválení potřebného technického vybavení pro práci v podzemí
- vypracování technické, pracovní a záznamové dokumentace pro jednotlivé činnosti při úpravě, charakterizaci a přemístění odpadů
- realizace specializovaných školení vlastního výkonného personálu
- vybudování a vybavení uzavřeného pracoviště pro charakterizaci, dokumentaci a lisování odpadů uvnitř dolu Richard II včetně dodávky speciálního paketovacího lisu a vysokozdvížného vozíku v provedení pro práci v podzemí
- spolupráci s projekční organizací zajišťující projektovou dokumentaci výstavby a uzavírání nových komor na návrhu systému ukládání odpadů do těchto komor a postupu jejich plnění a uzavírání.

Vlastní realizační práce ALLDECO.CZ a.s., které probíhaly kontinuálně od 08/2006 do 10/2007, zahrnovaly:

- vybírání sudů s historickými odpady z původních komor
- základní charakterizace sudů (hmotnost, dávkový příkon gama a neutronů, fyzická kontrola stavu sudů a jeho vnitřního obsahu apod.)
- identifikace sudů v databázi historických průvodních listů
- přebalení sudů v případě jejich fyzického poškození
- lisování sudů v případě, že to umožnil jejich fyzický stav a obsah
- přemístění sudů do nově upravených komor
- vystavení protokolu ke každému sudu a pořízení fotodokumentace.

Kromě uvedeného rozsahu základních prací realizovalo ALLDECO.CZ a.s. v rámci projektu tyto další práce:

- vizuální a teplotní monitoring betonáže jednotlivých modulů v definitivně uzavíraných komorách
- identifikaci obalů s nestandardními odpady (neutronové zdroje, odpady s obsahem ^{239}Pu , odpady s obsahem ^{226}Ra) a jejich vyjmutí z přemísťovaných šarží
- úpravu nestandardních odpadů (s obsahem volné kapaliny) technologií „sud v sudu“
- radiační monitoring pracoviště a vzduchotechnického systému dolu před a po ukončení prací
- odběry a analýzy ovzduší dolu pro kontrolu přítomnosti plísní a bakterií (s ohledem na přítomnost historických odpadů biologického původu)
- výkon dohledu nad radiační ochranou při činnostech třetích osob v dole během operací s odpady.

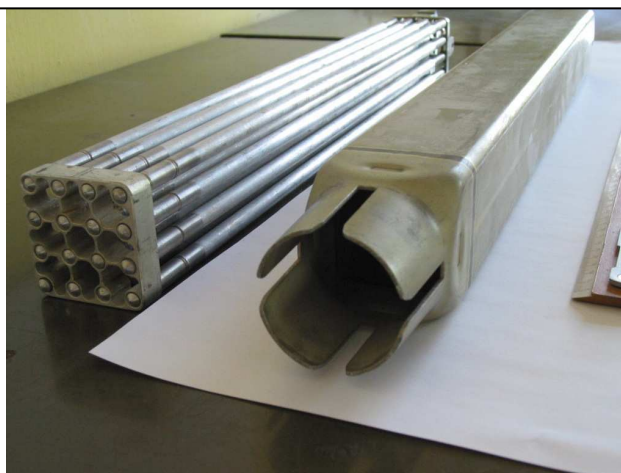
SYSTÉM NAKLÁDÁNÍ S VYHOŘELÝM JADERNÝM PALIVEM V ÚJV ŘEŽ A.S.

P. Kovařík¹, J. Podlaha¹

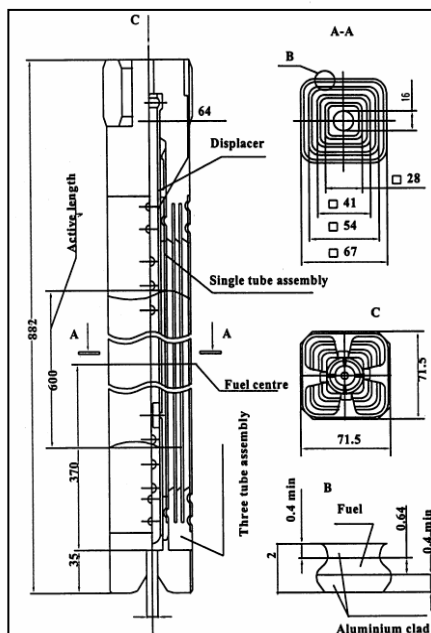
¹ÚJV Řež a.s., Husinec-Řež 130, 250 68 Řež

Ústav jaderného výzkumu Řež a.s. (ÚJV) provozuje dva výzkumné jaderné reaktory. Výsledkem provozu jaderných reaktorů je vyhořelé jaderné palivo (VJP). V ÚJV byly nejprve používány palivové soubory typu EK-10 (1957 – 1974), později se přešlo na soubory typu IRT-2M (obohacení 80%, později 36%). Specifikace palivových článků je uvedena v rámečku 1 a 2.

EK-10	
Obohacení	10%
Celková délka	550 mm
Rozměry	71.5 x 71.5 mm
Celková hmotnost	4,5 kg
Hmotnost uranu	1,28 kg
Počet článků	16
Tloušťka povlaku	2 mm
Jaderný materiál paliva	UO ₂ in Al – Mg matix
Materiál povlaku	Al
Maximální tepelný výkon	0.5 W
Průměrné vyhoření	20%
Maximální vyhoření	24 MWd/kgU



PALIVO EK - 10



IRT-2M	IRT-2M (80%)	IRT-2M (36%)
Celková délka (mm)	882	882
Rozměry (mm)	67 x 67	67 x 67
Rozměry hlavy souboru (mm)	71.5 x 71.5	71.5 x 71.5
Celková hmotnost (kg) - 4 trubky	3.4	3.75
- 3 trubky	2.8	3.15
Prům. poč. hmotnost uranu (kg) - 4 trubky	0.210	0.630
- 3 trubky	0.180	0.545
Prům. poč. hmotnost 235U (kg) - 4 trubky	0.167	0.226
- 3 trubky	0.144	0.195
Tloušťka trubek (mm)	2	2
Tloušťka povlaku (mm)	2 x 0.8	min 2 x 0.4
Povlakový materiál	slitina Al	slitina Al
Jaderný materiál paliva	U in Al matrix	UO ₂ in Al matrix
Průměrná délka článku (mm)	580	600
Maximální průměrné vyhoření (MWd/kgU)	380	180
Maximální průměrné vyhoření (% of initial U235)	55%	60%
Obsah Pu / 1 FA – up to (grams)	0.6	4.5

PALIVO IRT – 2M

Přeprava a skladování VJP v ÚJV Řež a.s.

Po vyjmutí paliva z reaktorové nádoby je palivo skladováno po určitou dobu v bazénu vyhořelého paliva v budově reaktoru z důvodu poklesu jeho tepelného výkonu. Poté je palivo přeloženo do transportního kontejneru a přepraveno do skladu vyhořelého jaderného paliva a vysoceaktivních odpadů (sklad VAO), který se nachází v horní části areálu ÚJV.

Sklad VAO je určen ke skladování VJP vzniklého provozem výzkumného jaderného reaktoru LVR-15 (dříve VVR-S) provozovaného ÚJV a vysoceaktivních odpadů, které nesplňují podmínky přijatelnosti do úložišť radioaktivních odpadů (ÚRAO). Sklad je v provozu od roku 1997. Plánovaná životnost skladu VAO je 50 let, což v době výstavby odpovídalo předpokládanému uvedení hlubinného úložiště do provozu. V hlubinném úložišti budou uloženy upravené RAO nesplňující podmínky přijatelnosti k uložení do stávajícího ÚRAO Richard u Litoměřic. Dnes je předpokládán termín uvedení hlubinného úložiště do provozu rok 2065, proto budou muset být v budoucnu provedena opatření k prodloužení životnosti skladu VAO.

Popis skladu VAO

Objekt skladu VAO je řešen jako jednolodní hala, jejíž spodní část do úrovně +5,65 m je provedena jako monolitická železobetonová vana. Nad touto částí je prefabrikovaná hala. Vnější rozměry této haly jsou 37 x 13 m, výška nadzemní prefabrikované části je 9,9 m. Spodní monolitická část haly je rozdělena na 12 boxů čtvercového půdorysu, z nichž 8 slouží pro skladování RAO a suché skladování VJP typu EK-10, ve dvou jsou umístěny bazény A a B pro „mokré“ skladování VJP typu IRT-2M, v jednom je umístěno technologické zařízení (vodní hospodářství) a jeden slouží jako vstupní prostor pro vjezd dopravních prostředků. Vstup do skladu je zajištěn vstupními vraty do vstupní haly na úrovni +0 m, propojení s úrovní 5,65 m je točitým ocelovým schodištěm ve vstupním prostoru. Sklad je vybaven únikovým východem v zadní části haly. V roce 2006 byla k původní budově skladu VAO přistavěna hala, která slouží pro skladování přepravních kontejnerů Škoda VPVR/M. Ty budou použity pro přepravu VJP do Ruska (viz dále).

Bazény pro skladování VJP typu IRT-2M pod vrstvou stínící vody jsou tvořeny vnitřní nerezovou nádrží umístěnou v nádrží z uhlíkaté oceli usazené v betonovém loži. Bazény mají průměr 4,6 m a výšku hladiny vody 5 m. Prostor mezi vnitřními a vnějšími nádobami bazénů je monitorován na přítomnost vody, která by signalizovala únik vody z vnitřního bazénu. Pro skladování VJP je používán bazén B, bazén A slouží jako rezervní bazén. Kapacita skladovacího bazénu je 300 ks palivových článků. VJP je skladováno v hliníkové mříži s roztečí 200 mm. V boxu 5 bylo v suchých skladovacích kontejnerech skladováno VJP typu EK-10. Kapacita boxu byla 200 ks VJP typu EK-10. Skladovací prostor boxů je ve vodorovných

rovinách rozdělen betonovými panely na tři prostory. Horní krycí vrstvu tvoří dva stínící panely. Rozměry boxů jsou 5,5 x 5,5 m, výška 5 m. Všechny úložné prostory jsou pod úrovní terénu.

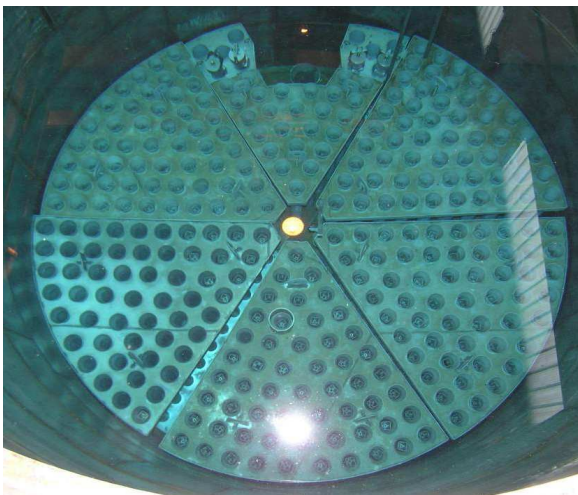
Součástí skladu je typová demistanice MIX 1000 pro přípravu a udržování požadované kvality stínící vody v bazénu umístěná v prostoru vedle vstupní haly. V prostoru demistanice je umístěna jímka na kapalný RAO, který tvoří zejména vody z regenerace ionexů a oplachové vody. Odtud se kapalné RAO přečerpávají do přepravní cisterny a jsou převezeny ke zpracování na objekt Velké zbytky. K manipulaci uvnitř objektu slouží elektrický mostový jeřáb o nosnosti 12,5 t. Dále je sklad vybaven stabilním dozimetrickým systémem. Větrání skladu je zajištěno odtahem vzduchu bez přívodních systémů.

Sklad VAO je vybaven signalizačním systémem veličin a parametrů:

- kontrola těsnosti vnitřních bazénů se systémem čidel detekujících únik stínící vody,
- kontrola výšky hladiny stínící vody v bazénu,
- kontrola výšky hladiny kapalných RAO v jímce demistanice,
- kontrola chodu ventilátorů,
- signální úrovně dávkového příkonu stabilního dozimetrického systému,
- automatický systém měření vodivosti stínící vody v bazénu skladování VJP s automatickým spouštěním demistanice.

Světelná signalizace veličin a parametrů je umístěna na ovládacím panelu v hale skladu. Současně je signalizace vybraných veličin a parametrů vyvedena na kontrolní panel v objektu Velké zbytky.

Fyzická ochrana skladu VAO jako jaderného zařízení a jaderných materiálů je zajištěna vnějším a vnitřním zabezpečovacím systémem s výstupem do dispečinku ostrahy areálu ÚJV. Celý systém fyzické ochrany byl v roce 2002 rekonstruován a bylo tak dosaženo vyšší kvalitativní úrovně fyzické ochrany skladu VAO.



Obr. 1) Bazén pro skladování VJP



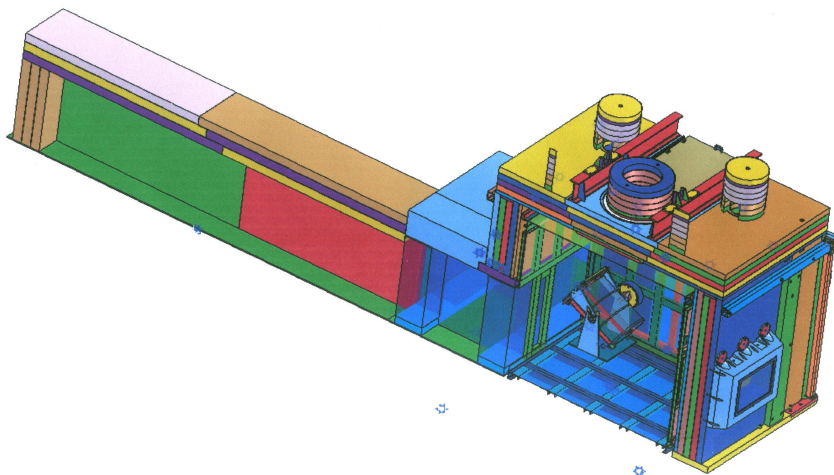
Obr. 2) Sklad VAO – pohled zvenku

Současná situace ve skladu VAO

V posledním roce procházel sklad VAO mnoha změnami. Nejen, že k němu byla přistavěna hala pro skladování kontejnerů Škoda VPVR/M a horká komora pro přebalování VJP typu EK-10, ale všechny skladovací prostory s VJP byly postupně vyprázdněny a palivo bylo přemístěno do kontejnerů VPVR/M. Tento proces je součástí projektu Sanace starých ekologických zátěží v ÚJV Řež a.s. Palivo bude přepraveno k přepracování do Ruské federace v rámci programu Iniciativního Snižování Globálního Rizika (GTRI) Národního Úřadu Jaderné Bezpečnosti (NNSA) USA.

Palivo EK-10, které bylo skladováno v sudech, bylo postupně všechno přebaleno do nových futrálů a tyto byly po zatavení naloženy do transportních kontejnerů. Přebalení probíhalo v nově vybudované horké komoře (viz obr. 3).

Palivo IRT-2M doposud skladované v bazénech bylo z bazénu postupně přeloženo do kontejnerů VPVR/M.



Obr. 3) Horká komora



Obr. 4) Kontejner VPVR/M

Závěr

Systém nakládání s VJP v ÚJV Řež je postaven tak, aby nemohlo dojít k zneužití, ztrátě, nebo odcizení VJP za dodržení všech principů radiační ochrany a pravidel bezpečnosti práce. Za dlouholetou praxi z provozu lze konstatovat, že se této ideální myšlence daří dostát.

Reference

[1] Josef Podlaha, Petr Kříž: Sklad vysoceaktivního odpadu a vyhořelého jaderného paliva v Ústavu jaderného výzkumu Řež a.s., Ústav jaderného výzkumu Řež a.s.

ÚPRAVA A ULOŽENÍ RADIOAKTIVNÍHO VOJENSKÉHO MATERIÁLU KONTAMINOVANÉHO RA-226

Tichý I.¹, Trtílek R.¹, Zapletal P.¹⁾

¹ ALLDECO.CZ a.s., Dolní Valy 1436/22, 695 01 Hodonín

V únoru 2007 byla akciová společnost ALLDECO.CZ a.s. poptána firmou EXCALIBUR ARMY spol.s r.o. ve věci zajištění úpravy a uložení vojenského materiálu, který byl kontaminovaný nátěrem na bázi ²²⁶Ra. ALLDECO.CZ nabídlo provedení nezbytných přípravných prací (radiační monitoring, zajištění nezbytných analýz), přípravu a projednání legislativních požadavků (příslušná povolení, jednání se SÚJB a SÚRAO), samotnou úpravu a fixaci materiálu do obalů vhodných k uložení a transporty do příslušného ÚRAO jako komplexní službu.

V první fázi provedlo ALLDECO.CZ přímo na pracovišti firmy EXCALIBUR ARMY v Přelouči vizuální posouzení situace, prvotní radiační zmapování kontaminovaného materiálu a odběr vzorků pro radiometrickou analýzu, která byla provedena v laboratoři Centra pro radiochemii a radiační chemii při ČVUT v Praze.

K úpravě byl předložen vyřazený vojenský materiál (buzoly, zaměřovací kříže, libely, vypínače, dalekohledy, dálkoměry, výbojky a další podobné drobné součástky) v množství čítajícím přes 5000 kusů o celkové váze cca 420 kg. Jednotlivé součásti materiálu byly natřeny ochranným nátěrem. Radiometrickou analýzou bylo zjištěno, že se jedná o nátěr na bázi ²²⁶Ra. Sumární aktivita gama nepřesahovala 10⁶ Bq.

Po získání povolení SÚJB byla v měsíci srpnu provedena úprava materiálu. Na pracovišti v Přelouči bylo zřízeno sledované pásmo se zdroji ionizujícího záření, do něhož se vstupovalo přes sanitární uzel. Tento uzel byl vybaven osobními ochrannými pomůckami pro práci ve sledovaném pásmu (rukavice, návleky na boty, ochranný oděv, respirátory), prostředky pro osobní radiační hygienu (vanička pro očištění obuvi, zvlhčené hygienické utěrky pro osobní očištění a pytel pro kontaminované pracovní pomůcky) a dekontaminačními prostředky (dekontaminační roztok, dekopasta). Předaný materiál byl proměřen na příkon dávkového ekvivalentu beta a gama (maximální hodnota: 220 μSv.h⁻¹) a podlaha pracoviště byla potažena igelitovou fólií.

Vojenský materiál byl vložen do 100 litrových plechových soudků. Objemnější součásti byly demontovány a fragmentovány. Tyto soudky byly zváženy, vloženy do 200 litrových pozinkovaných sudů, jejichž vnější povrch byl ošetřen asfaltovým nátěrem. Prostor mezi 100 litrovým a 200 l sudem byl zalit betonovou směsí (technologie „sud v sudu“) tak, aby je bylo možno uložit do ÚRAO Bratrství. Celkem vzniklo 6 sudů radioaktivních odpadů. Sudy byly

umístěny na vymezeném místě, ohraničeny páskou a označeny. Byla proměřena radiační situace a informace o naměřených radiačních veličinách byla viditelně umístěna na hranici sledovaného pásma (maximální PDE na povrchu sudů: $14 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$).

Po provedení úpravy vojenského materiálu byly sudy s radioaktivním obsahem fixované v betonové matici ponechány na místě k vytvrzení betonové směsi. Podlaha pracoviště a nádoby, ve kterých byl materiál umístěn, byly změřeny a nalezená kontaminovaná místa byla dekontaminována. Sanitární uzel byl zrušen až v okamžiku, kdy na žádném místě (kromě místa uskladnění sudů) nebyla naměřena hodnota plošné aktivity vyšší než $0,3 \text{ Bq}\cdot\text{cm}^{-2}$ a hodnota PDE převyšující hodnotu pozadí.

Betonová směs zrála na místě cca 4 týdny. Po této době byly sudy připraveny k uložení do ÚRAO Bratrství. Po naložení sudů na auto byly stěny a podlaha pracoviště proměřeny a sledované pásmo bylo zrušeno. Sudy byly označeny v souladu s dohodou ADR. Transport proběhl jako převoz nebezpečných věcí po silnici podle dohody ADR. O převozech byl informován SÚJB.

Původní vlastník odpadu, firma EXCALIBUR ARMY, oznámil společnosti ALLDECO.CZ přítomnost radioaktivního materiálu. Veškeré další práce spojené se zpracováním a úpravou materiálu do formy vhodné k uložení, přes vyřízení nezbytné agendy a administrativních záležitostí u SÚJB a SÚRAO, až po konečné předání odpadů SÚRAO k uložení, provedlo ALLDECO.CZ formou profesionální a komplexní služby bez nutnosti výrazné spoluúčasti objednatele.

Obrazová část:



Obrázek 1: Fragmentovaný radioaktivní vojenský materiál.



Obrázek 2: 200 L sud vyplněný betonovou směsí.



Obrázek 3: Sudy se zrající betonovou směsí ve sledovaném pásmu Přelouč.

INŠTITUCIONÁLNE RÁDIOAKTÍVNE ODPADY V SR

Milena Pražská, Jana Burclová, Marek Mečiar

AllDeco s.r.o., 919 31 Jaslovské Bohunice, SR

Inštitucionálne rádioaktívne odpady (IRAO) sú odpady vznikajúce pri práci so zdrojmi ionizujúceho žiarenia s výnimkou vyhoretého jadrového paliva a rádioaktívnych odpadov z jadrových zariadení. Pôvodný centralizovaný systém zberu IRAO v SR bol narušený z dôvodu rozdelenia Česko-Slovenskej republiky. Založenie nového národného systému bolo započaté vládny uznesením č. 537/1997, ktorým bola určená zodpovednosť za skladovanie kontaminovaných rádioaktívnych materiálov v rámci SR spoločnosti Slovenské elektrárne, a.s. – Vyrad'ovanie jadrovo-energetických zariadení, zaobchádzanie s rádioaktívnymi odpadmi a vyhoreným jadrovým palivom, pričom od 1. 4. 2006 záväzky prešli na dnešnú Jadrovú a vyrad'ovaciu spoločnosť, a.s., „JAVYS, a.s.“. Predmetom riešenia projektu EUAID/200401676407 "Vypracovanie návrhu na zlepšenie systému riadenia zaobchádzania s inštitucionálnym rádioaktívnym odpadom v SR" realizovaného s finančnou pomocou EÚ z Prechodného fondu bolo navrhnuť zlepšenie existujúceho systému zaobchádzania s IRAO, vybudovať a naplniť databázu pre systém monitorovania nakladania s IRAO v SR a vytvoriť tak základ pre efektívny systém centralizovaného zberu a manažmentu IRAO v SR.

SYSTÉM MANAŽMENTU IRAO V SR

V SR v súčasnosti existuje viac ako 200 pracovísk, ktoré majú povolenie na nakladanie so zdrojmi ionizujúceho žiarenia a pri prevádzke ktorých vznikajú inštitucionálne rádioaktívne odpady. Jedná sa o pracoviská v rôznych oblastiach – v priemysle a iných odvetviach hospodárstva, zdravotníctve, školstve, výskume a pod. Tieto pracoviská patria do pôsobnosti rôznych štátnych rezortov – Ministerstva hospodárstva SR, Ministerstva zdravotníctva SR, Ministerstva školstva SR, Ministerstva dopravy a spojov SR, Ministerstva vnútra SR ako aj Ministerstva obrany SR.

Za bezpečné nakladanie s RAO/IRAO pred jeho odovzdaním na úložisko je zodpovedný ich pôvodca. Náklady spojené s nakladaním s RAO/IRAO, vrátane nákladov spojených so zabezpečením inštitucionálnej kontroly po uzavretí úložiska hradí jeho pôvodca, ale tieto náklady nie sú exaktne stanovené. Financovanie nakladania s rádioaktívnymi odpadmi z vyrad'ovania JZ je zabezpečené z Národného jadrového fondu, do ktorého prispievajú prevádzkovatelia jadrových zariadení ročne pevnou sumou za každý megawatt inštalovaného výkonu a časťou (6,8%) z predajnej ceny elektrickej energie vyrobenej v zariadení.

Financovanie nakladania s IRAO však nie je, až na niektoré parciálne problémy, vyriešené.

Náklady spojené s nakladaním s RAO, ktorého pôvodca nie je známy, hradí Národný jadrový fond. V prípade, že sa pôvodca RAO dodatočne zistí, je povinný uhradiť vzniknuté náklady tomuto fondu. Od 1.6.2006, kedy vstúpilo do platnosti nariadenie vlády č. 348/2006 Z.z. o požiadavkách na zabezpečenie kontroly vysokoaktívnych žiaričov a opustených žiaričov, bol zriadený osobitný účet MZ SR a je riešené aj budúce financovanie nákladov spojených s úpravou na uloženie a uložením nepoužívaného žiariča ako rádioaktívneho odpadu alebo so skladovaním vysokoaktívneho žiariča.

Obecne však platí, že v súčasnosti nie je subjekt využívajúci zdroj ionizujúceho žiarenia (IZ) na akékoľvek účely (medicínske, priemyselné, výskumné) nijakým spôsobom zaviazaný zabezpečiť finančné prostriedky na budúce skladovanie, spracovanie, úpravu a uloženie IRAO, ktoré vzniknú z takéhoto zdroja po jeho využití resp. v súvislosti s jeho prevádzkovaním. Praktické činnosti spojené s nakladaním so všetkými rádioaktívnymi odpadmi a vyhoretým jadrovým palivom, a teda aj s IRAO, sú vykonávané prevažne štátnou spoločnosťou JAVYS, a.s. – divízia VYZ.

Dozor nad nakladaním s IRAO v SR je duálny a je rozdelený medzi dva ústredné orgány štátnej správy, ktoré ho vykonávajú v závislosti od toho, o akú etapu nakladania s IRAO sa jedná. Zjednodušene možno povedať, že:

- dozor nad zberom, triedením, skladovaním, spracovaním a manipuláciou s IRAO spadá pod vecnú pôsobnosť MZ SR, ktoré ju následne deleguje na Úrad verejného zdravotníctva SR,
- dozor nad úpravami a ukladaním IRAO spadá pod vecnú pôsobnosť Úradu jadrového dozoru SR.

Legislatívne prostredie manažmentu IRAO prechádza v posledných rokoch a aj v aktuálnom roku zmenami, ktoré v niektorých prípadoch navzájom nekorešpondujú - napr. rôzne definície toho istého pojmu pre účely rôznych nariadení, legislatívne vákuum v niektorých oblastiach a pod.

Pre rozhodnutie, ako optimalizovať systém nakladania s IRAO a ako vybudovať jeho infraštruktúru vrátane kapacít potrebných technológií, bolo potrebné vykonať inventarizáciu existujúcich i potenciálnych IRAO, t.j. zhromaždiť údaje o objeme existujúcich i potenciálnych IRAO a identifikovať ich vlastnosti. Výsledkom tejto činnosti v rámci úlohy č. 2 projektu EÚ je databáza ARISTO.

DATA BÁZA DRŽITEĽOV POVOLENIA NA NAKLADANIE SO ZDROJMI IZ, ZDROJOV IZ A IRAO - ARISTO

Architektúra databázy

Rozsah a návrh architektúry databázy bol v spolupráci s pracovníkmi JAVYS a ÚVZ SR definovaný tak, aby obsahovala všetky relevantné technické údaje (druh, aktivita, hmotnosť, forma a pohyb materiálu od jeho dovozu do SR resp. existencie v SR atď.) či už z pohľadu nakladania s IRAO alebo dozorných činností.

Databáza bola vytvorená v prostredí MYSQL v jazyku PHP 5.0 s www aplikáciou typu klient - server. Aplikácie sú nainštalované pevne na serveri a pracovať s databázou je možné z ľubovoľného počítača pripojeného na server. Základné menu obsahuje v ponuke šesť položiek, medzi nimi sekciu "majitelia" uzavretých, otvorených žiaričov a odpadu vzniknutého pri používaní žiaričov a zdrojov ionizujúceho žiarenia, sekciu "žiariče" s údajmi o otvorených, uzavretých žiaričoch a sekciu IRAO.

Obrázok 1: Formulár systému ARISTO verzia 1.0 "uzavreté a otvorené žiariče (pridať nový záznam)

Uzavreté a otvorené žiariče (Pridať nový záznam)	
Majiteľ	<input type="text"/>
Typ žiariča	<input type="text" value="v"/>
Pracovisko	<input type="text"/>
Iden, číslo žiariča / výrobné číslo	<input type="text"/>
Nuklidové zloženie	<input type="text" value="-----"/> <input type="text" value="v"/>
Aktivita	<input type="text" value="Bq"/> <input type="text" value="v"/>
Skupenstvo	<input type="text" value="v"/>
Referenčný dátum	<input type="text"/>
Používa sa	<input type="radio"/>
Skladovaný ako IRAO	<input type="radio"/>
Odovzdaný oprávnenej organizácii ako žiarič	<input type="radio"/>
Odovzdaný oprávnenej organizácii ako IRAO	<input type="radio"/>
Uvoľnený do životného prostredia	<input type="radio"/>

Obrázok 2: Formulár systému ARISTO verzia 1.0 "IRAO (pridať nový záznam)

Majiteľ	<input type="text"/>
Druh odpadu	<input type="text"/>
Materiálové charakteristika	<input type="text"/>
Skupenstvo	<input type="text" value="v"/>
Odhadované množstvo	<input type="text"/> <input type="text" value="v"/>
Rádionuklidické zloženie	<input type="text"/> <input type="text" value="v"/>
Odhad aktivity	<input type="text" value="TBq"/> <input type="text" value="v"/>
Spôsob skladovania	<input type="text"/>
(Ne)Triedený	<input type="text" value="v"/>
Obrázok	<input type="text"/> <input type="button" value="Browse..."/>
Obrázok	<input type="text"/> <input type="button" value="Browse..."/>
Obrázok	<input type="text"/> <input type="button" value="Browse..."/>
Obrázok	<input type="text"/> <input type="button" value="Browse..."/>

Pri možnostiach “Odobraný oprávnenou organizáciou ako IRAO” a “Skladovaný ako IRAO” sa údaje o žiariči skopírujú do sekcie “IRAO – Odpad vzniknutý pri používaní žiaričov a zdrojov ionizujúceho žiarenia”. V tabuľke žiariče zostanú ako reliktné záznamy (riadok je vyplnený šedou farbou). Ak je v dokumentácii žiariča priložený certifikát alebo iná, napr. fotografická dokumentácia, je možné ich pridať do databázy kliknutím na tlačítko “browse”. Na selekciu záznamov podľa zvolených kritérií slúžia užívateľovi pokročilé filtre. Výstup zo systému je možný jednoduchým kliknutím na jednu z ikôn piatich možných formátov a to formát na tlač, formát XML, formát CSV, formát MS Word a formát MS Excel.

Inventár zdrojov IZ a IRAO, identifikácia problematických IRAO

Na základe zadefinovania vstupov a výstupov bol vytvorený dotazník, ktorý spolu s listom riaditeľa ÚVZ SR riešiteľ projektu AllDeco s.r.o. rozoslal na pracoviská so zdrojmi IZ, a databáza bola naplnená súborom reálnych údajov získaných z vyplnených vyššie uvedených dotazníkov. Výstupy z databázy sú podkladom pre výpočty uložitelnosti a identifikáciu problematických IRAO. Napr. zhrnutie počtov problematických žiaričov vzhľadom na navrhované limity pre ukladanie IRAO v RÚRAO je uvedené v tabuľke č. 1, ktorá je výsledkom analýzy stavu databázy k 31.7. 2007. Je možné odhadovať, že skutočný stav (počet žiaričov) môže byť až 4x vyšší.

Tabuľka 1: Počty problematických žiaričov (stav databázy žiaričov k 31.7.2007)

	Počty žiaričov u pôvodcov IRAO+ Huma-lab Apeko + JAVYS [ks]		
nuklid	vysokoaktívne celkom	vysokoaktívne. neuložiteľné	ostatné neuložiteľné
Ir-192	28+358+0=386	0	0
Co-60	80+0+1=81	0	0
Fe-55	1+0+0=1	0	0
Se-75	3+0+0=3	0	0
Tl-204	4+0+0=4	0	0
Sr-90	0	0	0
Cs-137	40+0+0=40	2	0
Ra-226	0	0	177+0+1=178
Pu-239	0	0	0
Am-241	0	0	425+0+5=430

ODKAZY

- [1] Kol. AllDeco s.r.o.: Projekt efektívneho systému centralizovaného zberu a manažmentu IRAO v SR, EUAID/200401676407 " Vypracovanie návrhu na zlepšenie systému riadenia zaobchádzania s inštitucionálnym rádioaktívnym odpadom v SR, september 2007
- [2] Kol. AllDeco s.r.o.: Databázový systém ARISTO. Manuál k verzii 1.0, júl 2007

Čt-O12

**VYJÁDŘENÍ HODNOTY LIDSKÉHO ŽIVOTA JAKO KLÍČOVÝ
FAKTOR OPTIMALIZACE V RADIAČNÍ OCHRANĚ**

Pavel Danihelka

Abstrakt nebyl dodán do uzávěrky sborníku.

OCENOVÁNÍ LIDSKÉHO ŽIVOTAMETODA “CELKOVÉHO VÝSTUPU”

Ing. Alena Daňková

Centrum dopravního výzkumu, v.v.i.

Líšeňská 33a, 636 00 Brno

Žijeme v moderní době, kde většina hodnot je vyjadřována penězi. Člověk svou činností vytváří určité statky a služby, kterými přispívá k růstu celkového blahobytu společnosti. Je však možné ocenit samotný lidský život? Na jednu stranu lze říci, že hodnota lidského života je nesrovnatelná s jakoukoliv jinou hodnotou, na druhé straně však existují limity, které omezují prostředky, jež lze vynaložit na snížení rizika smrti.

Ztráta lidského života nemá dopad pouze na rodinu a nejbližší osoby, ale také na celou společnost a státní rozpočet. A to formou ztrát na produkci, vyplácených vdovských a sirotčích důchodů, invalidních důchodů, atd. Těmito ztrátami přichází společnost o množství finančních prostředků.

Jednou z častých příčin úmrtí jsou dopravní nehody, jejichž počet je i přes jejich pokles a neustálou snahu o redukci značně vysoký. Tento příspěvek pojednává o způsobu ocenění lidského života a je konkretizován na oblast dopravy, tedy na ztráty způsobené dopravní nehodovostí.

METODA OCENĚNÍ LIDSKÉHO ŽIVOTA

Jednou z metod používanou k oceňování lidského života je **metoda „celkového výstupu“** (neboli lidský faktor). Jedná se o identifikaci, kvantifikaci a následné ocenění nákladů a ztrát, které jsou spojené se ztrátou lidského života.

Do výpočtu nejsou zahrnuty subjektivní škody, mezi které patří například bolest, šok, ztráta naděje na dožití a jiné, zpravidla nenahraditelné škody. Tyto škody jsou obtížně kvantifikovatelné a tudíž těžce vyjádřitelné v peněžních jednotkách. Jejich výše se dá více či méně kvalifikovaně odhadovat podle různých metod (například metoda „ochoty platit“²).

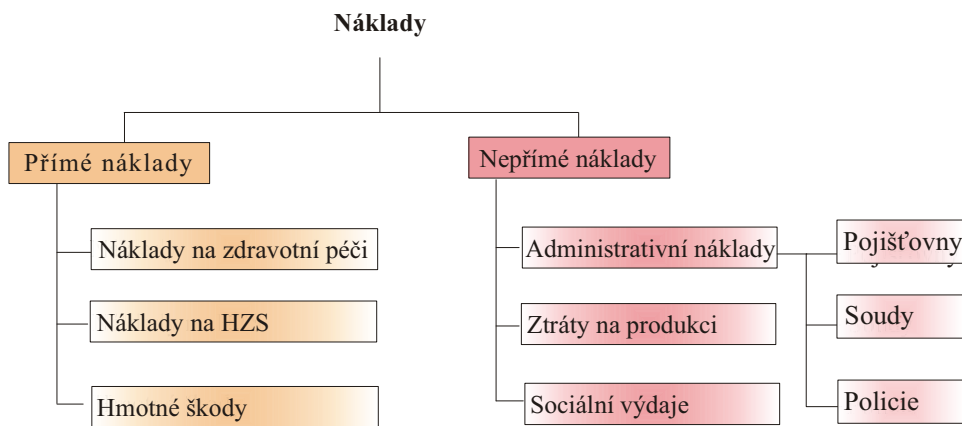
Rozčlenění a ocenění jednotlivých nákladů je popsáno v následující části.

ROZČLENĚNÍ A OCENĚNÍ NÁKLADŮ A ZTRÁT

Jak bylo výše zmíněno pro vlastní ocenění je důležité identifikovat a kvantifikovat náklady spojené se ztrátou lidského života. V případě ztrát způsobených nehodovostí jsou náklady rozčleněny na přímé a nepřímé.

² Metoda „ochoty platit“ (willingness to pay) je založená na hypotetických trzích, na jejím základě jsou respondenti žádáni, aby přímo vyjádřili svoji ochotu zaplatit za nějaký přínos nebo vyhnout se nějakému nákladu.

Obrázek č. 1 Rozčlenění nákladů a ztrát



Přímé náklady

Přímé náklady jsou náklady, které bezprostředně souvisejí se ztrátou lidského života, v tomto případě s dopravní nehodou a je možné je přesně vymežit.

Náklady na zdravotní péči zahrnují náklady na:

- rychlou zdravotnickou pomoc na místě nehody včetně převozu,
- ústavní nemocniční péči
- rehabilitaci, ambulantní lékařskou péči, atd.

Náklady na HZS³ zahrnují:

- osobní náklady (mzdy),
- pohonné hmoty a další náklady spojené s provozem vozidla,
- odpisy, reжіe a opravy
- dispečink, atd.

Hmotné škody

Při výpočtu hmotných škod nelze vycházet jen z odhadů dopravní policie na místě nehody. Je nutné navázat kontakty se všemi pojišťovnami, které jsou oprávněny sjednávat povinné ručení i pojištění havarijní.

Nepřímé náklady

Nepřímé náklady souvisí se ztrátou lidského života, v tomto případě s dopravní nehodou nepřímo.

³ Hasičská záchranná služba

Administrativní náklady

Mezi administrativní náklady patří náklady policie, soudů a pojišťoven. Jedná se například o náklady spojené s vyšetřování a zpracováváním dopravních nehod, znalecké posudky, tlumočení,poštovné, atd.

Ztráty na produkci

Ztráty na produkci v důsledku usmrcení či zranění osob při dopravních nehodách tvoří z ekonomického pohledu nejvyšší položky. Z tohoto hlediska je třeba věnovat způsobu výpočtů maximální pozornost a snahu o co nejpřesnější výsledky. Pro výpočty ztrát na produkci se používá výše hrubého domácího produktu (HDP) v běžných cenách, která je uváděna Českým statistickým úřadem.

Sociální výdaje

Při výpočtu nákladů na vyšší sociální výdaje je třeba vycházet ze stávajících platných předpisů o nemocenském a důchodovém pojištění. Jedná se o:

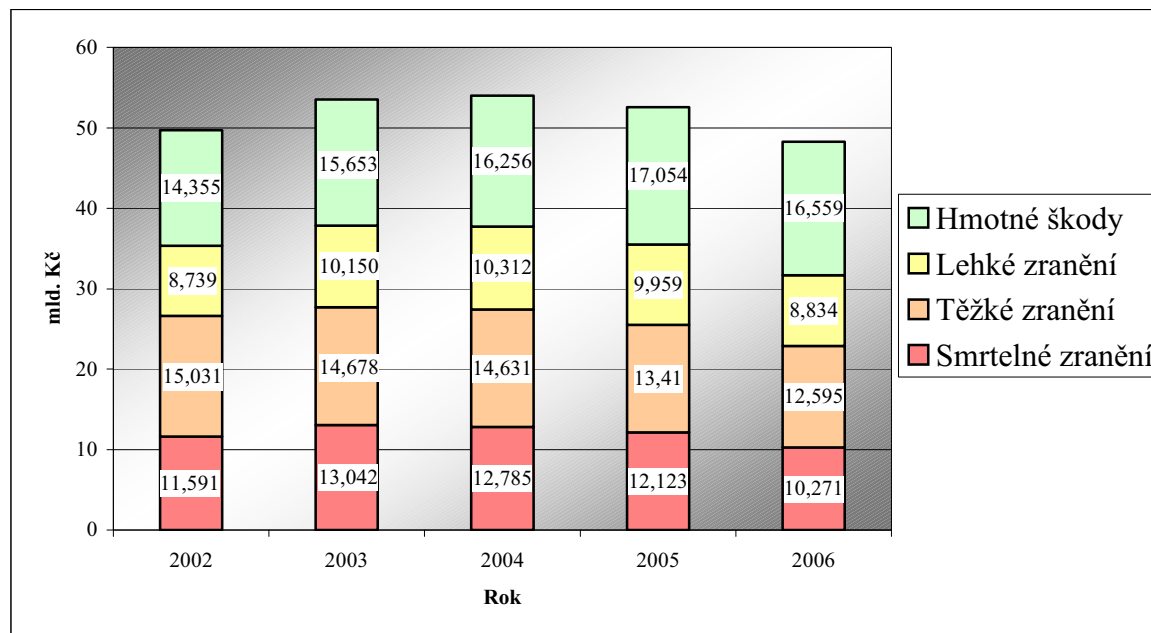
- dávky nemocenského pojištění,
- vdovské a vdovecké důchody,
- sirotčí důchody,
- invalidní důchody.

VÝŠE ZTRÁT Z DOPRAVNÍ NEHODOVOSTI

Tabulka č. 1 Jednotkové náklady v tis. Kč

	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006
Smrtelné zranění	6846	7375	8100	9014	9251	9427	9662
Těžké zranění	2518	2625	2797	2864	3106	3165	3244
Lehké zranění	256	300	301	335	349	356	365
Jen hmot. škody	57	92	88	93	96	98	100

Graf č.1 Ekonomické ztráty z dopravní nehodovosti v mld. Kč (2002 - 2005)



ZÁVĚR

Problematika zjišťování hodnoty lidského života je tak rozsáhlou oblastí, že do vlastního ocenění není možné zahrnout všechny s tím související faktory. Vzhledem k charakteru této problematiky nelze proto předpokládat, že celková hodnota lidského života je konečná. Metodu „celkového výstupu“ je proto vhodné doplnit o kontingenční metodu ocenění (například metodu ochoty platit).

Při uplatnění této metody v praxi je důležitá úzká spolupráce se všemi zainteresovanými subjekty (např. policii, zdravotnickými zařízeními, pojišťovnami, atd.). Finanční vyjádření lidského života může poskytnout přehled kolik lidský život stojí a pobídnout tak k realizaci opatření vedoucí k záchraně lidských životů. Výsledkem tak budou nejen samotné zachráněné lidské životy, ale také efektivní využití prostředků a růst společenského blahobytu.

POUŽITÉ ZDROJE

- [1] Ing. KOŇÁREK Z., Zpráva výzkumného záměru Výnosová analýza opatření pro zvýšení bezpečnosti, Brno: Centrum dopravního výzkumu, 2005
- [2] Výroční zpráva projektu VaV Stanovení postupu při realizaci závazků ČR přijatých v rámci mezinárodních konferencí v oblasti vlivu dopravy na stav životního prostředí, Brno: Centrum dopravního výzkumu, 2002
- [3] MALIŠOVÁ, I., MALÝ, I. Hodnocení veřejných projektů. Brno: Masarykova univerzita, 1997, 88 s. ISBN 80-210-1591-8
- [4] Ministerstvo vnitra, dostupné na <http://www.mvcr.cz/statistiky/nehody.html>

COST-EFFECTIVITY OF COUNTERMEASURES AGAINST HOME-RADON IN THE CZECH REPUBLIC

J. Thomas, L. Tomášek, I. Fojtíková, P. Bernovský

National Radon Protection Institute, Praha

Beside of the indisputably verified health risk of the public from radon, estimated weightiness of this health risk in the Czech population, its distribution in the country, developed effective countermeasures, also the appropriate costs of the Radon Programme have to be calculated – for remediation in old houses as well as for prevention in new and reconstructed houses – and have to be compared with costs of other national programmes. The cost-effectiveness approach is recommended by WHO and worked out by A. Gray [RADON RISK 2007] as a suitable one. To do this the ratio of the net costs of the intervention and of the years of life gained by averted cases of radon-induced lung cancers has to be calculated. Both the numerator and denominator are calculated for conditions in the Czech Republic

A THE NUMBER OF RADON-INDUCED LUNG CANCERS AVERTED $\Delta N_{lc,Rn}$ AND OF YEARS OF LIFE GAINED BY INTERVENTIONS AGAINST RADON ΔY

These quantities are derived from relations

$$\Delta N_{lc,Rn} = R \cdot N \cdot \beta \cdot \Delta a / (1 + \beta \cdot \bar{a}) \text{ and } \Delta Y = \Delta N_{lc,Rn} \cdot \tau$$

Where $R = \dot{N}_{ca} / \dot{N}$ – is the relative occurrence of lung cancers; in CR $R = 5636/108693=0.0519$, N – is the average number of inhabitants of a family house, $N=2.59$, $\beta = 0.0016 \text{ (Bq/m}^3\text{)}^{-1}$ – the excess relative lifetime risk of radon-induced lung cancer at an exposure level of 1 Bq/m^3 , $\Delta a = a_i - a_f$ is the drop radon concentrations, $\bar{a} = 118.4 \text{ Bq/m}^3$ is the average radon concentration in CR and $\tau = 14$ years for the difference in life without and with lung cancer.

With these the number of lung cancers averted and the years of life gained by remediation of one remedied family house are

$$\Delta N_{lc,Rn} = 0.335 \text{ and } \Delta Y = 4.68 \text{ years}$$

with $\Delta a = 1850 \text{ Bq/m}^3$ within the framework of the Czech Radon Programme or by prevention against radon in 1 family house are calculated

$$\Delta N_{lc,Rn} = 0.0181 \text{ and } \Delta Y = 0.253 \text{ years with } \Delta a = 100 \text{ Bq/m}^3.$$

All numbers with a coefficient of variance greater than 55%.

B THE COSTS OF MEASURES AGAINST RADON

Average net discounted costs of remediation of one family house during the period 2004 – 2006 in the framework of the Czech Radon Programme are $C = 340\,000$ CZK. The average net discounted costs of remediation of one family house out of the framework of the Czech Radon Programme are $C = 150\,000$ CZK and in the case of a preventive intervention in new houses $C = 49\,000$ CZK.

C The cCost of one year of life gained by realization of countermeasures against radon

The cost of one year of life gained by realization of countermeasures against radon is $c = C / \Delta Y$. For remediation of a family house in the framework of the Czech Radon Programme $c = 72\,700$ CZK, for remediation of a family house out of the framework of the Czech Radon Programme, but with $\Delta a = 100$ Bq/m³ result is $c = 594\,000$ CZK and for prevention in a new house at the same drop of radon concentration $c = 194\,000$ CZK.

The approach and results are discussed. Unfortunately up to now no published cost-effectiveness results exist for other health risk interventions in the Czech Republic to compare the acceptability of the Czech Radon Programme as e.g. in Great Britain.

REFERENCE

- [1] Gray A., The cost-effectiveness of radon prevention and remediation strategies, Radon Risk, Conference Documentation, January 2007, London

KONCEPCIA SYSTÉMU RADIAČNEJ KONTROLY PRE DOSTAVBU MO34

Š. Ševečka, J. Morávek, V. Kapišovský, R. Rehák¹, J. Šach²

¹*VUJE a.s., Trnava, Okružná 5, SR*

²*ÚJV Řež a.s., div. Energoprojekt Praha, Vyskočilova 3/741, ČR*

Pre stavbu 3. a 4. bloku jadrovej elektrárne v Mochovciach bol vypracovaný úvodný projekt, vrátane projektu SRK (systém radiačnej kontroly). Po prerušení výstavby týchto blokov nastala situácia, že toto projektové riešenie už nie je aktuálne (je nerealizovateľné).

SRK pre 3. a 4. blok EMO (MO34) bol navrhnutý identicky s úvodným projektom (ÚP) pre EMO 1. a 2. blok (EMO12), ktorý bol realizovaný koncom 90 -tych rokov. Základom bol systém SEJVAL, resp. AKRB-03, ktorý bol vyvinutý v sedemdesiatych rokoch minulého storočia a vyrobený v rokoch 1986-7.

V súčasnosti nie je možné realizovať SRK podľa pôvodného ÚP pretože:

- rozsah nakúpených a dodaných zariadení nebol úplný (pôvodný výrobca POLON má v súčasnosti zmenený výrobný program),
- mnohé zariadenia boli spotrebované pri montáži a spúšťaní 1. a 2. bloku alebo prevzaté ako náhradné diely pre 1. a 2. blok,
- inštrumentálna база ale aj štruktúra navrhnutého SRK je zastaralá. Nie je optimálne montovať takýto systém na novej JE. Pravdepodobne by to tiež neprineslo výraznejšiu úsporu financií v porovnaní s realizáciou nového systému na súčasnej báze elektroniky a výpočtovej techniky. Okrem tohto je potrebné do SRK implementovať riešenia, ktoré vyplynuli zo zvyšovania bezpečnosti 1. a 2. bloku v JE Mochovce. Tie sa premietli do tzv. technických špecifikácií bezpečnostných opatrení (TŠBO).

TŠBO obsahovali hlavne:

- doplnenie SRK o havarijné monitorovacie systémy,
- riešenie informačnej nadstavby s cieľom zvýšiť informačnú schopnosť SRK a poskytnúť väzby na iné informačné systémy JE,
- doplnenie SRK o merania, ktoré buď v systéme SRK neboli alebo neposkytovali dostatočné informácie.

Tvorba novej koncepcie SRK vyústila do aktualizácie ÚP pre SRK. Zostali pritom zachované základné rysy systému RK, čo sa týka rozsahu monitorovacieho programu (významná časť monitorovacích bodov a ich lokalizácia).

Koncepcia SRK na blokoch MO34 je významne ovplyvnená tým, že je v nej zakomponovaná myšlienka vytvorenia centrálnej dozorne RK pre všetky štyri reaktorové bloky v areáli JE Mochovce - EMO 12 a EMO 34 (budú tvoriť jedno súvislé kontrolované pásmo). Po vybavení príslušnou HW a SW podporou preberie túto funkciu súčasná dozorňa RK pre 1. a 2. blok JE EMO.

Dozorňa RK na 3. bloku bude realizovaná v takej miere, aby umožňovala kontrolu radiačnej situácie na 3. a 4. bloku a slúžila ako operatívna DRK (napr. v dobe odstávok - vydávanie R-príkazov, OOPP...), resp. ako záložná DRK pre všetky štyri bloky.

Nová koncepcia systému RK zohľadňuje vpredu uvedené požiadavky a jej základné charakteristiky sú:

- nové monitorovacie systémy sa stanú organickou súčasťou SRK,
- SRK bude tvoriť distribuovaný merací a informačný systém,
- prezentácia informácií o radiačnej situácii na 3. a 4. bloku, vrátane riadenia (ovládanie odberových systémov, ventilov a vstupov do HZ) na CDRK (DRK12),
- pripojenie dozorní RK na lokálnu počítačovú sieť. Umožní to používať obe dozorne (CDRK aj DRK34) redundantne, zvlášť v neštandardných stavoch (opravy, radiačná havária a pod.), ale aj dostupnosť informácií zo SRK v strediskách havarijnej odozvy (havarijné riadiace stredisko, technické podporné stredisko, záložné havarijné stredisko),
- SRK má informačné väzby na ostatné systémy JE.

REFERENCE

- [2] J. Morávek, V kapišovský, Š. Ševečka, R.Rehák: Koncepcia riešenia Systému radiačných kontrol, Technická správa, VUJE, júl 2007
- [3] J. Morávek, V kapišovský, Š. Ševečka, R.Rehák: Koncepcia riešenia Systému radiačných kontrol, Bezpečnostný koncept, september 2006

PROGRAM ZABEZPEČOVÁNÍ JAKOSTI A AKREDITACE

Milan Buňata

*Státní ústav radiační ochrany
Bartoškova 28, 140 00 Praha 4*

A. Několik termínů na úvod

KVALITA (JAKOST) - stupeň splnění požadavků souborem inherentních charakteristik.

SYSTÉM - soubor vzájemně souvisejících nebo vzájemně působících znaků.

MANAGEMENT - koordinované činnosti k vedení a řízení organizace.

AKREDITACE - uznání, vydané obvykle národním akreditačním orgánem (třetí stranou), že subjekt akreditace je způsobilý provádět specifickou činnost.

CERTIFIKACE - ubezpečení poskytnuté nezávislým certifikačním orgánem (třetí stranou), že produkt (výrobek, služba) nebo odborná způsobilost osob je ve shodě se specifickými požadavky.

AUTORIZACE - pověření orgánem státní správy České republiky k provádění určité činnosti, zejména v oblasti regulované sféry.

NOTIFIKACE - ověření k provádění určité činnosti orgánem Evropské unie, zejména v oblasti regulované sféry.

B. Program zabezpečování jakosti

Program zabezpečování jakosti musí mít zaveden každá organizace, která působí v oblasti upravené zákonem č. 18/1997 Sb. v jeho platném znění (Atomový zákon). Tento program musí být ještě před zahájením činnosti schválen (autorizován) Státním úřadem pro jadernou bezpečnost (SÚJB). Pravidla stanovující požadavky na Program zabezpečování jakosti jsou stanovena příslušnými navazujícími vyhláškami SÚJB.

C. Akreditace

Pod pojmem akreditace je v kontextu tohoto sdělení míněna akreditace zkušební nebo kalibrační laboratoře podle ČSN EN ISO/IEC 17025:2005. V České republice je Národním akreditačním orgánem Český institut pro akreditaci, obecně prospěšná společnost (ČIA), který je plně zapojen do systému mezinárodní spolupráce pro akreditaci.

D. Jednotný systém kvality / jakosti

Logickým cílem každého akreditovaného subjektu, který působí v oblasti upravené zákonem č. 18/1997 Sb., by mělo být zavedení jednoho a jednotného systému kvality / jakosti, který by sobě přirozeným způsobem zahrnoval požadavky jak zmíněného Atomového zákona tak akreditace.

SLEDOVÁNÍ AKTIVITY TRITIA V POVRCHOVÝCH A PITNÝCH VODÁCH V OKOLÍ JE DUKOVANY V NÁVAZNOSTI NA POŽADAVKY LEGISLATIVY ČR A EU.

Hana Bílková, Dagmar Fuchsová

Státní úřad pro jadernou bezpečnost, RC Brno, Tř. Jaroše 5, Brno, 60200

Státní úřad pro jadernou bezpečnost (SÚJB) jako zákonný zřizovatel a provozovatel radiační monitorovací sítě (zákon č. 18/1997 Sb. tzv. Atomový zákon⁽¹⁾ a vyhláška č. 319/2002 Sb.⁽²⁾ o RMS) zabezpečuje a koordinuje činnost Radiační monitorovací sítě (RMS) v České republice a podílí se na zabezpečení nezávislého monitorování okolí jaderných elektráren. Odběry vzorků a jejich analýzy zabezpečují regionální centra SÚJB Brno a České Budějovice podle konkrétních vnitřních předpisů SÚJB. K 1.1.2006 vstoupila v platnost novela vyhlášky č. 307/2002 Sb.⁽³⁾ O radiační ochraně, která v souladu s požadavky Směrnice Rady Evropské unie o jakosti vody určené pro lidskou spotřebu č. 98/83/ES ze 3. listopadu 1998 stanovuje směrnou hodnotu 100 Bq/l pro objemovou aktivitu tritia v pitných vodách dodávaných do veřejných vodovodů. Z tohoto důvodu byla v roce 2006 a 2007 ze strany SÚJB věnována zvýšená pozornost otázce sledování tritia v pitných vodách v okolí JE Dukovany.

ZPŮSOB ŠÍŘENÍ TRITIA

Kapalné výpusti z JE Dukovany jsou zaústěny do Mohelské nádrže v místě pod čerpací stanicí, kde JE Dukovany čerpá vodu pro své chladicí okruhy a dále se šíří a ředí po směru toku řeky Jihlavy.

Vzhledem k přečerpávání vody v systému nádrží Mohelno – Dalešice (za noc je přečerpáno 2 - 4 mil. m³ vody) je sledována aktivita tritia i místech nad zaústěním kapalných výpustí z JE. Bodové vzorky jsou odebírány jedenkrát měsíčně (v jeden den se odebere celý profil, tj. Vladislav - řeka Jihlava zde není ovlivněna provozem JE; Dalešická nádrž - Hartvíkovický most; Dalešická nádrž - nad hrází; Mohelská nádrž pod vodní elektrárnou Dalešice; čerpací stanice na Mohelské nádrži; zaústění odpadního kanálu do bývalého koryta Skryjského potoka; řeka Jihlava Mohelno – most; řeka Jihlava Ivančice - most). Aktivita tritia v odběrových místech kolísá v závislosti na systému vypouštění kontrolních nádrží JE Dukovany a na průtoku vody v řece Jihlavě, který závisí na ročním období a množství srážek. Výsledky měření za rok 2006 jsou uvedeny v tabulce č. 1.

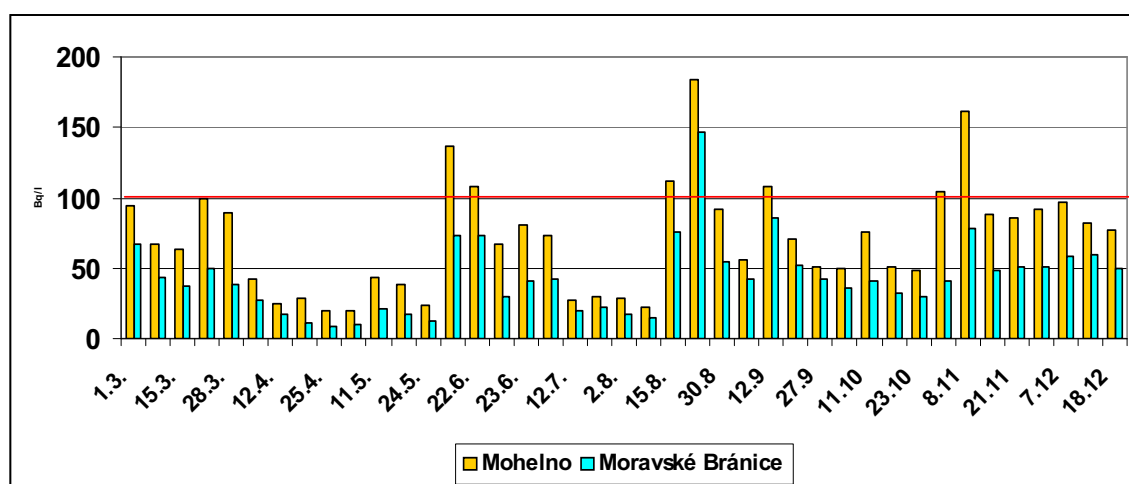
Vzhledem k tomu, že v blízkosti řeky Jihlavy jsou studny a vrty využívané pro zásobování obyvatel vodou z veřejných vodovodů, je aktivita tritia v pitné vodě v Ivančicích sledována ze strany dozoru od roku 1985. V návaznosti na novelu vyhlášky O radiační ochraně⁽³⁾ byla v letech 2006 - 2007 provedena rozšířená kontrola vody ve vodovodní síti v obcích v blízkosti

řeky Jihlavy. Provozovatel JE sleduje v souladu se schváleným monitorovacím programem aktivitu tritia i ve studnách, které nepodléhají kontrole ze strany SÚJB (Dukovany, Mohelno, Rouchovany, Kordula, Hrubšice). Aby byl dostatečný přehled o ředění tritia v řece Jihlavě a maximálních aktivitách tritia, které mohou ovlivňovat kvalitu pitných vod, byly prováděny v roce 2006 ze strany SÚJB pravidelné týdenní odběry vody z řeky Jihlavy v místech Mohelno a Moravské Bránice. V odběrovém místě Mohelno reprezentuje vzorek vody, která vytéká z Mohelské nádrže, zatím co v Moravských Bránicích je řeka Jihlava již zředěna přítoky Rokytou a Oslavou.

Tabulka č. 1. Objemová aktivita tritia ve vzorcích povrchových vod v Bq/l

Datum odběru	Vladislav	Hartvíkovice	Dalešice	pod hrází	Čerpací stanice	Mohelno	Ivančice	Skryjský potoč
20.1.2006	2,0	14,9	34,7	35,1	42,7	64,4	95,0	250,8
3.2.2006	0,0	0,0	34,9	35,9	39,6	46,1	42,6	411,8
1.3.2006	2,0	0,0	39,7	40,1	53,1	94,3	91,9	96,0
18.4.2006	2,0	4,8	11,0	16,9	29,8	28,3	19,9	415,1
3.5.2006	2,0	3,7	7,9	9,6	41,9	19,3	20,7	258,8
22.6.2006	3,5	13,3	17,5	36,1	269,0	108,1	91,1	1228,0
12.7.2006	3,5	3,5	8,5	17,4	58,0	27,4	23,0	531,6
9.8.2006	3,5	12,3	14,8	16,8	22,1	22,8	23,0	230,0
15.9.2006	3,5	22,9	25,4	26,4	55,7	75,4	72,6	137,0
5.10.2006	3,5	26,0	30,2	35,8	220,7	54,3	51,3	500,0
8.11.2006	3,5	26,6	34,6	37,9	698,2	162,1	86,7	7274,5
1.12.2006	3,5	22,6	36,4	39,1	93,1	65,6	55,5	1359,6

Obrázek č. 1. Objemová aktivita tritia ve vzorcích povrchových vod v Bq/l



SLEDOVANÉ VODOVODY

V roce 2006-2007 bylo sledováno plnění požadavků § 97 vyhlášky O radiační ochraně ⁽³⁾, tj. nepřekračování směrné hodnoty pro objemovou aktivitu tritia v dodávané vodě 100 Bq/l ve vodovodní síti v okolí řeky Jihlavy. Ze sledovaných vodovodů byl nejdůležitější skupinový vodovod Ivančicko, který zásobuje 15 obcí a 25 900 obyvatel. Mezi jeho zdroje patří i vrty v Ivančicích a Moravských Bránicích. Výsledky měření jsou uvedeny v tabulce č. 2.

Tabulka č. 2. Objemová aktivita tritia ve vzorcích vod z vodovodní sítě v Bq/l

obec	Datum odběru	Bq/l	Datum odběru	Bq/l
Moravské Bránice	24.2.2006	24,3	13.4.2007	19,4
Nová Ves	2.3.2006	22,0	13.4.2007	17,8
Oslavany	2.3.2006	24,1	13.4.2007	20,3
Padochov	2.3.2006	24,1		-
Kratochvilka	2.3.2006	23,4	13.4.2007	21,1
Neslovice	2.3.2006	23,9	13.4.2007	22,1
Ivančice	24.2.2006	8,8	15.5.2007	7,5
Budkovice	24.2.2006	8,7		-
Hrubšice	24.2.2006	8,8		-
Řeznovice	2.3.2006	8,3		-

ZÁVĚR

Během roku 2006-2007 bylo provedeno podrobné mapování aktivity tritia v řece Jihlavě v odběrových místech, které mohou nejvíce ovlivňovat kvalitu pitné vody dodávané do veřejného vodovodu. Ze sledování vyplývá, že objemová aktivita tritia v samotné řece překročila hodnotu 100 Bq/l pouze výjimečně. Hodnoty objemové aktivity tritia ve vodovodní síti jsou hluboko pod směrnou hodnotou 100 Bq/l danou v § 97 vyhlášky O radiační ochraně ⁽³⁾.

REFERENCE

- [1] Zákon č. 18/1997 Sb. O mírovém využívání jaderné energie a ionizujícího záření (atomový zákon) a o změně a doplnění některých zákonů ve znění pozdějších předpisů.
- [2] Vyhláška č. 319/2002 Sb. O This is reference style This is reference style This is reference style This is reference style.
- [3] Vyhláška č. 307/2002 Sb. O radiační ochraně, ve znění vyhlášky č. 499/2005 Sb.

AKTIVNÍ ČÁSTICE NA JE TEMELÍN, JEJICH RADIOLOGICKÁ RIZIKA A ZPŮSOBY OCHRANY

J. Kaňkovský, P. Foltýn, H. Dvořák

ČEZ, a.s., JE Temelín

Pojem aktivní částice se na JE Temelín používá pro drobné partikule vysoce radioaktivního materiálu o velikosti do jednotek milimetru majícího původ v primárním okruhu. Dle dosavadních poznatků jsou tvořeny převážně korozními produkty, které se aktivují průchodem aktivní zónou reaktoru. V důsledku technologických manipulací na roztěsněném primárním okruhu při odstávkách bloku, dochází k jejich uvolňování do pracovního prostředí v kontrolovaném pásmu. Aktivní částice vykazují v poměru ke svým rozměrům relativně vysokou aktivitu a mohou tak pro pracovníky, kteří s nimi přijdou do styku, představovat radiační riziko. Toto riziko se vztahuje zejména k případu, kdy by došlo k průniku aktivní částice do vnitřního prostředí organismu cestou ingesce či inhalace.

První studie radioaktivního materiálu usazeného na vnitřních površích primárního okruhu byly provedeny na kanadské jaderné elektrárně Chalk River, podle které dostal tento materiál název CRUD, což je akronym tvořený z Chalk River Unidentified Deposits. Název CRUD se stal postupem času standardním průmyslovým termínem. Pojem CRUD je nutno odlišovat od dalšího typu aktivních částic pro které se zejména v anglosasky mluvících zemích používá název horké částice – hot particles. Tyto jsou na rozdíl od CRUD tvořeny hlavně produkty štěpení jaderného paliva. Horké částice mají typický rozměr kolem 10 μm a pocházejí z jaderných nehod nebo z poškozeného paliva.

Aktivní částice typu CRUD byly na JE Temelín mimo primární okruh poprvé zaznamenány roku 2004 během generální opravy druhého výrobního bloku. Od té doby byly tyto částice nalézány na různých místech kontrolovaného pásma. Problematice aktivních částic je z hlediska radiační ochrany na JE Temelín věnována mimořádná pozornost. Oblasti, na které se tato pozornost soustředí lze rozdělit následovně:

vznik a materiálové složení aktivních částic

aktivní částice z hlediska fyzikálních, chemických a radiačních parametrů

hlavních zdroje uvolňování aktivních částic z primárního okruhu

radiologická rizika související s aktivními částicemi

postupy radiační ochrany na ochranu osob ohrožených výskytem aktivních částic v pracovním prostředí kontrolovaného pásma

vypracování a realizace technicko–organizačních opatření sloužících k eliminaci rizik spojených

s aktivními částicemi

V příspěvku budou stručně uvedeny výsledky jednotlivých analýz a shrnuty naše dosavadní zkušenosti s výskytem aktivních částic na JE Temelín.

Obrázek 1. První zjištění aktivní částice na ETE.



ANALÝZA POUŽITELNOSTI SCINTILAČNÍ SPEKTROMETRIE PRO ODHAD SLOŽENÍ KONTAMINOVANÉHO MRAKU PO NEHODĚ JADERNĚ ENERGETICKÉHO ZAŘÍZENÍ

Petr Kuča¹, Jiří Hůlka¹, Jaroslav Klusoň², Tomáš Čechák²

¹⁾ SÚRO, Státní ústav radiační ochrany Praha, Bartoškova 28, Praha 4

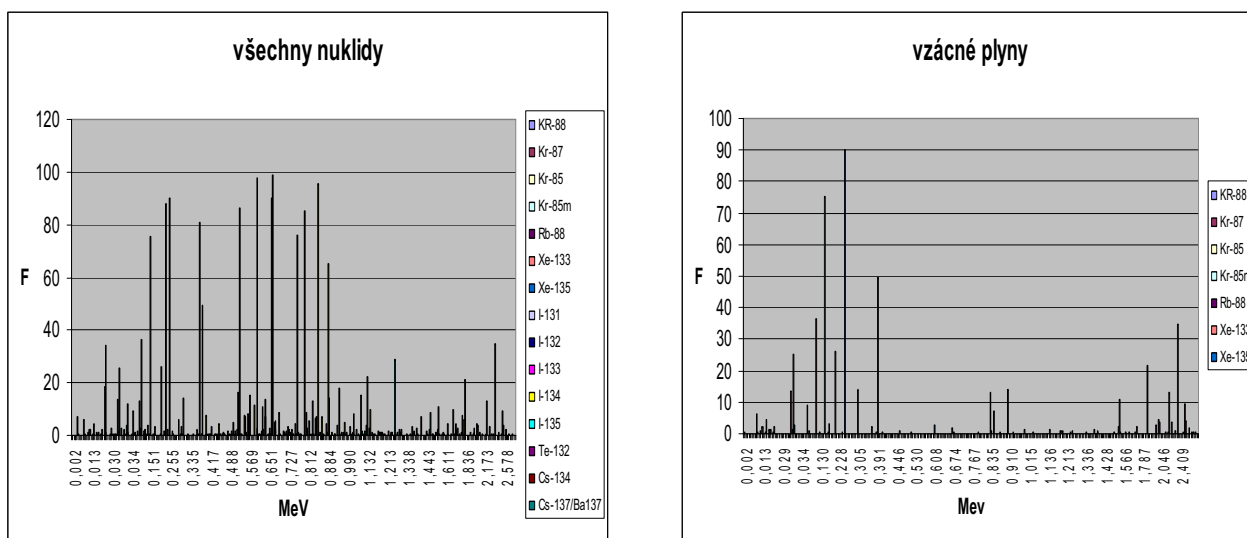
²⁾ ČVUT v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, Břehová 7, 115 19 Praha 1
e-mail: petr.kuca@suro.cz

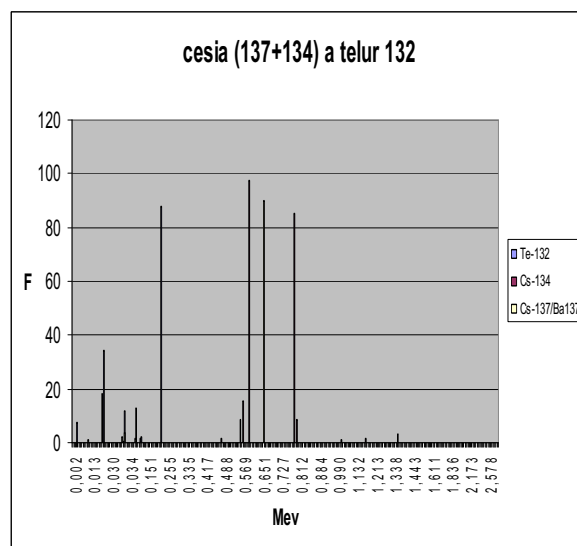
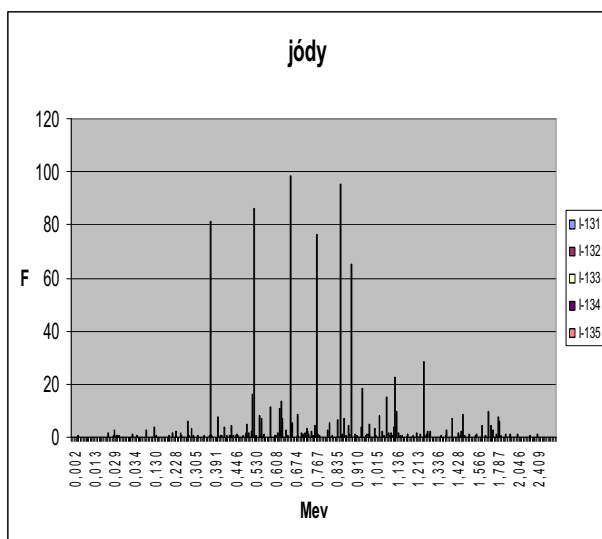
[4]

Úvod:

V rámci úkolu „Optimalizace využití scintilačního spektrometru pro stanovení odhadu radionuklidového složení kontaminantu“, byla analyzována použitelnost měřicích zařízení se scintilačním detektorem, kterými jsou vybavena vybraná měřicí místa Sítě včasného zjištění RMS ČR, pro odhad složení kontaminantu při průchodu kontaminovaných vzdušných mas místem měření. Spektrum gama radionuklidů uniklých po havárii je složité (obr.1, [3]) a je možné jej detailně analyzovat pouze polovodičovou spektrometrií. Cílem analýzy bylo – pro měřicí zařízení Exploranium GR 135 se scintilačním detektorem - analyzovat možnost odhadu detekce skupin radionuklidů při úniku radionuklidů z JEZ podle vybraných scénářů havárie. Pro analýzu jsou využity modelové výpočty odezvy měřiče v geometrii předpokládaného mraku vypočtené metodou Monte Carlo.

Obr. 1 Přehled gama linií jednotlivých skupin radionuklidů po nehodě





Metody

Bylo uvažováno celkem 9 různých scénářů (viz Tab.1), z nichž pro další analýzu byly vybrány scénáře č.1 a č.3. (dále označované jako scénář 1 a scénář 2), reprezentující extrémní případy poměrů unikajících aktivit vzácných plynů (viz Obr.2), a tyto scénáře byly dále analyzovány z hlediska časového vývoje podílu aktivit v mraku a dále z hlediska podílu jednotlivých radionuklidů obsažených v mraku na celkové dávce od mraku – viz Obr.3.,

Tab.1 Posuzované scénáře úniků radionuklidů do životního prostředí [3]

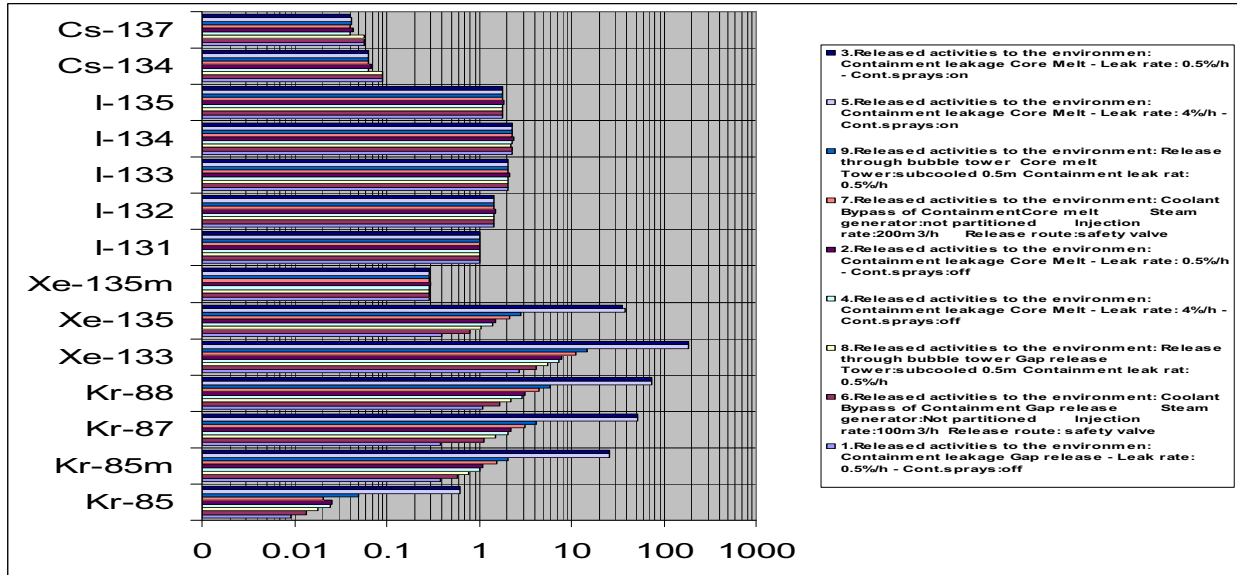
Scénář	Typ	Popis
1	Gap release	Leak rate: Containment sprays:
		0.5%/h off
2	Core Melt	Leak rate: Containment sprays:
		0.5%/h off
3	Core Melt	Leak rate: Containment sprays:
		0.5%/h on
4	Core Melt	Leak rate: Containment sprays:
		0.5%/h off
5	Core Melt	Leak rate: Containment sprays:
		0.5%/h on
6	Gap release	Steam generator: Injection rate: Release route:
		not partitioned 100m ³ /h safety valve
7	Core melt	Steam generator: Injection rate: Release route:
		not partitioned 200m ³ /h safety valve
8	Gap release	Tower: Containment leak rate:
		subcooled 0.5m 0.5%/h
9	Core melt	Tower: Containment leak rate:
		subcooled 0.5m 0.5%/h

Scénáře uvádějí aktivity resp. poměry aktivit radionuklidů:

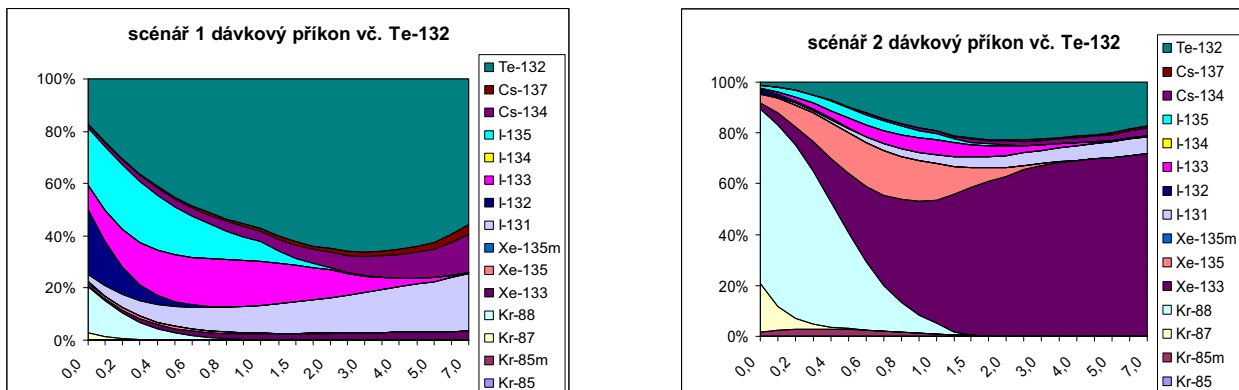
skupina vzácných plynů: Kr-85, Kr-85m, Kr-87, Kr-88, Xe-133, Xe-135,

skupina jódu: I-131, I-132, I-133, I-134, I-135, skupina cesíí: Cs-137, Cs-134, telur: Te-132.

Obr.2 Variace poměrů aktivit radionuklidů (vektor aktivit) pro různé scénáře a z nich vyplývající zdrojové členy (vztaženo k aktivitě I-131)



Obr.3 Průběh aktivity a dávkového příkonu v čase pro scénáře 1 a 2

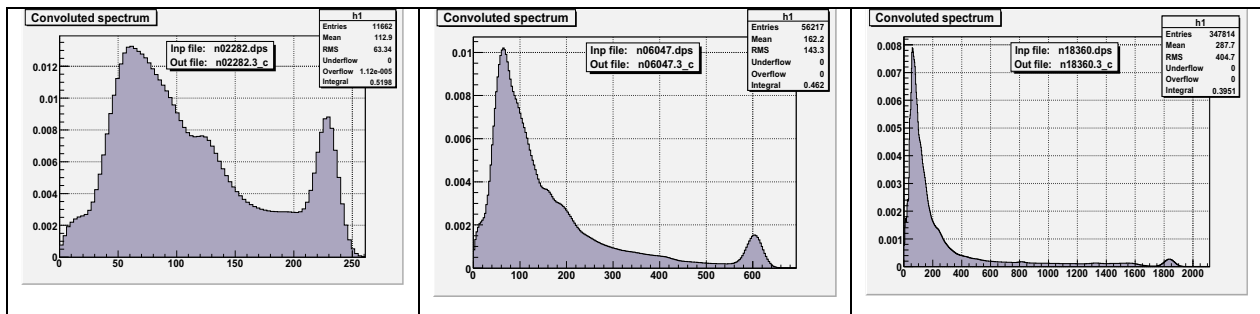


Základní charakteristiky přístroje GR 135 (rozišovací schopnost a energetická účinnost) byly experimentálně stanoveny s použitím bodových etalonů dostupných radionuklidů (Cs-137, Co-57, Zn-65, Pb-210, Mn-54, Am-241), byly provedeny výpočty potřebné k odhadu fotopíkové účinnosti detektoru měřiče (při uvážení pouze vlastního detektoru bez stínění okolními materiály), s použitím aproximace isotropního pole a zjednodušených vypočtů detekční účinnosti pro tuto geometrii, a odhad četnosti impulsů ve fotopíku pro detektor měřiče, a dále byla spočítána modelová spektra pro jednotlivé vytypované radionuklidy v geometrii izotropního pole a provedeny modelové výpočty odezvy měřiče GR 135 v předpokládané geometrii mraku metodou Monte Carlo [4]. Byla vytvořena kompozitní spektra pro oba scénáře ve variantách zahrnujících jak všechny sledované nuklidy dohromady, tak i nuklidy jednotlivých skupin, a

s využitím modelových spekter jednotlivých radionuklidů byla modelována odezva měřiče na takto simulovaný mrak.

Byly provedeny výpočty modelových spekter pro jednotlivé významné energie vybraných radionuklidů (příklady viz.obr.4)

Obr. 4 Modelová spektra pro vybrané energie (228keV, 605keV, 1868keV)



Závěr:

Předběžné výsledky ukazují, že detekce nuklidů skupiny vzácných plynů by mohla být možná i na pozadí ostatních nuklidů v „čerstvé“ směsi (ne starší než cca 1-1,5 dne) na základě čar vyšších energií Kr-88 (2,2MeV, 2,4MeV, 2,55MeV) a dále že bude zřejmě možné rozeznat a odhadnout přítomnost nuklidů skupin jódů a césii společně, ovšem bez možnosti rozlišení těchto skupin.

Publikace vychází z výzkumu podporovaného projektem VaV SÚJB č.3/2006.

Použitá literatura:

- [1] D.C. Kocher: Radioactive Decay Data Tables, A Handbook of Decay Data for Application to Radiation Dosimetry and Radiological Assessments. Oak Ridge, Tennessee. Oak Ridge National Laboratory Technical Information Center, U.S. Department of Energy. 1981.
- [2] Exploranium GR 135 – technická dokumentace k přístroji
- [3] C. Landman: Scenario Data Sets and Scenarios for RODOS Version PV6. RODOS(WG7)-TN(00)-01, 2000.
- [4] MCNPX User's Manual, Version 2.5.0, April 2005, LA-CP-05-0369

BILANCE DEKONTAMINAČNÍCH PRACÍ V JE TEMELÍN 2000 - 2007

Cimrová J., Tichý I., Trtílek R., Werbynský P.

ALLDECO.CZ a.s., Dolní Valy 1436/22, 695 01 Hodonín

Předmětný poster navazuje na postery prezentované na DRO v Liptovském Jánu 2005 a v Luhačovicích 2006. Shrnuje celkovou bilanci dekontaminačních prací při odstávkách obou bloků JE Temelín od roku 2000 a doplňuje ji o nejnovější údaje z odstávek roku 2007. Všechny údaje jsou prezentovány v tabulkové nebo grafické formě.

Poster je členěn do tří částí. V první části je celková bilance provedených dekontaminačních prací rozčleněna podle zastoupení jednotlivých dekontaminačních metod a způsobů práce. Dále jsou ve druhé části prezentovány údaje týkající se radiační ochrany při těchto pracích (KDE, individuální ED, dávky vztažené na časovou jednotku, šetřené události a podobně). Třetí část bilancuje související technologické parametry (spotřeba chemikálií, tvorba sekundárních RAO apod.)

BILANCOVÁNÍ RADIOAKTIVNÍCH VÝPUSTÍ Z JADERNÝCH ELEKTRÁREN ČR, HODNOCENÍ VLIVU NA OKOLÍ, SROVNÁNÍ S VYBRANÝMI ZÁPADNÍMI JE

Ing. Josef Koc, CSc.1, Mgr. Jiří Vokálek1

¹ČEZ, a.s., Jaderná elektrárna Temelín

V článku a v doprovodném posteru je rámcově pojednán způsob bilancování aktivit radionuklidů vypouštěných z JE Dukovany a Temelín, způsob stanovení jejich vlivu na okolí ve formě úvazku efektivní dávky pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva a zhodnocení čerpání autorizovaných limitů. Dále je uvedeno rámcové srovnání českých a vybraných západních JE.

VÝPUSTI Z JADERNÝCH ELEKTRÁREN

Za provozu JE vzniká v primárním okruhu řada radionuklidů. Aby se nedostaly do životního prostředí, jsou tyto radionuklidy průběžně separovány a odstraňovány čisticími a filtračními systémy.

Kvůli technologickým a materiálovým omezením nelze dokonale separovat všechny radionuklidy a nezbyvá, než část radionuklidů řízeným způsobem vypouštět do životního prostředí a v rámci toho samozřejmě monitorovat vliv vypuštěných radionuklidů na okolí.

Nejmarkantněji se to projevuje u tritia v kapalných výpustech - z JE se vypouští v podstatě všechno tritium vzniklé za chodu reaktoru, protože separace tritia z vody je technologicky velmi náročná.

ROZSAH BILANCOVÁNÍ VÝPUSTÍ

Výpustí do atmosféry

Vzácné plyny - štěpné a aktivační produkty pronikající z paliva do chladiva primárního okruhu:

- *EDU*: Ar-41, Kr-85/85m/87/88, Xe-133/135/138
- *ETE*: Ar-41, Kr-85/85m/87/88, Xe-133/133m/135/138

Aerosoly - aktivované korozní produkty vznikající v chladivu primárního okruhu:

- *EDU*: Ag-110m, As-76, Ba-140, Ce-141/144, Co-57/58/60, Cr-51, Cs-134/137, Fe-59, Hf-181, La-140, Mn-54, Nb-95, Ru-103, Sb-124, Se-75, Sr-89/90, Zn-65, Zr-95
- *ETE*: As-76, Co-57/58/60, Cr-51, Cs-134/137, Mo-99, Mn-54, Nb-95, Ru-103, Sb-124, Te-132, Zr-95

Jódy - štěpné produkty pronikající z paliva do chladiva primárního okruhu:

- *EDU*: I-129/131/132/133/134/135; *ETE*: I-131/133

Uhlík C-14 - aktivační produkt vznikající v chladivu primárního okruhu a ve vzduchu proudícím ve ventilační šachtě okolo nádoby reaktoru za chodu reaktoru.

Tritium - aktivační produkt vznikající (zejména aktivací bóru v H_3BO_3) v chladivu primárního okruhu.

Výpusti do vodních toků

Tritium - aktivační produkt vznikající (zejména aktivací bóru v H_3BO_3) v chladivu primárního okruhu.

Aktivační a štěpné produkty - vznikají v chladivu primárního okruhu:

- *EDU*: Ag-110m, Am-241, Ce-141/144, Cm-242, Co-57/58/60, Cr-51, Cs-134/137, Fe-59, I-131, Mn-54, Nb-95, Pu-238/239, Ru-103, Sb-124, Se-75, Sr-89/90, Zn-65, Zr-95
- *ETE*: Ag-110m, Am-241/243, Ce-141/143, Co-57/58/60, Cr-51, Cs-134/137, Eu-154, Fe-59, Hf-175, I-131/133, La-140, Mn-54, Mo-99, Na-24, Nb-95/97, Pu-238/239/240, Ru-103/106, Sb-124, Sn-113, Sr-89/90/92, Zn-65, Zr-95/97

VÝSLEDKY MONITOROVÁNÍ VÝPUSTÍ

V tabulkách a grafech na posteru jsou uvedeny hodnoty aktivit vybraných složek výpustí z JE Dukovany a Temelín a pro porovnání i z vybraných JE ve světě. Při srovnání je nutno vzít v úvahu:

- **úroveň technologie** - konstrukce zařízení a paliva, kvalita a kapacita čisticích linek, kvalita materiálů
- **způsob provozování** - četnost odstávek, kvalita chemického režimu (zejména výpustí vzácných plynů značně kolísají při odstavování a najíždění reaktoru a při roztěšňování primárního okruhu za odstávek)
- **stav pokrytí paliva**
- **použité měřicí metody a zařízení** - přesnost a citlivost měřicích metod a zařízení

Nicméně ze srovnání vyplývá, že JE v ČR jsou srovnatelné s JE v západním světě.

Tihange (BG) 3 x 960 MW; **Loviisa (FN)** 2 x 488 MW; **Sizewell B (GB)** 1 x 1188 MW;
Biblis A (GE) 1 x 1167 MW; **Biblis B (GE)** 1 x 1240 MW; **Neckar 2 (GE)** 1 x 1269 MW;
Emsland (GE) 1 x 1290 MW; **Isar 2 (GE)** 1 x 1380 MW; **Asco (SP)** 2 x 945 MW

Jedná se o PWR se zhruba stejným výkonem reaktorů jako Dukovany a Temelín, hodnoty jsou přepočteny na 1 reaktor a jsou převzaty z dokumentu:

http://europa.eu.int/comm/energy/nuclear/radioprotection/publication/doc/143_en.pdf

STANOVENÍ ÚVAZKU EFEKTIVNÍ DÁVKY PRO JEDINCE Z KRITICKÉ SKUPINY OBYVATELSTVA V OKOLÍ JE DUKOVANY A TEMELÍN

Vliv JE na okolí se vyjadřuje formou **úvazku efektivní dávky pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva**, který se stanovuje **výpočtem**. **Jedincem z kritické skupiny obyvatelstva** se rozumí jednotlivec z populace v zóně havarijního plánování příslušné jaderné elektrárny.

Předběžný výpočet

- **průběžně** během roku, aktivity radionuklidů se násobí **konverzními faktory** stanovenými SÚJB

- konverzní faktory zohledňují **místní podmínky** (zalidnění, zalesnění, vydatnost vodotečí, skladba potravin, zdroje pitné vody...), vlastnosti každého radionuklidu a **všechny** možné způsoby **vnějšího i vnitřního** ozáření (pobyt v okolí JE, konzumace potravin a vody v okolí JE...)

Korekční výpočet

- provádí se **zpětně** po skončení kalendářního roku ve výpočetních programech RD-EDU a RD-ETE se zohledněním skutečné meteosituaace v průběhu roku, hodnoty jsou **nižší** než u předběžných výpočtů

V následující tabulce je přehled **platných** konverzních faktorů. Zvýrazněny jsou rozdíly u „nejvlivnějších“ radionuklidů (plynný C-14 a Ar-41, kapalné H-3), dané místními podmínkami.

PLYNNÉ VÝPUSTI (Sv/Bq)				KAPALNÉ VÝPUSTI (Sv/Bq)			
Temelín		Dukovany		Temelín		Dukovany	
Ar-41	1,87e-20	Ag-110m	3,58e-17	Ag-110m	4,20e-17	Ag-110m	5,22e-17
As-76	9,70e-20	Am-241	5,34e-15	Am-241	2,10e-18	Am-241	1,66e-20
C-14	1,85e-18	Ar-41	1,43e-21	Am-243	3,00e-20	As-76	2,52e-19
Co-57	3,15e-18	As-76	1,08e-19	Ce-141	1,40e-18	Ba-140	8,12e-19
Co-58	5,60e-18	Ba-140	2,30e-19	Ce-143	4,90e-19	C-14	1,14e-16
Co-60	3,54e-16	C-14	1,93e-19	Co-57	1,10e-17	Ce-141	9,14e-18
Cr-51	8,70e-20	Ce-141	4,03e-19	Co-58	2,00e-17	Ce-144	2,37e-17
Cs-134	8,65e-17	Ce-144	7,88e-18	Co-60	1,20e-15	Cm-242	1,13e-21
Cs-137	1,47e-16	Cm-242	2,52e-16	Cr-51	4,90e-19	Cm-244	8,53e-22
H-3	5,05e-21	Cm-244	3,03e-15	Cs-134	2,70e-16	Co-57	1,09e-16
I-131	1,19e-18	Co-57	3,06e-18	Cs-137	4,50e-16	Co-58	2,02e-16
I-133	2,04e-19	Co-58	5,37e-18	Eu-154	9,50e-16	Co-60	1,27e-14
Kr-85	4,55e-23	Co-60	3,39e-16	Fe-59	1,70e-18	Cr-51	3,52e-18
Kr-85m	2,73e-21	Cr-51	8,48e-20	H-3	4,00e-20	Cs-134	4,53e-15
Kr-87	1,15e-20	Cs-134	8,30e-17	Hf-175	5,20e-20	Cs-137	5,88e-15
Kr-88	3,24e-20	Cs-137	1,41e-16	I-131	1,00e-16	Fe-59	1,08e-17
Mn-54	2,05e-17	Fe-59	4,04e-18	I-133	4,80e-18	H-3	1,23e-19
Mo-99	1,03e-19	H-3	5,20e-22	La-140	3,00e-19	Hf-181	3,84e-19
Nb-95	2,22e-18	Hf-181	2,17e-18	Mn-54	6,90e-17	I-131	1,35e-16
Ru-103	1,77e-18	I-129	2,61e-16	Mo-99	6,50e-19	La-140	3,43e-18
Sb-124	8,70e-18	I-131	1,34e-18	Na-24	9,50e-19	Mn-54	7,40e-16
Te-132	1,75e-19	I-132	6,58e-20	Nb-95	9,30e-19	Nb-95	7,41e-16
Xe-133	5,95e-22	I-133	2,29e-19	Nb-97	4,60e-20	Pu-238	4,18e-17
Xe-135	4,44e-21	I-134	4,29e-20	Pu-238	2,40e-18	Pu-239	4,26e-17
Xe-135m	3,68e-21	I-135	1,07e-19	Pu-239	2,40e-18	Pu-240	1,79e-16
Xe-138	8,70e-21	Kr-85	4,31e-23	Pu-240	2,00e-17	Ru-103	6,93e-17
Zr-95	3,99e-18	Kr-85m	2,55e-21	Ru-103	6,90e-18	Sb-124	3,57e-18
		Kr-87	1,04e-20	Ru-106	2,00e-17	Sb-125	2,82e-19
		Kr-88	3,00e-20	Sb-124	4,30e-19	Se-75	3,11e-19
		La-140	3,94e-19	Sn-113	1,60e-19	Sr-89	1,22e-17
		Mn-54	1,96e-17	Sr-89	1,10e-17	Sr-90	1,35e-16
		Nb-95	2,15e-18	Sr-90	1,70e-16	Zn-65	3,71e-16
		Pu-238	4,70e-15	Sr-92	7,10e-22	Zr-95	1,38e-16
		Pu-239, 240	5,16e-15	Zn-65	4,70e-17		
		Ru-103	1,73e-18	Zr-95	1,30e-17		
		Sb-124	8,46e-18	Zr-97	5,30e-19		
		Sb-125	3,57e-17				
		Se-75	4,69e-18				
		Sr-89	1,33e-19				
		Sr-90	5,62e-17				
		Xe-133	5,63e-22				
		Xe-135m	2,98e-21				
		Xe-135m	4,11e-21				
		Xe-138	7,02e-21				
		Zn-65	1,22e-17				
		Zr-95	3,88e-18				

Zhodnocení čerpání autorizovaných limitů

Pro úvazek efektivní dávky pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva z plyných i kapalných výpustí jsou stanoveny nepřekročitelné limity (platí vždy pro celou jadernou elektrárnu, tj. pro všechny reaktory):

Legislativní limity stanovené legislativou ČR (Vyhl. 307/2002 Sb. ve znění Vyhl. 499/2005 Sb.)

- 200 $\mu\text{Sv}/\text{rok}$ pro plyné výpusti; 50 $\mu\text{Sv}/\text{rok}$ pro kapalně výpusti

Autorizované limity stanovené rozhodnutími SÚJB pro jadernou elektrárnu Temelín

- plyné výpusti - 40 $\mu\text{Sv}/\text{rok}$; kapalně výpusti - 0,4 $\mu\text{Sv}/\text{rok}$ (do 30.4.2005) a 3 $\mu\text{Sv}/\text{rok}$ (od 1.5.2005)

Autorizované limity stanovené rozhodnutími SÚJB pro jadernou elektrárnu Dukovany

- plyné výpusti - 40 $\mu\text{Sv}/\text{rok}$ (od 2000); kapalně výpusti - 1,75 $\mu\text{Sv}/\text{rok}$ pro H-3 + 0,05 $\mu\text{Sv}/\text{rok}$ pro aktivační a štěpné produkty (do 2001) a 6 $\mu\text{Sv}/\text{rok}$ (od 2002)

Každá **změna** autorizovaných limitů je doprovázena změnou konverzních faktorů. V následující tabulce je uveden přehled čerpání autorizovaných limitů - jedná se o předběžné výpočty s konverzními faktory:

	VZDUCH		VODA				
	Dukovany	Temelín	Dukovany			Temelín	
limit	40 μSv	40 μSv	1,75 μSv (pro H-3)	0,05 μSv (pro AaŠP)	6 μSv	0,4 μSv	3 μSv
2000	0,24%		72,00%	1,93%			
2001	0,18%	0,13%	72,30%	2,30%		11,27%	
2002	0,20%	0,86%			32,78%	23,80%	
2003	0,34%	2,21%			34,25%	50,33%	
2004	0,43%	1,99%			32,78%	46,20%	
2005	0,42%	2,02%			30,70%		42,60%
2006	0,39%	2,69%			31,53%		51,90%

Újma způsobená jedinci z kritické skupiny obyvatelstva je vzhledem k nastaveným limitům velmi nízká, až zanedbatelná, zejména v porovnání s újmou z **přírodního** ozáření (kosmické záření, radionuklidy v půdě...), která pro každého člověka v ČR činí průměrně **2,5 mSv (!)** za rok.

V případě **kapalných** výpustí nejvíce přispívá **tritium** - cca z **99 % (!)**, které nelze z kapalných výpustí odbourávat a musí se z JE vypouštět po zředění s ostatními odpadními vodami. Tritium je však nízkoenergetický zářič, je obsaženo všude v přírodě a jeho vliv na lidský organismus je velmi malý.

Z **plynných** výpustí nejvíce přispívá **C-14** - u **Temelína** cca z **95 %**, u **Dukovan** cca z **90 %**.

MĚŘENÍ AKTIVIT STĚRŮ Z NÁDOBY REAKTORU LVR-15

L. Viererbl, Z. Lahodová, J. Neužil, A. Horák, V. Klupák, M. Marek,
V. Činovský, D. Javůrek, A. Voljanskij

Ústav jaderného výzkumu Řež, a.s.

Reaktor LVR-15 je lehkovodní výzkumný jaderný reaktor umístěný v areálu Ústavu jaderného výzkumu v Řeži u Prahy s nominálním tepelným výkonem 10 MW. Jedná se o víceúčelové zařízení zaměřené hlavně na materiálový výzkum, dalšími činnostmi jsou např. výroba radioizotopů, neutronová aktivační analýza a neutronová záchytová terapie.

O letních prázdninách roku 2007 probíhaly pětileté provozní kontroly, během kterých je palivo vyjmuto z reaktorové nádoby a vypuštěna voda primárního okruhu. Za těchto podmínek bylo z vnitřních stěn nádoby a některých dalších ploch zařízení dlouhodobě umístěných v reaktorové nádobě odebráno celkem deset vzorků stěrů. Z provozních důvodů nebylo možné odebrat vzorky ze dna reaktorové nádoby.

Odběr stěru byl proveden tampónem z buničité vaty namočeným v líhu, tampón byl připevněn na konec šestimetrové tyče. Tato tyč byla prostrčena menším otvorem ve víku reaktoru (obr. 1) a odběr stěru byl proveden ruční manipulací s tyčí na ploše cca 10 x 10 cm. Odkrytí větší části víka reaktoru není při vypuštěné vodě primárního okruhu z důvodů radiační ochrany možné. Za této situace bylo tedy obtížné dodržet stejné podmínky při odběru jednotlivých stěrů, jako je konstantní přítlak a velikost plochy stěru.

Obrázek 1. Víko reaktoru.



Po odběru byly stěry měřeny spektrometrií záření gama a alfa. Aktivity některých radionuklidů pro čtyři vybrané stěry jsou uvedeny v tabulce 1. Stěry č. 1 a 3 byly odebrány na svislé stěně nádoby reaktoru, v dalších dvou sloupcích z vodorovných ploch (výraz v tabulce „pod hladinou“ se vztahuje k situaci za provozu reaktoru). Pro srovnání jsou v posledním sloupci uvedeny aktivity pro jeden litr vody primárního okruhu odebrané těsně před jeho vypuštěním.

Tabulka 1. Aktivity radionuklidů měřených na stěrech z nádoby a vody primárního okruhu.

Radionuklid	Aktivita (Bq)				
	Stěr č. 1	Stěr č. 3	Stěr č. 4	Stěr č. 5	Voda
	Stěna nádoby v rovině aktivní zóny	Stěna nádoby těsně pod hladinou	Vodorovná plocha 1 m pod hladinou	Vodorovná plocha v okolí aktivní zóny	1 litr vody prvního okruhu
⁴⁶ Sc	8.22E+01	4.06E+01	9.09E+03	3.40E+02	1.11E+04
⁵¹ Cr	1.68E+04	5.16E+03	3.47E+05	2.16E+04	6.93E+04
⁵⁴ Mn	1.50E+02	1.26E+02	1.18E+04	3.07E+02	2.65E+03
⁵⁸ Co	1.20E+02	4.94E+01	2.50E+03	7.49E+01	7.68E+02
⁵⁹ Fe	4.50E+02	1.49E+02	1.86E+04	7.33E+02	6.16E+03
⁶⁰ Co	2.41E+03	2.56E+03	1.59E+05	2.69E+03	2.15E+04
⁶⁵ Zn	2.03E+02	7.63E+01	1.33E+04	3.55E+02	5.90E+03
⁹⁵ Nb	1.06E+03	1.07E+03	9.53E+04	3.58E+03	2.60E+04
⁹⁵ Zr	5.51E+02	5.53E+02	4.20E+04	1.70E+03	1.75E+04
¹⁰³ Ru	4.11E+02	6.22E+02	1.58E+04	1.40E+03	2.57E+03
¹²⁴ Sb	1.62E+02	9.66E+01	1.41E+04	7.45E+02	4.64E+03
¹³⁷ Cs	5.14E+00	4.19E+00	3.15E+02	< 1.00E+00	1.79E+02
¹⁴⁰ Ba	< 2.00E+00	< 2.00E+00	< 2.00E+00	< 2.00E+00	2.10E+03
¹⁴⁰ La	< 2.00E+00	< 2.00E+00	< 2.00E+00	< 2.00E+00	2.25E+03
¹⁴¹ Ce	6.27E+02	5.57E+02	6.58E+04	1.28E+03	1.25E+04
¹⁴⁴ Ce	2.50E+02	9.65E+01	2.57E+04	3.38E+02	1.08E+04

Radionuklidy měřitelné ve stěrech jsou většinou také přítomné ve vodě primárního okruhu, ovšem poměr aktivit ve stěru a ve vodě se pro různé prvky liší, například aktivity ¹⁴⁰Ba a ¹⁴⁰La jsou ve vodě významné a ve stěrech neměřitelné. Hodnoty aktivit ve stěrech ze svislých ploch nádoby reaktoru příliš nezávisí na poloze. Nejvyšší hodnoty byly naměřeny pro stěr z vodorovné plochy jeden metr pod původní hladinou vody.

Výsledky vyjadřují míru kontaminace povrchů radionuklidy ve vnitřní části reaktorové nádoby. Dále by také měly pomoci při studiu transportu radionuklidů v reaktorové nádobě.

RYCHLÝ ODHAD (IN SITU) HMOTNOSTNÍ AKTIVITY ALFA NUKLIDŮ VE VZORKU PŘI MASIVNÍ KONTAMINACI

Jiří Hůlka, Irena Malátová, Věra Bečková

SÚRO, Státní ústav radiační ochrany Praha, Bartoškova 28, Praha 4

e-mail: jiri.hulka@suro.cz

Případ úmrtí po masivní vnitřní kontaminaci Po-210 (A. Litviněnko) ukázal mj. potřebnost metod rychlého odhadu/stanovení kontaminace vzorků vzduchu, vody, tkáně a životního prostředí téměř čistými alfa radionuklidy a to nejlépe in situ. Z hlediska radiační mimořádné situace (RaMS) se dosud uvažovalo zejména o scénářích:

- 1) potenciální expozice osob při použití „špinavé bomby“, očekával se spíše psychologický efekt než skutečné významné ozáření osob.
- 2) kontaminace alfa/beta radionuklidy v důsledku havárie jaderně – energetických zařízení (v tomto případě jde spíše o doplňkovou informaci, neboť dojde zákonitě k uvolnění radionuklidů emitujících gama, které budou dominantní z hlediska expozice osob a dobře stanovitelné).
- 3) expozice po mimořádné události na pracovištích s alfa/beta radionuklidy, kde je inventář radionuklidů a pracovní proces zdokumentován.

Uvedená událost však ukázala, že radionuklidy emitující téměř výhradně záření alfa mohou být použity v množství, které způsobí akutní vnitřní ozáření (např. použijí-li je specialisté tajné služby, které mají přístup ke specifickým zdrojům). Speciálně vybraný radionuklid nemusí být detekovatelný zevně (prostřednictvím záření gama) i při aktivitách, které mohou vyvolat deterministické účinky.

Např. použité ^{210}Po i při aktivitě, která při vnitřním ozáření způsobí deterministické účinky (jednotky Gy způsobí podání cca 100 MBq tj. cca 0,6 μg ^{210}Po) je téměř nedetekovatelné prostřednictvím záření gama kvůli velmi slabému zastoupení (10^{-5}) gama linie 803 keV : odpovídající dávkový příkon gama v 10 cm je asi 14 nGy/h a při běžném přírodním pozadí 50-100 nGy/h je prakticky nedetekovatelný; podobně i schopnost spektrometrického stanovení v terénu je omezená, např. v reálné vzdálenosti cca 25 cm s detektorem HPGe o účinnosti 25% lze odvodit minimálně detekovatelnou aktivitu asi ≈ 100 MBq!

Pro analýzy podobných případů jsou nutné rychlé (tj. v horizontu minut až hodin) screeningové metody pro odhad aktivit, které by mohly vést k eventuálním deterministickým účinkům, založené na detekci záření alfa. Jde o aktivity, které - s uvažováním délky příjmu v trvání hodiny až dny – jsou na úrovni jednotek MBq/kg u vzorků vody, potravin, (resp. desetin až jednotek MBq/m³ u vdechovaného vzduchu).

V tomto příspěvku je provedena analýza použitelnosti monitoru plošné kontaminace alfa k odhadu stanovení hmotnostní měrné aktivity ve vzorcích potravin, vodě, moči atd a jsou

odvozeny detekční limity v závislosti na době měření a diskutována otázka rizika falešně pozitivního a falešně negativního nálezu.

Teorie

Metoda je založena na semikvantitativním odhadu hmotnostní celkové aktivity alfa ve vzorku z přímého měření alfa částic z tenké povrchové vrstvy vzorku, dané doletem částic alfa ve vzorku – řádově několik desítek mikronů. K dosažení co nejnižší minimální detekovatelné aktivity (MDA) je využito velkoplošného vzorku a velkoplošných monitorů povrchové kontaminace alfa. Dolet alfa částic ve vzduchu je dán empirickým vztahem $R=0,32 \times E^{3/2}$ (kde je R v cm, E je energie alfa částic v MeV) [3]. Většina alfa aktivních radionuklidů, které mohou být středem pozornosti, má energie alfa v rozpětí 4-6 MeV, s odpovídajícím doletem ve vzduchu 2,5-5 cm, v materiálu o hustotě cca 1000 kg/m^3 (tkáň, voda, lehké materiály) v rozmezí desítek mikronů. V „tlustém“ vzorku je kvůli samoabsorpci alfa detekovatelný objem (hloubka) řádu jednotek až desítek mikronů, experimentálně lze pomocí plošného etalonu ^{239}Pu (energie 5,1 MeV) překrývaného mikroténovými vrstvami (mikroténová folie $0,7 \text{ mg/cm}^2$) ověřit, že v materiálech s hustotou blízké vodě lze za rozumnou “efektivní tloušťku měřené vrstvy vzorku” (tj. tloušťku ze které lze detekovat alfa přibližně v 2π geometrii, kdy se na odezvě podílejí významně šikmé průchody alfa částic ve vzorku) považovat vrstvu odpovídající plošné hustotě cca 1 mg/cm^2 .

Pro semikvantiativní odhad hmotnostní aktivity alfa (vody, moče, některých potravin atd.) lze použít jednoduchou metodu: Výsledek měření zdánlivě „povrchové kontaminace alfa“ interpretovat jako hmotnostní aktivitu alfa vzorku odpovídající hloubce cca 1 mg/cm^2 (měření probíhá při malé vzdálenosti detektoru od povrchu do 1-2 cm, aby absorpce alfa ve vzduchu byla minimální). Uvedené platí za předpokladů, 1) měrná aktivita v povrchové vrstvě reprezentuje vzorek (tj. aktivita je i zde homogenně rozptýlena), 2) vzorek není povrchově kontaminován, 3) u kapalných vzorků nedošlo k výrazné sorpci radionuklidu na stěny (dno) nádoby. Hmotnostní aktivita (sumární alfa) je

$$A_m = \frac{I}{d \cdot \epsilon \cdot S \cdot t_m}$$

kde je I . počet impulsů za dobu měření t_m , A_m je hmotnostní měrná aktivita ($\text{Bq} \cdot \text{kg}^{-1}$), d je tloušťka vrstvy ($\text{kg} \cdot \text{m}^{-2}$) (uvažujeme pro odhad 1 kg/m^2 tj. 1 mg/cm^2), S je detekční plocha, ϵ je účinnost detekce, t_m je doba měření.

Minimálně detekovatelný počet impulsů Ld [1] a odvozená MDA_m :

$$Ld = 2,86 + 4,78 \cdot \sqrt{b + 1,36} \qquad MDA_m = \frac{Ld}{d \cdot \epsilon \cdot S \cdot t_m}$$

kde je b počet impulsů v pozadí za dobu t_m a ostatní symboly i rozměry stejné jako výše.

Diskuse :

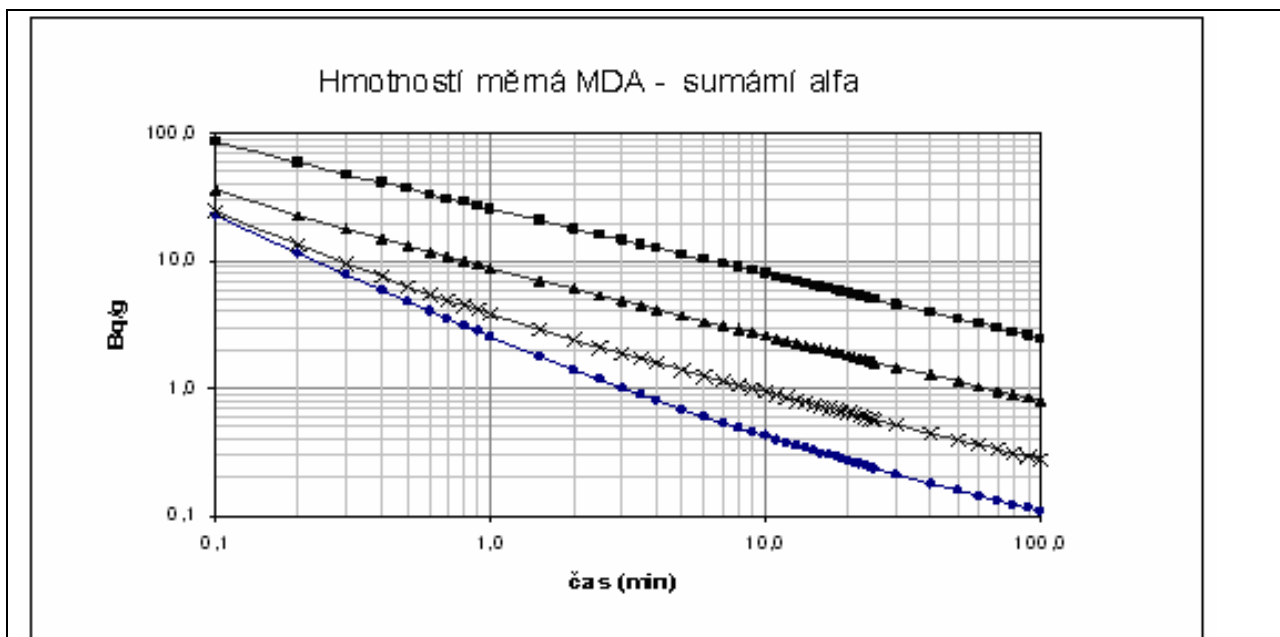
Interpretaci odhadu sumární hmotnostní aktivity (z hlediska havarijních metod) může komplikovat vliv těchto faktorů

- a) vlastní kontaminace vzorku přírodními radionuklidy
- b) v případě kapalných vzorků - možná sorpce radionuklidu na stěnách nádoby
- c) možná depozice produktů přeměny radonu z ovzduší na povrch vzorku (zvláště u vzorků které mohou nést elektrický náboj)

Zatímco případ (a) nepředstavuje zpravidla problém, neboť hmotnostní měrné aktivity přírodních radionuklidů ve vodách, vzorcích potravin, moči, atd. jsou zpravidla na úrovni mBq/kg výjimečně Bq/kg, tj. podstatně méně než MDA metody (viz dále), případ (b) by mohl - u kapalin kvůli sorpci radionuklidu na stěnách a dně měřící nádoby - vést k falešně negativní interpretaci. Odhad, zda je byla sorpce významná lze však snadno ověřit změřením před nalitím a po vylití vzorku. Případ (c) může způsobit problémy u povrchů elektricky nabitých, kvůli krátkodobé produkty přeměny radonu z ovzduší. Např. při překrytí povrchu vzorku mikroténovou folií (s cílem ochrany detektoru před kontaminací), dojde běžně - v důsledku depozice krátkodobých p.p. radonu z ovzduší na nabitý mikrotén - k zvýšení pozadí vůči vlastnímu pozadí detektoru zpravidla o dva řády. V typické místnosti s objemovou aktivitou radonu 100 Bq/m^3 lze očekávat depozici na běžné povrchy cca $0,01 \text{ Bq/cm}^2$. Objemové aktivity radonu v budovách se ovšem pohybují v řádu $10 - 10\,000 \text{ Bq/m}^3$ a proto depozice p.p. radonu z ovzduší je třeba mít na zřeteli kvůli možné falešně pozitivní interpretaci.

Použité přístroje a metoda

K měření byl použit velkoplošný monitor plošné kontaminace (měřič RADOS Microcont), použitelné jsou i jiné velkoplošné plynem plněné detektory, velkoplošné scintilační detektory apod. Pro další úvahy použijeme pro odhad citlivosti velkoplošných monitorů kontaminace tyto parametry [2]. Sonda alfa: pozadí $0,01 \text{ imp/s}$, detekční účinnost 25% (RADOS), zanedbatelná odezva na gama. Detekční citlivá plocha $16,8 \times 11 \text{ cm}$ (tj. 185 cm^2). Odpovídající odhady MDA pro různé doby měření jsou uvedeny na obrázku 1.



Obr. 1 : Minimální detekovatelná hmotnostní aktivita alfa pro různé depozice produktů přeměny radonu v závislosti na době měření

- při depozice p.p.radonu na vzorku $\sim 0,1 \text{ Bq.cm}^{-2}$
- ▲ při depozice p.p.radonu na vzorku $\sim 0,01 \text{ Bq.cm}^{-2}$
- x při depozice p.p.radonu na vzorku $\sim 0,001 \text{ Bq.cm}^{-2}$
- s uvážením pozadí detektoru (tj.bez depozice p.p.radonu na vzorku)

Závěr:

Pokud je eliminována depozice produktů přeměny Rn na povrch vzorku a - v případě roztoků - použita vhodná nádoba se zanedbatelnou sorpcí radionuklidů, lze zhruba při minutovém měření vzorku bez úpravy stanovit měrné hmotnostní aktivity alfa na úrovni jednotek kBq/kg, a to je pro potřebu pilotního odhadu, zda došlo k vysoké kontaminaci, která by vedla k ozáření na úrovni deterministických účinků, dostatečné. Uvedené možné jevy, které by mohly vést k falešně pozitivnímu či negativnímu závěru je třeba ovšem mít trvale na zřeteli

Publikace vychází z výzkumu podporovaného projektem VaV SÚJB č.3/2006.

Použitá literatura

- [1] Hurtgen C, Jerome S, Woods M., *Revisiting Currie - how low can you go?*, Appl.Radiat.Isot., **53**, 45-50 (2000)
- [2] Manuál: RADOS MicroCont H13422
- [3] Evans, R. D., *The Atomic Nucleus*, McGraw-Hill, 1955.

ODHAD AKTIVITY V OBJEMOVÝCH VZORCÍCH POMOCÍ MĚŘENÍ DÁVKOVÉHO PŘÍKONU

Zlata Mrázová, Petr Rulík

Státní ústav radiační ochrany, Praha

Za radiační mimořádné situace (RaMS) mohou být požadovány na laboratořích vybavených spektrometrií gama analýzy velkého množství vzorků v krátkém čase. Proto byla zvážena možnost využití měřiče dávkového příkonu (DP) k odhadu aktivit vzorků, a tím jejich roztřídění na ty, které je nutné podrobněji analyzovat a na ty, kterými není nutno se dále zabývat. Třídění vzorků by mohlo být prováděno nejen až v laboratoři, ale už i v místě skladování komodit, z kterých byly odebrány. V práci je popsána možnost využití měřiče dávkového příkonu GR-130 miniSpec (GR). K posouzení vhodnosti GR je rozhodující zejména citlivost, s jakou přístroj odliší DP ze vzorku od příkonu z okolního prostředí. Tuto citlivost lze vyjádřit jako minimální detekovatelný dávkový příkon (MDDP), resp. minimální detekovatelnou aktivitu (MDA). Aby bylo třídění efektivní, musí být měření 1 vzorku krátké (pro odhady citlivosti metody jsme zvolili hodnotu 30 s). K odhadu MDA byly nejprve pro vybrané geometrie měření a radionuklidy stanoveny konverzní koeficienty mezi dávkou a aktivitou. Poté byla odhadnuta velikost pozadí a jeho fluktuace a na základě těchto údajů byla stanovena hodnota MDDP a MDA.

Stanovní konverzního koeficientu dávka-aktivita

Ke stanovení konverzního koeficientu mezi dávkou a aktivitou pro vybrané radionuklidy a geometrie měření byl využit program MicroShield (Grove Engineering, USA). Program kromě jiného počítá DP pro vzorek volitelné geometrie a obsahu radionuklidu ve zvoleném bodě prostoru se započtením rozptýleného záření. K ověření správnosti byly hodnoty stanovené programem pro vybrané geometrie a radionuklidy porovnány s experimentem. Odchylka výpočtu od experimentu je menší než 8 %. Výpočty byly provedeny v níže uvedených geometriích pro nuklidy, které by se mohly za RaMS pravděpodobně vyskytovat (viz tab.1). Za RaMS předpokládáme měření především v následujících geometriích:

1. Válcová geometrie o různém poloměru a výšce – pro ocenění závislosti DP na velikosti a tvaru vzorku a pro možnost odhadů aktivity od vzorků nestandardních geometrií.
2. Dvoulitrová a litrová válcová nádoba – předpokládá se, že podobného objemu budou vzorky, které budou dodávány do laboratoří.
3. Klasická „zeleninová“ přepravka o objemu 28 dm³ – vzorky potravin ve velkoskladech.

Lze předpokládat, že efektivní hustota většiny komodit kromě kapalných bude přibližně 0,5 - 0,7 g/cm³. Hmotnost „plného“ obsahu přepravky je kolem 14 kg, čemuž při objemu asi 28 dm³

odpovídá hustota 0,5 g/cm³. Podobnou hustotu předpokládáme i pro vzorky přivážené do laboratoří ve dvoulitrových nádobách. Tekutiny budou dodávány spíše o objemu 1 l, proto byla při výpočtu pro 1 l nádobu brána hustota 1 g/cm³.

Z analýzy válcové geometrie uvedené v bodě a) pro ¹³⁷Cs plyne, že pro velikost podstavy s poloměrem větším než 150 cm dávkový příkon měřený 2 cm nad středem podstavy s růstem poloměru se již prakticky významně nezvětšuje (dosahuje 90%) pro libovolně silnou vrstvu; pro vrstvu silnější než 20 cm to platí již pro poloměry větší než 80 cm.

V tabulce 1 jsou pro vybrané geometrie uvedeny konverzní koeficienty dávka-aktivita.

Tvoří-li přepravky souvislou stěnu, byla vypracována metoda, jak měřením DP přepravek ve stěně vytipovávat přepravky k bližšímu zkoumání.

Tabulka 3: Konverzní koeficienty - Dávkový příkon od aktivity 1 kBq/kg

Konverzní koeficient K [nGy/h / kBq/kg]					
Hustota	T _{1/2} [d]	Válcová nádoba		Přepravka	
		1 g/cm ³	0,5 g/cm ³	0,5 g/cm ³	0,5 g/cm ³
Nuklid		1 l	2 l	Zepředu	Seshora
⁹⁵ Nb	35	10	10	29	31
⁹⁵ Zr	64	10	10	28	30
¹⁰³ Ru	39	7,2	7,5	21	23
¹³¹ I	8	5,7	5,8	18	18
¹³² I	0,10	30	30	84	91
¹³² Te	3,2	4,3	6,8	20	22
¹³⁴ Cs	753	21	21	59	64
¹³⁷ Cs	10980	8,0	8,1	23	25
¹⁴⁰ La	1,7	28	28	78	85
¹⁴⁰ Ba	12,8	2,2	2,8	7,8	8,6

Válcová nádoba - Válec s GR umístěný na podložce, čelní stěna GR detektoru v kontaktu s pláštěm válce
Přepravka : zepředu - čelo GR umístěno do vzdálenosti 2 cm od boční stěny přepravky proti středu vzorku
seshora - GR umístěno spodní stranou 2 cm nad středem vzorku v přepravce

Odhad aktivity v případě přítomnosti pouze jednoho radionuklidu je jednoduchý: Změří se DP vzorku, odečte se DP od pozadí a s pomocí konverzního koeficientu se stanoví aktivita podle vztahu (1). Za RaMS budou ale pravděpodobně potraviny kontaminovány směsí radionuklidů. Předpokládáme, že jejich zastoupení bude známo ze spektrometrického měření aerosolů, spodů nebo vzorků zkoumaných potravin.

Aktivitu n-tého nuklidu lze odhadnout pomocí vztahu (2)

$$A = \frac{DP(\text{vzorku}) - DP(\text{pozadí})}{K} \quad (1)$$

$$A_n = \frac{Z_n DP}{\sum K_j Z_j} \quad (2)$$

kde Z_j je zastoupení aktivity j-tého nuklidu ve směsi, K_j je konverzní koeficient j-tého nuklidu z tabulky 1 a DP je dávkový příkon od vzorku po odečtu pozadí.

Stanovení MDDP a MDA

Ke stanovení MDDP a MDA musíme znát velikost pozadí. Může se jednat o běžně pozorovanou hodnotu na úrovni 100 nGy/h, o hodnotu sníženou díky měření ve „stínící“ vaně nebo o hodnotu zvýšenou kontaminací ovzduší či přítomností ostatního materiálu. Na základě opakovaného měření byla odhadnuta hodnota dávkového příkonu v laboratoři na 90 nGy/h a při sníženém pozadí ve stínící vaně (5 cm olova) na 16 nGy/h.

MDDP a MDA byly vypočítány podle přibližného vztahu

$$MDDP = 2k\sqrt{2}\sigma_{DP} \quad (3)$$

$$MDA_n = \frac{MDDP}{K_n} \quad (4)$$

kde $k=2,326$ je kvantit jednostranného normálního rozdělení (hladina spolehlivosti 99 %), σ_{DP} je směrodatná odchylka jedné hodnoty dávkové příkonu od pozadí měřeného v 30 s intervalech (tj. střední hodnoty DP za 30s) a K_n je konverzní koeficient dávka-aktivita pro n-tý nuklid uvedený v tabulce 1. Hodnoty MDDP a MDA pro měření v laboratoři a ve stínící vaně jsou uvedeny v tabulce 2.

Tabulka 2: MDDP a MDA pro hladinu spolehlivosti 99 % stanovené pro délku měření 30 s

	MDA [kBq/kg]							
	Pozadí v laboratoři - 91±3 nGy/h				Stínící vana - 15,8±1,4 nGy/h			
	MDDP=19,4 nGy/h				MDDP=9,32 nGy/h			
	Válcová nádoba		Přepravka		Válcová nádoba		Přepravka	
Hustota [g/cm ³]	1	0,5	0,5	0,5	1	0,5	0,5	0,5
Nuklid	1 l	2 l	zepředu	seshora	1 l	2 l	zepředu	seshora
⁹⁵ Nb	1,9	1,9	0,67	0,62	0,89	0,90	0,32	0,30
⁹⁵ Zr	1,9	2,0	0,69	0,64	0,93	0,94	0,33	0,31
¹⁰³ Ru	2,7	2,6	0,93	0,86	1,3	1,2	0,44	0,41
¹³¹ I	3,4	3,3	1,1	1,0	1,6	1,6	0,52	0,50
¹³² I	0,64	0,65	0,23	0,21	0,31	0,31	0,11	0,10
¹³² Te	4,5	2,8	0,97	0,90	2,1	1,4	0,47	0,43
¹³⁴ Cs	0,90	0,92	0,33	0,30	0,43	0,44	0,16	0,15
¹³⁷ Cs	2,4	2,4	0,85	0,79	1,2	1,2	0,41	0,38
¹⁴⁰ La	0,68	0,69	0,25	0,23	0,33	0,33	0,12	0,11
¹⁴⁰ Ba	8,8	6,8	2,5	2,3	4,2	3,3	1,2	1,1

MDDP - minimální detekovatelný dávkový příkon, tj. takový, který je spolehlivě odlišitelný od pozadí

Relativní rozptyl hodnot pozadí by i za zvýšeného pozadí neměl být v krátkém časovém období větší než zde uvedený, protože při zvýšeném pozadí stoupne počet detekovaných impulsů a tím se zlepší „statistika“. Absolutní hodnota rozptylu se ovšem zvýší.

Směrnice EU uvádí pro běžné potraviny limitní hodnotu pro jejich distribuci na úrovni přibližně desetín až 1 kBq/kg. Z tabulky 2 vyplývá, že mez citlivosti je na podobné úrovni. Pomocí měřiče DP nebude tedy možné rozhodnout, zda komodita (reprezentovaná daným vzorkem) může nebo nemůže být uvolněna do distribuce, ale bude jej možno využít k oddělení vzorků, které s největší

pravděpodobností nesmí být uvolněny do distribuce a na ty, u kterých je nutno provést podrobnější stanovení.

Postup při třídění vzorků

V praxi by se postupovalo následovně:

- a) Z 10x opakovaného měření DP od pozadí by se stanovil průměrný DP od pozadí a jeho odchylku σ_{DP} . Pomocí vztahu (3) by se pak stanovil MDDP pro danou situaci.
- b) Pokud je ve směsi dominantní 1 nuklid: Dosazením MDDP do tabulky 2 (Excel), se automaticky přepočítají hodnoty MDA pro jednotlivé radionuklidy.
- c) Pokud ve směsi dominuje více nuklidů: Ze známého relativního zastoupení radionuklidů v kontaminantu (koeficienty Z_j) se ze vztahu (2) dosazením hodnoty MDDP za DP stanoví hodnoty aktivity A_n . Tyto A_n odpovídají MDA nuklidů v konkrétní směsi při konkrétním pozadí, jejichž celkový DP je právě roven MDDP.
- d) Poté se zvolí taková kritická hodnota DP (která je \geq MDDP), při jejímž překročení bude aktivita nuklidu spolehlivě nad limitem. Vzorek s $DP > DP_{KRIT}$ bude vyřazen z dalšího zkoumání. Pro odhad jeho aktivity lze konzervativně použít vztah (1), přesněji vztah (2). Vhodné bude přeměřit pro kontrolu některé vyřazené vzorky spektrometricky k ověření správnosti postupu a stabilnosti složení směsi.

Závěr

Přístroj pro měření DP GR-130 miniSpec lze využít k rychlému třídění vzorků potravin na ty, jejichž aktivita s vysokou pravděpodobností překračuje hodnotu pro povolení jejich distribuce a na ty, které je nutno podrobněji analyzovat. Mez citlivosti je za ideálních podmínek při 30 s měření v závislosti na druhu radionuklidu v řádu stovek Bq až jednotek kBq. Pro jiné typy přístrojů měřících DP je metoda třídění vzorků také použitelná, neboť kritická hodnota DP bude nastavena dostatečně vysoko, takže rozdíly mezi dávkovými příkony měřenými různými přístroji (způsobené energetickou závislostí, veličinou, ve které je přístroj kalibrován, typem detektoru z hlediska geometrie) nesníží spolehlivost třídění. Navíc je možno konverzní koeficienty jednoduše přepočítat poměrem mezi DP měřeným jiným přístrojem a námi testovaným změřením stejného vzorku, etalonu nebo jen pozadí.

Publikace vychází z výzkumu podporovaného projektem VaV SÚJB č.3/2006.

PHYSICAL PROPERTIES OF IRRADIATED THERMO-INSULATING MATERIALS

Holá Oľga, Földesová Mária

Faculty of Chemical and Food Technology, Slovak University of Technology, Radlinského 9, 812 37 Bratislava, Slovak Republic

The investigated materials belong to the materials that can be applied as the thermo-insulating materials for nuclear power stations. Therefore they must be resistant to the influences of the intensive ionising radiation. The physical - especially mechanical - properties of irradiated thermo-insulating materials based on glass fibres were studied. The investigated samples were exposed to the increasing doses of ionizing radiation and then the changes of their mechanical properties were studied. The radiation stability of these materials in the used interval of the radiation doses was investigated by methods corresponding to the character of the individual samples. The irradiated as well as unexposed samples of thermo-insulating glass blankets were contaminated with solutions labelled by radionuclides of ^{137}Cs and ^{60}Co . Subsequently the decontamination of these materials was studied. For decontamination there were used various solutions. In the end the influence of the irradiation on the mechanical properties of the samples was interpreted.

EXPERIMENTAL PART

The request for determination of the radioactive stability of such materials when they are exposed to the high radioactive doses is connected with the modeling of conditions in the nuclear power stations during their 30 years routine operation without any accident. It corresponds to the basic absorbed dose of the high-energetic radiation of about 210 kGy. Moreover we can take into account one accident during this 30 years operation with an extra radiation dose about 10 kGy. The sum of the “allowable” cumulative doses is then $D_a = 220$ kGy.

The studied samples were the following thermo-insulating materials: glass teased fibres; textile with lubricant layer on the glass silk; sewing threads made from the glass fibres with protected layer of polytetrafluoroethylene; glass blankets. The samples were irradiated in the equipment of chamber type with the radioactive sources ^{60}Co . The stationary irradiator with the closed radioactive sources was used. The experimental dosimetry by thermo-luminescence dosimeters of gamma rays TLD 100 Harshaw was carried out before the beginning of the irradiation of samples. The experimental value of dose rate was: $\dot{D}_{\text{exp}} \approx 0.271$ kGy·h⁻¹. The time of irradiation of the samples was determined: $t_1 = 1107$ hours = 46 days and $t_2 = 1476$ hours = 61.5 days. Then the absorbed doses were: $D_1 = 0.3$ MGy and $D_2 = 0.4$ MGy.

Radiation stability of the glass teased fibres was tested by measurement of the **voluminal compressibility and relaxation** according to standard STN 72 7302. The method is based on the measurement of difference in the height of the sample in a cylinder vessel at the pressure 250 Pa (h_1) and at the pressure 1000 Pa (h_2) and the measurement of the height (h_3) after the consequential release of pressure. The compressibility expressed in percentage is:

$$\Theta = \frac{h_1 - h_2}{h_1} \cdot 100 \quad (1)$$

The relaxation is:

$$R = \frac{h_3 - h_2}{h_2} \cdot 100 \quad (2)$$

Radiation stability of textile with lubricant layer on the glass silk was tested by **tensile strength test** (strength of rupture). Radiation stability of sewing threads was determined by measurement of mechanical properties – **tenacity strength (σ) and elongation (ϵ)**.

The samples of unexposed glass blankets as well as the samples of the same material but irradiated by gamma radiation were consecutively contaminated in laboratory conditions with water solutions labelled by radionuclides of ^{137}Cs and ^{60}Co . Subsequently the decontamination of these materials was studied by means of various decontaminating solutions. The “residual relative radioactivity A_{rel} ” of decontaminated samples expressed in %:

$$A_{\text{rel}} = \frac{A_i}{A_0} 100\% = \frac{kn_i}{kn_0} 100\% = \frac{n_i}{n_0} 100\% \quad (3)$$

was defined as the measure of an effectiveness of decontamination. In the Eq. (3) there the relation between the radioactivity of irradiator A and the counting rate n determined by the used scintillation detector was applied; n_0 - the counting rate for contaminated sample and n_i the counting rates after a decontamination of samples by define volume of a solution.

RESULTS AND DISCUSSION

Compressibility and relaxation

The compressibility and relaxation of individual samples of the glass teased fibers were calculated according to Eq.(1) and (2) and then the arithmetic means were calculated (Tab.1). The maximum relative uncertainties of compressibility, resp. of relaxation were (14–19) %.

Table 1. The compressibility and relaxation of the glass teased fibres

Dose D [MGy]	Average compressibility Θ_1 [%]	Average relaxation R_i [%]
0	27.5	19.6
0.3	27.0	18.4
0.4	27.4	19.2

Tensile strength test

The tensile strength test was realized by tensile machine SCHOPPER, working in the interval of strength (0 – 0.5 kN). The force of rupture of 5 strips of studied textile with lubricant layer on the glass silk (containing 3 fibres) was measured for unexposed samples as well as for samples irradiated. For every set of measurements the arithmetic mean of the rupture force was calculated. The experimental results are given in Tab.2.

Table 2. The average rupture force for glass textile and average tenacity strength and elongation of sewing threads

Dose D [MGy]	Average rupture force F_i [N]	Fineness [tex]	Average tenacity strength σ [cN/tex]	Average elongation ε [%]
0	169±11	266.0	28.0±2.7	1.60±0.15
0.3	81±8	316.2	30.3±1.4	2.10±0.08
0.4	96±9	277.2	35.6±3.6	2.10±0.27

Tenacity strength and elongation of sewing threads

The tenacity strength σ and elongation ε were measured by means of device INSTRON 3343. The experimental measurements were realized for 10 unexposed threads and for 10 irradiated threads by the radiation dose of 0.3 MGy as well as for the 10 threads irradiated by the radiation dose 0.4 MGy. The definition of the fineness of threads: The weights of the known length of thread in grams convert on tex (1000 m of threads in grams). Then the arithmetic means of measurements and the standard deviations of the arithmetic mean were determined (Tab.2).

Decontamination of radiochemically contaminated glass blankets

The contamination of the investigated materials was made by model water solution labeled with the radionuclides ^{137}Cs a ^{60}Co , that are dominant in the small and middle radioactive liquid waste. The counting rate in this model radioactive solution was about 103 imp/100s per 2 mL.

For the decontamination of the samples the following decontaminating solutions were used: water; 1.7 % solution of boric acid H_3BO_3 ; 0.5 % solution of potassium permanganate, KMnO_4 ; 3.3 % solution of potassium hydroxide, KOH .

The contaminated samples were decontaminated subsequently 3 – 5 times by 10 mL of decontaminating solution. Always after the application of 10 mL of decontaminating solution - 5 mL aliquots of the eluates were taken. The radioactivity of the samples was measured 2x100s by means of two-canal scintillation gamma spectrometer. The residual relative radioactivities A_{rel}

determined according to Eq. (3) after the application of 10 mL and 30 mL of various decontaminants are given in Tab.3. The dependences of the residual relative radioactivity $A_{rel}(V)$ on the volume of decontaminating solution are given in [1].

Table 3. The residual relative radioactivity A_{rel} of decontaminated samples

Dose D [MGy]	H ₂ O A_{rel} [%]		H ₃ BO ₃ A_{rel} [%]		KMnO ₄ A_{rel} [%]		KOH A_{rel} [%]	
	$V=10\text{mL}$	$V=30\text{mL}$	$V=10\text{mL}$	$V=30\text{mL}$	$V=10\text{mL}$	$V=30\text{mL}$	$V=10\text{mL}$	$V=30\text{mL}$
0	45.3	6.9	30.4	7.2	44.0	27.7	64.3	65.2
0.3	29.2	2.2	24.4	4.5	39.0	27.2	52.2	54.5
0.4	25.9	2.2	31.0	6.8	31.0	21.7	53.8	54.8

CONCLUSIONS

From our experimental measurements follows:

- The irradiation of glass teased fibres had no significant influence on the mechanical properties such compressibility and relaxation.
- The consequence of the irradiation of glass textile is the decrease of the strength of material of about 40 %. This decrease can be attributed either to the presence of vacancies in the lattice damaged by irradiation or by the degradation of lubricant layer.
- The irradiation of the sewing threads caused the increase of such mechanical properties as tenacity strength of materials and elastic constants approximately of about 20 %. It is caused by “pinning” the dislocations – the defects impede the motion of dislocations. We can also attribute this effect to the crosslinking of polymer used for consolidation of the basic material.
- The all decontaminating solutions lowered the radioactivity of the irradiated samples more quickly than of non exposed ones but the courses of the dependences A_{rel} on volume of decontaminants were the same. The most suitable solutions for the decontamination of contaminated glass blankets were water and boric acid. Finally we would like to emphasize that the model situation induced by the one-time of gamma radiation dose can not give a true picture of combined effect of the ageing process, thermal stress and continuous influence of high-energetic radiation. Therefore there exists a possibility of the deterioration of the properties of investigated materials in working conditions.

REFERENCES

- [4] Holá, O., Földesová, M.: Decontamination of radiochemically contaminated thermo-insulating materials. In: „Industrial Toxicology '07“ Proceedings. 2007 Bratislava, p.197-201, Bratislava, ISBN 978-80-227-2654-2

RADIAČNÁ ZÁŤAŽ PRACOVNÍKOV A VÝPUSTE RÁDIONUKLIDOV DO ŽIVOTNÉHO PROSTREDIA POČAS PREVÁDZKY JE V1

Ing. Svetozár Mocko¹, Ing. Ján Kaizer¹

¹*Jadrová a vyrad'ovacia spoločnosť, a.s. 919 31 Jaslovské Bohunice, SR*

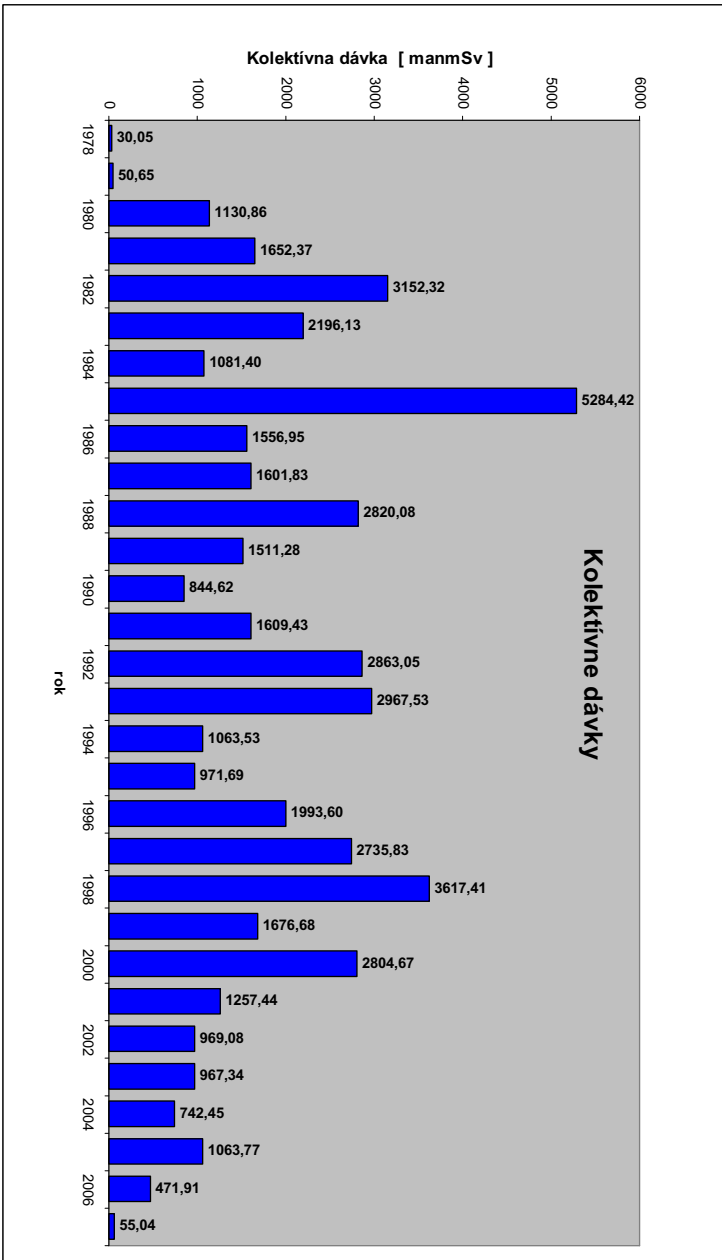
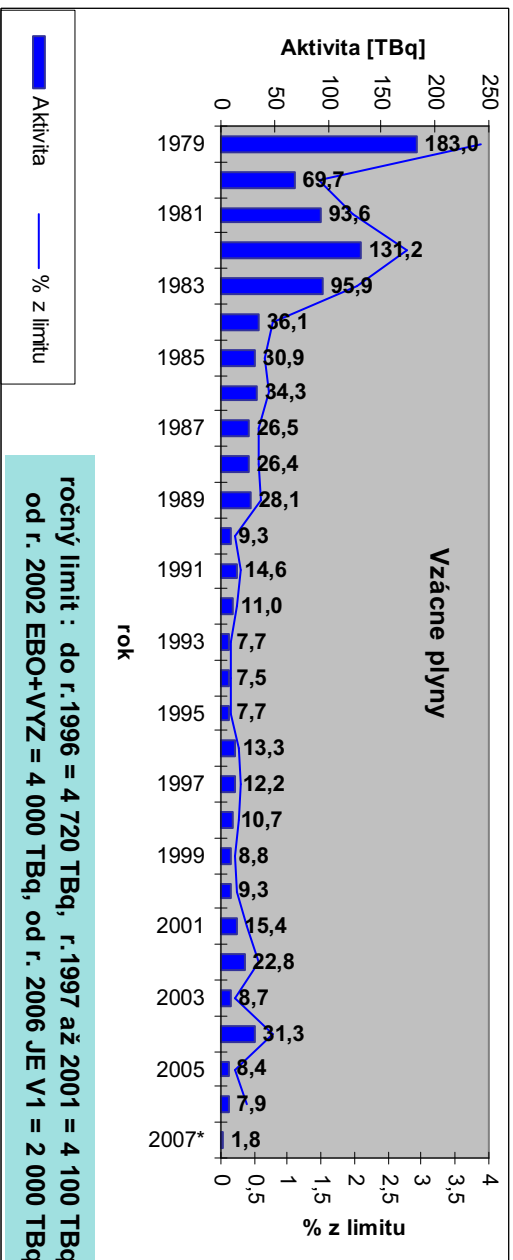
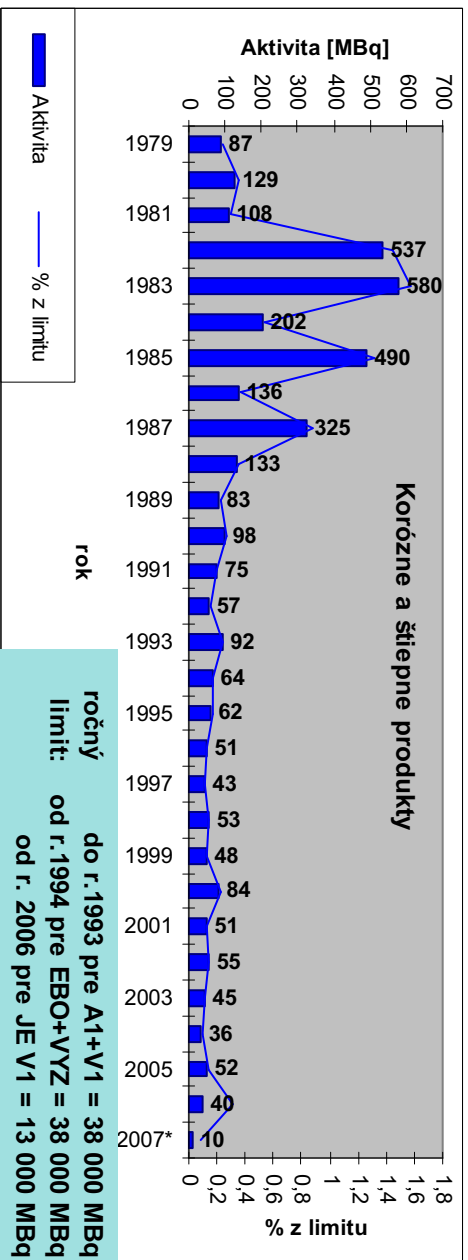
Prvá JE typu VVER-440 v bývalej Československej republike - JE V1 v Jaslovských Bohuniciach - ukončuje svoju prevádzku. Prvý blok JE dosiahol prvýkrát kritickú úroveň v roku 1978, druhý blok v roku 1980. Prvý blok bol poslednýkrát odstavený 31.12.2006 a druhý blok práve ukončuje svoju poslednú generálnu opravu. Podľa schváleného harmonogramu ukončí svoju činnosť 31.12.2008. Uvedený stav umožňuje bilancovať prevádzkové obdobie JE. V príspevku je uvedený grafický prehľad dávkovej záťaže pracovníkov JE a bilančné hodnoty exhalátov sledovaných rádionuklidov do životného prostredia od začiatku prevádzky do júna 2007*.

A) Dávková záťaž

Z grafu **Kolektívne dávky** vidieť počiatočný nárast hodnôt súvisiaci s rozširovaním prác na primárnom zariadení JE. Na grafe je však viditeľný priebežný pokles hodnôt, ktorý je spôsobený optimalizáciou činnosti pri prácach v KP. Zvýšené hodnoty kolektívnej dávky v niektorých rokoch spôsobili rozšírené generálne opravy a rekonštrukčné práce. Hodnoty uvedené v grafe sú získané úradnou dozimetriou. Súčasťou úradnej dozimetrie je filmová dozimetria, ktorá bola zavedená v JE službou CSOD Praha už koncom roka 1977 a úspešne sa používa dodnes.

B) Výpuste

V anotácii je ako príklad uvedený prehľad bilančných hodnôt **výpustí vzácnych plynov do atmosféry a korózných a štiepných produktov do hydrosféry**. Bilančné hodnoty sú zároveň hodnotené z pohľadu platných autorizovaných limitov. Zvyšovanie technickej úrovne čistiacich a filtračných zariadení, zvyšovanie prevádzkových skúseností a zavádzanie najnovších typov monitorovania spôsobili viditeľný postupný pokles bilančných hodnôt. Jednotlivé ročné zvýšenia bilančných hodnôt spôsobili najmä netesnosti pokrytia palivových článkov a rôzne dlhodobé činnosti počas generálnych opráv a rekonštrukcií JE.



SEVEN YEARS OF BIOMONITORING IN THE ENVIRONMENT NEAR NPP TEMELIN

T. Čechák¹, L. Thinová¹, J. Klusoň¹, T. Trojek¹,

¹*Department of Dosimetry and Application of Ionizing Radiation, (FNSPE CTU), Brehova 7, Praha 1*

Abstract

Monitoring of the atmospheric radionuclide deposits in the ecosystem is often conducted by bioindicators. Using ecological principles, the changes in quality of the environment are indicated by biological indicator changes. The monitored area around NPP Temelin comprises 29 collection sites located along 8 profile radii reaching as far as 20 km from the Power Plant (the measurement points are located at a distance of 2, 5, 10, and 20 km from the Power Plant.) For monitoring, the following bioindicators were selected: forest humus, pine bark, Schreiber's moss, edible mushrooms, and wild berries. Each year the biomonitoring is supplemented by measurements determining the dosimetric and gamma-spectrometric characteristics of photon fields. With the exception of isotope ¹³⁷Cs, resulting from nuclear weapon tests carried out in the atmosphere in the fifties of the last century and from the Chernobyl accident fallout, no contributions from man-made radionuclides have been identified so far in the spectra measured.

Introduction

Changes in the ecosystem occur naturally, being a factor or result of multiple cycles of mutual influences of its individual components. Such changes, however, can also be due to man's activity. Through an extended period of monitoring selected parameters within an ecosystem, it is possible to obtain detailed knowledge of its state, control man's activity and thus protect the ecosystem. If to monitor, for an example, the influence of a Nuclear Power Plant on an ecosystem, in particular the increase in radioactivity in the NPP area resulting from its operation, it is necessary to establish a "zero" state reference and to follow the selected bioindicator(s) prior to the plant's operation. Further, it is necessary to select such a bioindicator in which it is possible to prove an annual accrument. The selection criterion may thus be integration of the bioindicator into the food-chain, since through its evaluation it is possible to establish even the possible internal irradiation of the population.

Results

The measured values of mass activity of ^{137}Cs can be used, for example, for preparing isoline maps which enable ^{137}Cs content changes to be easily seen in each year, in all types of samples (Fig 1)

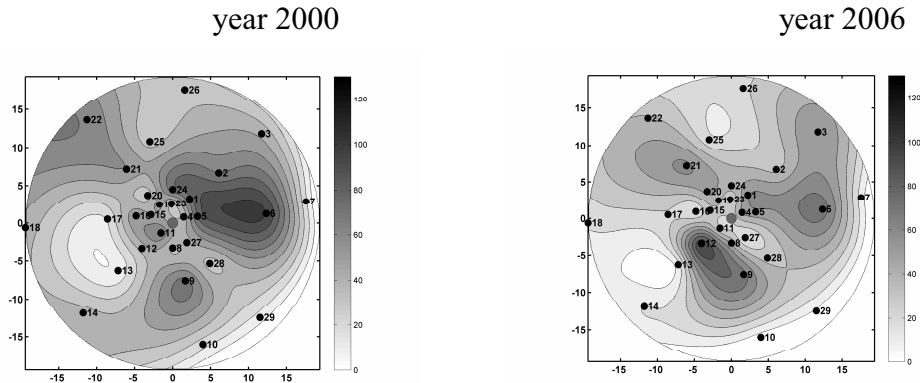
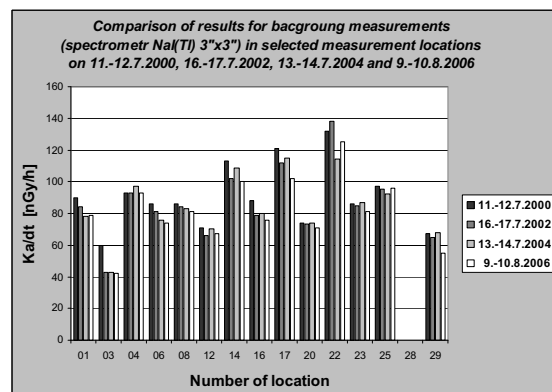
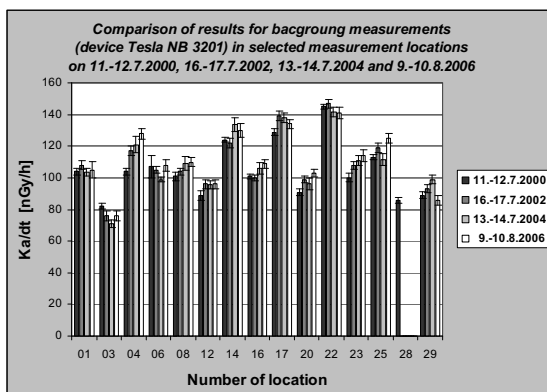


Fig 1: Example of isoline map for mass activity of ^{137}Cs (Bq/kg) in Pine bark – spring collection (distances [km] from NPP: W-E on the x -axis and N-S on the y -axis)

Specific activities of Cesium in fungi enable calculation of effective dose load, using fungi of a given activity and given mass, because around NPP Temelin these mass activities range from 400 to 2500 Bq/Kg. It means that, for example, consumption of 0.5 kg of dried Bay Bolete corresponds at an average mass activity of 500 and 2000 Bq/Kg to a load of effective dose 3 and 13 $\mu\text{Sv}/\text{year}$, respectively. The results of gamma spectrometry measurements in situ (Graph 1 and 2) have shown that the values obtained correspond to the ordinary values of natural background within their natural changes given by the geological bedrock (soil composition), concentration of radon in air, etc.

Measurements from year 2000 to 2006 show differences which are within the measurement errors and within the guaranteed precision of equipment/methodology used, and in no case do they exceed the common fluctuations of natural background (differences in the above methods are due to sensitivity to cosmic radiation).



Graph 1 and 2: Comparison of results for background measurements

(device Tesla NB 3201 and spectrometer NaI(Tl) 3"x3") in selected measurement locations on July 11 and 12, 2000; July 16 and 17, 2002; July 13 and 14, 2004; and August 9 and 10, 2006. From the calculated differential distribution it is possible to estimate the representation of ^{137}Cs contribution which ranges from a very small value around 2% (location 08 and 04) up to about 12% (location 01) of the entire air kerma rate in the given location. This implies that the spectroscopic methodology can sensitively identify any possible contaminant and its contribution/representation changes in contribution/representation), and this is possible even under the fluctuation conditions of the ordinary natural background.

Conclusion

FNSPE CTU members of staff in Prague have been engaged in bio-monitoring the atmospheric deposition of man-made radionuclides in the area of NPP Temelin since year 2000, and about 200 - 250 samples of Schreiber's moss, forest humus (horizon A and B) , pine bark, Bay Bolete, and wild berries have been collected there so far .

The samples were subject to laboratory semiconductor gamma spectrometry and from the obtained spectra the mass activity for ^{137}Cs (Bq/kg) was calculated, including the ^{137}Cs (Bq/m²) area activity for Forest humus.

Furthermore, photon fields were measured at 14 selected monitoring locations in the area of NPP Temelin in years 2000 (pre-operational monitoring), 2002, 2004, and 2006 (i.e., a total of 588 integral measurements and 56 spectra).

Based on the measurements of the natural background level, the following conclusions can be drawn:

- the measured values correspond to the expected values of natural background within the range of their local changes determined by the geological substratum (soil composition), concentration of Radon in soil/air, etc.
- comparison of results of measurements carried out as part of pre-operational monitoring and those made after gradual putting into operation of both NPP reactors shows differences within the range of a measurement error, and these results within the guaranteed precision of the equipment/methodology used; in no way deviate from ordinary fluctuations of the natural background
- based on these conclusions it is possible to state that at the measurement reference locations no influence has been proven of the past and current operation of NPP Temelin on the level of natural background

From the point of identification of possible contaminants resulting from the operation of NPP Temelin, it can be concluded that:

- the differences in representation of natural radionuclides in specific decay lines (uranium, thorium), potassium ^{40}K , and contaminant ^{137}Cs are clearly noticeable from the differential distribution of the air kerma rate, as calculated from the spectrometric data
- the calculated differential distributions, for example, make it possible to estimate the contribution of ^{137}Cs in the total air kerma rate at a given measurement location and its changes in units of per cent. This implies that spectrometric methodology can be used to identify with great sensitivity any possible contaminant and its contribution/representation, or its changes, even in terms of common fluctuations of the ordinary natural background; thus, the stated conclusions must be considered sufficiently proven
- all the measured spectra represent characteristic spectra of the natural background, and in the calculated energy distributions of the air kerma rate it is not possible to identify any contribution of a man-made radionuclide (the only exception being the above mentioned ^{137}Cs proven to have originated from the pre-operation period of NPP Temelin); therefore, it can also be concluded at a level of attainable accuracy of the measurements that the past and current operation of NPP Temelin has no proven influence on the ecosystem.

The results of laboratory spectroscopic measurements of bioindicators affirm that:

- In the measured spectra of all the analyzed samples, no man-made radionuclides have been identified, the only exception being ^{137}Cs , where the measured activity corresponds, within the allowed measurement error, to the pre-operation conditions of NPP Temelin.

List of References

- [5] Proceedings of an International Workshop 2000. Biomonitoring of atmospheric pollution (with emphasis on trace elements). Held in Lisbon 1997. IAEA TECDOC - 1152 .UAEA 2000.
- [6] Suchara, I., Sucharova, J.1999. Biomonitoring atmospheric deposition of radionuclides using analysis of moss, humus and pine bark. Research report VUOZ. Prague 1999.
- [7] Thinová, L., Čechák, T., Klusoň J., Trojek, T. 2006. Biomonitoring atmospheric deposition of radionuclides in the area of NPP Temelin in the year 2006. Final report CVUT. Prague 2006.

ŠTATISTICKÉ SPRACOVANIE PLYNNÝCH VÝPUSTOV Z PREVÁDZKY JE TEMELÍN

Ján Mihalík, Josef Tecl

SÚRO, Praha 4
jan.mihalik@suro.cz

Úvod

Cieľom predloženej analýzy dát je sledovanie prevádzkových režimov JE pomocou monitorovania vzácnych plynov uvoľňovaných do životného prostredia prostredníctvom plyných výpustov a overenie účinnosti technológií zameraných na zníženie aktivity uvoľňovanej do životného prostredia. K tomu cieľu sme sa snažili dopracovať nájdením korelácií medzi jednotlivými stanovovanými nuklidmi, čo by prípadne umožnilo predpovedať aktivitu jedného z nich na základe stanovenia druhého.

Práca je súčasťou rozsiahlejšieho výskumu zameraného na optimalizáciu monitorovania radionuklidov uvoľňovaných do životného prostredia jadrovými elektrárnami.

Zastúpenie radionuklidov v plyných výpustoch závisí na druhu paliva, jeho obohatení, type reaktora, na miere vyhorenia paliva a s tým aj na umiestnení paliva v aktívnej zóne. Pomer Xe/Kr uvoľňovaných z okrajovej zóny bohatšej na Pu je vyšší ako z centrálnej časti, samotný pomer je tak závislý na miere vyhorenia paliva [1].

Charakteristika technologickej časti plyných výpustov JE Temelín

Každý hlavný výrobný blok (HVB) má dva ventilačné komíny (VK) vnútorný a vonkajší. Vnútorný VK je v prevádzke vždy, vonkajší len počas odstávky reaktora. Do vonkajšieho komína sa odsáva vzdušina z boxov parogenerátorov, skladovacieho bazénu a z bazénu výmeny paliva. Vo vnútorných ventilačných komínoch oboch HVB ústi vo výške 41,4 m nad úrovňou podlahy sústava trubíc, ktorými je pre potreby monitorovania nasávaná vzorka vypúšťanej vzdušiny tak, aby bola zaistená izokinetickosť odberu. Projektové hodnoty zadržania vzácnych plynov na absorbéry pred vstupom do VK sú pre xenóny 70 h a pre kryptón 700 hodín [2].

Analýza dát

Dáta pre túto analýzu pochádzajú z mesačných správ JE o aktivitách vo výpustoch a z monitorovania aktivity v primárnom okruhu a ventilačnom komíne pracovníkmi elektrárne. Analýza je zameraná na roky 2001-07. Nuklidy možno rozdeliť podľa pôvodu na tie, ktoré pochádzajú priamo zo štiepenia napr. ^{133}Xe ($t_{1/2}=126$ h), ^{135}Xe ($t_{1/2}=9,1$ h), ^{85}Kr ($t_{1/2}=93740$ h), $^{85\text{m}}\text{Kr}$ ($t_{1/2}=4,48$ h)) a tie, ktoré vznikajú neutrónovou aktiváciou napr. ^{41}Ar ($t_{1/2}=1,8$ h). K spracovaniu boli vzaté hodnoty z vnútorných VK z období mimo odstávky reaktora, ktoré boli vyššie ako minimálne detekovateľná aktivita (MDA).

Analýza spočívala v sledovaní rozdelenia aktivity jednotlivých nuklidov vo výpustoch

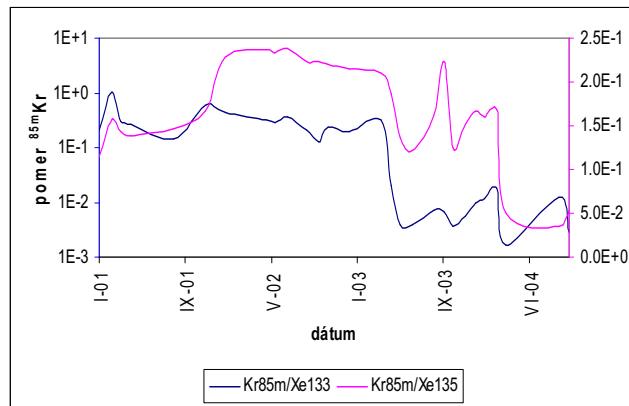
a v primárnom okruhu počas prevádzky a rozdelenia ich vzájomných pomerov - obe v sledovanom časovom období. Ďalším krokom bola analýza stabilných pomerov medzi sledovanými nuklidmi. O účinnosti retenčných technológií vypovedá korelácia dát v primárnom okruhu s dátami vo ventilačnom komíne, pre daný nuklid. Pri spracovávaní týchto hodnôt treba zohľadniť rôznu dobu zdržania radionuklidov v zadržujúcej kolóne a tiež dĺžku tejto doby k polčasu daného radionuklidu. Dáta boli rozdelené najprv podľa prevádzky reaktorov na dáta z prevádzky a z odstávky. Po prevedení analýzy log - normálneho rozdelenia boli vytvorené skupiny dát tak, aby ich rozdelenie vykazovalo čo najmenšiu hodnotu GSD. Pre nuklidy s najvyššími korelačnými koeficientami boli odhadnuté koeficienty prekladu lineárnych funkcií.

Diskusia

Analýza dát obj. aktivity vo VK bola komplikovaná v období rokov 2001-04 bolo komplikovaná viacerými odchýlkami od bežnej prevádzky v oboch výrobných blokoch. Napriek tomu sa dá povedať, že v HVB-1 si pomer ^{85m}Kr a ^{135}Xe v rôznych obdobiach zachovával hodnotu v intervale 0,15-0,22 a korelačný koeficient obj. aktivity oboch nuklidov bol vysoký s vysokou hladinou spoľahlivosti. Pomer ^{133}Xe ku ^{135}Xe sa v priebehu tohto obdobia zmenil tak, že v prvej polovici mal hodnotu 1,96 (GSD=1,7) a v druhej polovici 0,05 (GSD=2), čo bolo pravdepodobne v dôsledku vypúšťania $\frac{3}{4}$ objemu vzdušiny mimo retenčnú kolónu v prvom prípade. Rovnako sa zachoval aj pomer ^{85m}Kr ku ^{133}Xe . Časté prerušenia prevádzky HVB-2 v období rokov 2001-06 sťažovalo analýzu dát. Výkyvy sa prejavili aj v rozložení pomerov obj. aktivít dvoch nuklidov. Napriek tomu aj v tomto prípade sa javí pomer ^{85m}Kr ku ^{135}Xe ako najstabilnejší s hodnotou 0,1 (GSD=1,2). Zároveň aj korelačný koeficient obj. aktivity týchto nuklidov má hodnotu 0,99 (hl.sp. 100%). Narozdiel od preukázanej antikorelácie medzi pomermi $^{85}\text{Kr}/^{133}\text{Xe}$ a $^{85}\text{Kr}/^{135}\text{Xe}$ vo ventilačných komínoch JE Dukovany bol aspoň v období od januára 2002 do apríla 2003 korelačný koeficient pomerov $^{85m}\text{Kr}/^{133}\text{Xe}$ a $^{85m}\text{Kr}/^{135}\text{Xe}$ v HVB 1 JE Temelín medzi 0,8 – 0,9 (Obr. 1).

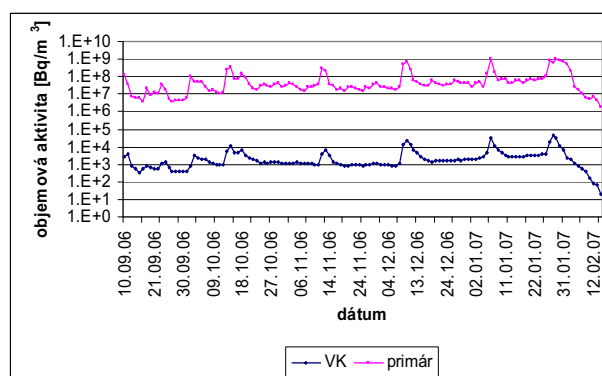
Nezávisle na spracovaní ostatných dát boli spracované dáta z vnútorného VK 2. výrobného bloku. Súbor dát, ktorý obsahoval denné priemery obj. aktivít ^{133}Xe , ^{135}Xe v primárnom okruhu a vnútornom VK a príslušný výkon reaktoru (august 2005 – august 2006), poukázal na dobrú koreláciu obj. aktivity ^{133}Xe a ^{135}Xe v oboch technologických častiach podobne ako vnútornom VK HVB-1 spracovanom vyššie. Vysokú koreláciu prejavuje aj pomer obj. aktivít $^{133}\text{Xe}/^{135}\text{Xe}$ v primárnom okruhu a vnútornom VK (0,94). Naopak medzi výkonom reaktoru a obj. aktivitou nebola preukázaná korelácia. Zaujímavé je, že kým korelačný faktor dát obj. aktivity jednotlivého nuklidu v primárnom okruhu a vnútornom VK nepreukázal významnú koreláciu, tak pomer ^{133}Xe ku ^{135}Xe ju preukázal. Pravdepodobne je to z dôvodu väčšej stability pomeru obj. aktivít ako samotných obj. aktivít v čase.

Obr. 1: Priebeh pomerov ^{85m}Kr ku ^{133}Xe a ^{135}Xe v HVB-1 JE Temelín v rokoch 2001-04.



Ďalšia skupina dát pochádza z roku 2005 – 07. Dáta, ktoré sú dennými priemerami objemovej aktivity, boli spracované tak, aby v každom dni vytvorili dvojicu, jedna hodnota z primárneho okruhu a jedna hodnota z VK. Boli použité ucelené skupiny dát HVB-1, ktoré neobsahovali hodnoty menšie než MDA. V rôznych obdobiach má korelačný koeficient medzi aktivitou ^{85m}Kr v primárnom okruhu a VK hodnoty medzi -0,2 až 0,9. Predpokladáme, že práve táto charakteristika by pri ustálenej prevádzke výrobného bloku a správnom nastavení ventilačných zariadení mala byť stabilná. Podobné výkyvy s približne rovnakým časovým rozložením sa prejavili aj u ^{133}Xe a ^{135}Xe . V HVB-2 je zjavné, že pri najvyšších nárastoch obj. aktivity v primárnom okruhu dochádza k presne rovnakej zmene aj vo VK. V rozmedzí bežnej obj. aktivity sa jej nárast v primárnom okruhu neprejaví takým jednoznačným nárastom vo VK. Je to rozdiel oproti 1. výrobnému bloku, v ktorom obj. aktivita vo VK nasleduje obj. aktivitu v primárnom okruhu presnejšie (Obr. 2). Tento sledovaný jav vytvára predstavu, že technológia slúžiaca k zdržaniu plynov pred vstupom do VK neplní efektívne svoju úlohu.

Obr. 2: Ukážka priebehu obj. aktivity ^{133}Xe v primárnom okruhu a vnútornom ventilačnom komíne v HVB-1 JE Temelín vo vybranom období.



Vzhľadom k tomu, že v analýzach viacerých dátových súborov dosahovali najvyššiu vzájomnú koreláciu obj. aktivity ^{85m}Kr a ^{135}Xe , vytvorili sme na ich základe lineárne rovnice, ktorých smernica je pomerom týchto nuklidov (Tab. 4). Vysvetlenie ich dobrej korelácie je možné hľadať v ich dĺžke polčasov, ktoré sú z pomedzi vybraných nuklidov najbližšie. Za pozornosť stojí skutočnosť, že ich korelačný koeficient je vyšší vo ventilačnom komíne ako v primárnom okruhu.

Tab. 4: Podiely ^{85m}Kr a ^{135}Xe .

HVB 1	primárny okruh	2005-2007	0,07
	VK	2005-2007	0,15
HVB 2	primárny okruh	2005-2007	0,09
	VK	2005-2007	0,14
HVB 1	VK	jan.02-apr.03	0,19
	VK	jan.01-sep.04	0,21
HVB 2	VK	jan.03-aug.06	0,13

Záver

Z rozsiahlej analýzy, ktorú sme previedli vyplýva, že najvyššiu vzájomnú koreláciu prejavujú ^{85m}Kr a ^{135}Xe v primárnom okruhu i vnútornom ventilačnom komíne 1. i 2. HVB. Zároveň pomer obj. aktivít týchto dvoch nuklidov sa vyznačuje vysokou stabilitou. Objemové aktivity všetkých sledovaných nuklidov neprejavujú významnejšiu koreláciu s elektrickým výkonom blokov. Korelačné koeficienty pomerov obj. aktivít nuklidov v primárnom okruhu a vnútornom ventilačnom komíne ukazujú, že parametre charakterizujúce zdržanie vzácnych plynov pred vstupom do ventilačného komína neodpovedajú predpokladaným hodnotám. Nasledujúci výskum by sa mal zamerať na reálne monitorovanie ^{85}Kr vo výpustiach, aby bolo získané dostatok dát na overenie korelácie. Taktiež je potrebné lepšie poznať funkciu zdržiavacích kolón.

Publikácia vychádza z výskumu podporovaného projektom VaV SÚJB č.3/2006.

Bibliografia

- [1] JERNKVIST, L. O., MASSIH, A. R., BETOU, J.. *Evaluation of fission product gas release and the impact of fuel microstructure at high burnup* [online]. Nórsko : 2002 , [cit. 2007-08-16]. Dostupný z WWW: <http://www.quantumtech.se/pdf/2002/EHPG_paper_F3.9.pdf>.
- [2] RULÍK, Petr. *Studium umělých radionuklidů v životním a pracovním prostředí : Úkol institucionálního výzkumu SÚRO část 3*. Praha, 2005. 297 s. Závěrečná zpráva.

URČENIE HODNOTY DP OD VITRIFIKÁTU CHR III NA POVRCHU TIENIACEHO OBALOVÉHO SÚBORU A NA POVRCHU PKIII/SUDY PRE ÚČELY TRANSPORTU.

Ing.D.Kucharová, RNDr.O.Slávik CSc., Mgr.M.Lišťjak

VUJE a.s., Okružná 5, 918 64 Trnava

V upravených priestoroch hlavného výrobného bloku odstavenej JE A1 v Jaslovských Bohuniciach je vybudované technologické zariadenie na úpravu rádioaktívnych odpadov - vitrifikačná linka spolu s dočasným skladovaním skleneného vitrifikátu ako produktu vitrifikačnej linky (dlhý sklad, krátky sklad).

Vitrifikačná linka VICHK je určená na spracovanie a úpravu vodnej fázy chrompiku s objemovou beta, gama aktivitou max. 1×10^{11} Bq/dm³, ktorý je skladovaný v manipulačnej a skladovacej nádrži.

Predložená práca prispieva k riešeniu problému transportu produktu vo vitrifikáte CHR III tak z vitrifikačnej linky, ako aj z dočasného skladu skleneného vitrifikátu na BSC, kde má byť vykonané zaliatie patróny s vitrifikátom CHR III do VBK..

Za bežných podmienok prepravy dávkový príkon na ktoromkoľvek mieste vonkajšieho povrchu zásielky alebo vonkajšieho obalu nesmie presiahnuť hodnotu 2 mSv/h a za podmienok výlučného použitia 10 mSv/h. Bolo potrebné určiť hodnoty DP na povrchu TOS a PKIII/sudy z dôvodu dodržania stanovených limitov. (podľa NV 349/2006 Z.z. §3 ods. 10).

Problém bol riešený výpočtovým nástrojom VISIPLAN. V tomto prípade ide o viacvrstvovú štruktúru (kombináciu rôznych materiálov usporiadaných za sebou - betón, železo).

Tienený obalový súbor pozostáva z upraveného MEVA suda do ktorého je vložený produkt vitrifikácie CHR III. Samotný vitrifikát je vložený do stredu suda na dištančnú vrstvu, ktorá zabezpečuje jeho vertikálnu polohu vzhľadom k tieniacim vrstvám.

Dištančná vrstva pozostáva zo železných guľčiek a slúži zároveň na tienenie pred prenikaním gama žiarenia z vitrifikátu v smere osi suda. Podobnú tieniacu úlohu má aj vrstva zo železných guľčiek nad vitrifikátom. Merná hmotnosť materiálu v objeme železných guľčiek je 6,2gcm⁻³.

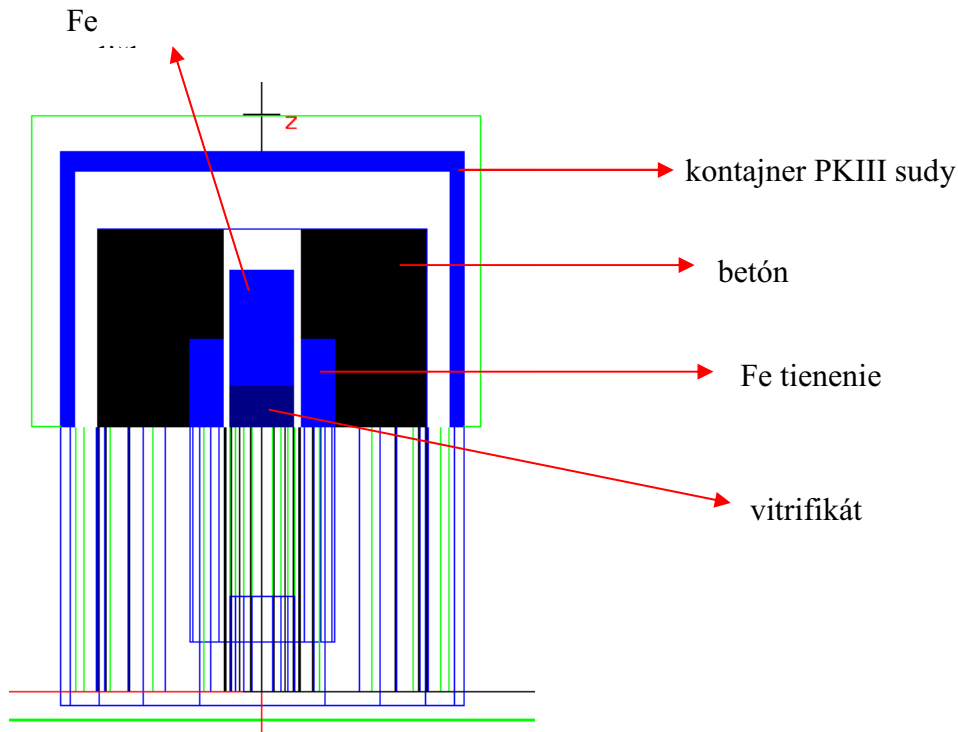
Okolo vitrifikátu je válcová vrstva železa, ktorá slúži na tienenie pred gama žiarením vitrifikátu v horizontálnom smere. Merná hmotnosť železného materiálu v objeme tieniaceho valca je 7,7gcm⁻³.

Vitrifikát s tienením zo železa je obalený hrubou vrstvou tienenia z betónu mernej hmotnosti 2,35gcm³.

Vitrifikát obalený tieniacimi vrstvami zo železa a betónu je vložený do suda MEVA

štandardných rozmerov. Pre účely transportu je TOS vložený PKIII/sudy (obal zo železa).

Obr. 3 Tienený obalový súbor (upravený MEVA sud) s vloženým produktom vitrifikácie CHRIII v PKIII/sudy



Program VISIPLAN neumožňuje pri výpočtoch súčasne brať do úvahy BUF pre viacero materiálov vrstvomého tienenia (betón+železo). Z toho dôvodu boli vykonané výpočty zvlášť pre BUF betón a železo. DP od vitrifikátu chrompíku III na povrchu suda je v intervale 7,7 mSv/h (BF Fe) - 13 mSv/h (BF Beton), ktorý klesne po vložení do transportného kontajneru PKIII sudy na úroveň 1,5 mSv/h (BF Fe) - 2,6 (BF beton) mSv/h. Z vypočítaných hodnôt je vidieť, že při hodnotách pre BF betón nastáva mierne prekročenie daných limitov.. Pre potvrdenie výsledkov bol vykonaný porovnávací výpočet danej situácie pomocou výpočtového nástroja MCNP.

Súhrnný prehľad výsledkov je uvedený v Tab. 4 a Tab. 5.

Tab. 4 Sumárna tabuľka pre vypočítané hodnoty DP pre vitrifikát CHR III vložený do tieniaceho obalového súboru (sud), aktivita vitrifikátu 5e12 Bq

Bod výpočtu	Popis	VISIPLAN		MCNP
		PED [mSv/h] BF betón	PED [mSv/h] BF železo	DP [mSv/h]
2	2 cm od povrchu suda (TOS) v strede výšky zdroja (z boku)	13	7,7	12,3
3	8,5 cm od povrchu suda (TOS) v strede výšky zdroja (z boku)	9,5	5,7	8,5
4	56,5 cm od povrchu suda (TOS) v strede výšky zdroja (z boku)	2,3	1,4	1,7

Tab. 5 Sumárna tabuľka pre vypočítané hodnoty DP pre vitrifikát CHR III v tieniacom obalovom súbore (sud) vložený do kontajnera PKIII sudy, aktivita vitrifikátu 5e12 Bq

Bod výpočtu	Popis	VISIPLAN		MCNP
		PED [mSv/h] BF betón	PED [mSv/h] BF železo	DP [mSv/h]
2	2 cm od povrchu PKIII sudy_ v strede výšky zdroja (z boku)	2,6	1,5	2,4
4	50 cm od povrchu PKIII sudy_ v strede výšky zdroja (z boku)	0,63	0,37	0,5

Vybrať build-up faktor pre odhad DP v situácii s viacerými materiálmi (sendvičová štruktúra) je pomerne zložitá úloha, z dôvodu viacvrstvého tienenia rôznymi materiálmi. BUF popisuje dozimetrické účinky rozptýleného žiarenia v jednom (zvolenom) materiále. Interval hodnôt PED sa dá ohraničiť použitím najmenšieho a najväčšieho BUF pre každý materiál zvlášť, ktorý je prítomný v zloženej geometrie.

Z výsledkov možno vidieť, že pre tento typ sendvičovej geometrie sú bližšie k správne odhadu výsledky výpočtov blízko hornej hranice údajov získaných pomocou výpočtov VISIPLAN, t.j. údaje pre BUF betón (je vidieť, že tieto údaje sú len nepatrne nadhodnotené v porovnaní s hodnotami MCNP).

REFERENCE:

- [1] Ing. M.Fülöp, CSc.: Výpočet príkonu dávkového ekvivalentu v okolí tieniaceho obalového súboru (kontajnera) pre transport produktu vo vitrifikáte CHR III kódom MCNP4C

VYUŽITÍ MĚŘENÍ DÁVKOVÉHO PŘÍKONU OD AEROSOLOVÉHO FILTRU K POSOUZENÍ RADIAČNÍ SITUACE

Škrkal J. ¹, Dobešová J. ¹

¹*Státní ústav radiační ochrany, Bartošova 28, Praha 4*

Radiační monitorovací síť České republiky je v současnosti vybavena devíti odběrovými zařízeními aerosolů JL-150 s objemovým průtokem 150 m³/h a jedním odběrovým zařízením JL-900 s průtokem 900 m³/h, umístěnými v deseti měřicích místech kontaminace ovzduší (MMKO) víceméně rovnoměrně po území České republiky. Pouze ve čtyřech MMKO může být filtr s aerosolem změřen bezprostředně po jeho vyjmutí z odběrového zařízení a tak vyhodnocena případná radiační mimořádná situace (RaMS). V ostatních MMKO nejsou laboratoře spektrometrie gama, a proto doba mezi ukončením odběru a předáním výsledků je o dobu potřebnou pro transport delší. Byla zvážena možnost využití přístroje pro měření dávkového příkonu (DC-3E, GR-130, GR-135) k okamžitému posouzení radiační situace (RS) po případě k odhadu aktivity na filtru.

Metoda spočívá v následujícím: Dlouhodobě sledovat (cca 1 rok) hodnotu dávkového příkonu (DP) od nuklidů zachycených na filtru ve zvolené době měření od ukončení odběru a jeho fluktuace, stanovit kritickou hodnotu (KH), která bude jen se zvolenou dostatečně malou pravděpodobností za obvyklé radiační situace (ORaS) překročena a s touto hodnotou porovnávat další hodnoty DP po skončení každého odběru. Při překročení „kritické hodnoty“, tuto hodnotu hlásit vybranému pracovišti, které na základě informací z RMS posoudí zda se jedná o fluktuaci přírodního pozadí či tu mohlo dojít ke skutečnému záchytu kontaminantu. Je však velmi málo pravděpodobné, že by došlo k významnému úniku radioaktivních látek, aniž by to bylo zachyceno např. sítí včasného zjištění. Při překročení KH z důvodu RaMS je pak možno odhadnout aktivitu. Jednotlivé kroky je možno rozdělit na: volbu geometrie měření, výběr intervalů měření, změření dostatečného počtu aerosolových filtrů pro stanovení kritické hodnoty a odhad aktivity vybraných umělých radionuklidů přítomných ve vzduchu.

VOLBA VHODNÉ GEOMETRIE MĚŘENÍ

Filtr byl složen definovaným způsobem tak, aby odezva měřiče DP byla maximální při zachování snadnosti jeho složení.

VOLBA VHODNÝCH INTERVALŮ MĚŘENÍ A URČENÍ ROZPADOVÝCH KONSTANT PŘÍRODNÍCH RADIONUKLIDŮ OVLIVŇUJÍCÍCH MĚŘENÍ

Ke stanovení KH je nutno zvolit optimální dobu od skončení odběru, kdy bude DP měřen. Za ORaS je dávkový příkon způsoben především krátkodobými dceřinými produkty radonu. Vzhledem k jejich poločasům přeměny lze pokles DP popsat přibližně dvojitou exponenciální funkcí s dvěma poločasy přeměny řádově 0,5 h a 10 h. Z analýzy rozpadové křivky a časových možností obsluhy MMKO byly zvoleny 2 časy pro stanovení DP, a to 15 min a 4h od skončení odběru. Druhé měření má potvrdit překročení KH a umožnit spolehlivější odhad aktivity.

Pro účely této studie byly dávkové příkony měřeny v pokud možno co nejbližší vybraným časům od okamžiku vyjmutí. Pokud měření dávkového příkonu způsobeného sumární aktivitou beta i gama bude provedeno v intervalu 15 ± 5 minut po ukončení odběru, mohly by být výsledky zatíženy chybou do ± 11 %. Jestliže zpřesňující měření DP bude uskutečněno v intervalu $4h \pm 15$ minut může být vnesena chyba do ± 3 %.

STANOVENÍ SIGNÁLNÍCH ÚROVNÍ A ODHAD AKTIVITY

Stanovení signálních úrovní vyžaduje dlouhý interval sledování DP od přírodních radionuklidů na filtru tak, aby byla zachycena jejich sezónní proměnlivost a závislost na počasí (srážkách). Dávkový příkon měřený v časových intervalech 0,25, 1, 2, 3 a 4 hodiny od vyjmutí filtru z odběrového zařízení JL-900 byl proto sledován přístrojem DC-3E a GR-130 v období přibližně 1 rok. Aerosolové odběry byly prováděny v 3 až 4 denních intervalech.

Protože stanovené dávkové příkony přístrojem DC-3E i GR-130 D_G (DP od gama záření) D_{B+G} (DP od gama + beta záření) mají přibližně logaritmicko normální rozdělení (L-N) byly při výpočtech použity následující vztahy [1]:

Odhad parametrů μ a σ L-N rozdělení DP byl proveden prokladem experimentálních dat zobrazených v pravděpodobnostním grafu přímkou. Koefficienty přímky byly vypočteny z parametrů proložené přímky.

Střední hodnotu (aritmetický průměr – M) lze odhadnout pomocí přibližného vztahu

$$M = e^{\left(\mu + \frac{\sigma^2}{2}\right)}$$

Odhad mediánu (Med) vyplývá ze vztahu

$$Med = e^{\mu}$$

Jednostranný interval, ve kterém bude ležet $(1-\alpha)$ % hodnot – vzhledem k tomu že soubor hodnot DP je obsáhlý byl použit pro konstrukci intervalu spolehlivosti kvantil normálního rozdělení $u_{1-\alpha}$ pro zvolenou hladinu spolehlivosti $(1-\alpha)$.

$$DP \leq e^{(\mu + \sigma \cdot u_{1-\alpha})}$$

Jako kritické hodnoty dávkového příkonu byly vybrány horní meze jednostranného intervalu

spolehlivosti, ve kterém bude ležet 95% (RaMS) a 99% (ORaS) hodnot.

V případě RaMS se zkrátí odběrové intervaly ze 3 až 7 dnů na jednotky hodin a postupně se budou prodlužovat. Při odběrech nemusí dojít k „nasyčení“ filtru přírodními RN a měření DP bude tedy nižší než při odběrech za ORaS. Je tedy nutno přepočítat dávkové příkony na tyto odběrové doby. Výpočty byly provedeny pro odběrové intervaly 1, 2, 4, 6, 12, 24, 48 h a pro časy měření DP 15 minut a 4 hodiny od vyjmutí filtru pro obě odběrová zařízení a vycházely z experimentálních závislostí poklesu DP od filtru s časem od skončení odběru.

VÝSLEDKY

Kritické a střední hodnoty DP od záření gama (D_G) pro odběrové zařízení JL-900 měřené přístrojem DC-3E v čase 4 hodiny jsou uvedeny v tabulce 1. Současně je vypočtena střední objemová aktivita ^{131}I (A), jaká by musela být v ovzduší po celou dobu odběru, aby byly dosaženy uvedené KH. Aktivity byly stanoveny s využitím kalibračních koeficientů uvedených v tabulce 2. Tyto koeficienty byly vypočteny pomocí programu Microshield a jejich hodnoty opraveny vzhledem ke koeficientům stanoveným s využitím kalibračních standardů ^{137}Cs . Aktivity ^{131}I potřebné pro dosažení KH se pohybují v desetinách až jednotkách Bq/m^3 (tab. 1) stejně jako aktivity ostatních radionuklidů stanovených pro přístroje DC-3 i GR-130. Pro překročení KH při měření gama emitujících radionuklidů v čase 15 minut od skončení odběru aktivity ovzduší odpovídají řádově jednotkám až stovkám Bq/m^3 . Z výpočtů též vyplývá, že při odběru zařízením JL-150 (6 x nižší průtok než JL-900) je citlivost měření D_G pomocí DC-3E i GR-130 nízká a bylo by zaznamenáno až překročení KH určené pro hladinu spolehlivosti 99% pro záření gama. Protože všechny přístroje měří dávkový příkon gama záření byly pro srovnání vybrány hodnoty D_G .

POSTUP

Za obvyklé radiační situace MMKO bude shromažďovat během roku výsledky měření DP (D_{B+G} , D_G) a jednou ročně je zašle ke statistickému vyhodnocení vybrané laboratoři. Pokud dojde k překročení KH pro D_{B+G} předá MMKO hodnoty D_{B+G} , D_G spádové laboratoři, která pomocí kalibračních koeficientů (tab. 2) a se zanedbáním přírodního pozadí vypočte aktivitu radionuklidů očekávaných v aerosolů (jódy, cesia) a předá tento údaj spolu se stanoveným D_{B+G} a D_G do informačního systému.

ZÁVĚR

Zařízení DC-3, GR-130 (135) jsou vhodná pro rychlý odhad přítomnosti a množství gama emitujících radionuklidů. Vzhledem k tomu, že aktivita umělých RN po jaderné havárii

v Černobyli [2] dosáhla v některých lokalitách až 100 Bq/m^3 lze DC-3 i GR-130 využít i při radiálních haváriích, které proběhnou i mimo území ČR. Význam měření a přesnost odhadů aktivity umělých gama emitujících radionuklidů ve vzdušném aerosolu se zvyšuje se zvyšováním aktivity na filtru.

Tab. 1 Kritické hodnoty DP od záření gama a jim odpovídající aktivity ^{131}I v aerosolu odebraném odběrovým zařízením JL-900 pro různé délky odběru a čas měření 4 hodiny od ukončení odběru přístrojem DC-3E.

Délka odběru	h	1	2	4	6	12	24	48
DP(M)	$\mu\text{Gy/h}$	0.01	0.02	0.04	0.05	0.08	0.11	0.13
DP(95%)	$\mu\text{Gy/h}$	0.03	0.07	0.12	0.17	0.27	0.38	0.44
DP(99%)	$\mu\text{Gy/h}$	0.07	0.14	0.25	0.35	0.57	0.80	0.92
I 131								
A(M)	Bq/m^3	0.6	0.6	0.5	0.5	0.4	0.3	0.2
A(95%)	Bq/m^3	1.9	1.9	1.7	1.6	1.3	0.9	0.5
A(99%)	Bq/m^3	4.1	3.9	3.6	3.4	2.7	1.9	1.1

Tab. 2 Kalibrační koeficienty odběrových zařízení JL-150 a JL-900

Nuklid	JL-900		JL-150	
	DC-3E	GR-130	DC-3E	GR-130
	$\mu\text{Gy}/1000 \text{ Bq}$			
Te-132	0.021	0.015	0.032	0.024
I-131	0.019	0.014	0.030	0.022
Cs-137	0.029	0.021	0.044	0.033
Cs-134	0.076	0.055	0.116	0.086

LITERATURA

- [1] Meloun M., Militký J.: Statistické zpracování experimentálních dat. Praha, duben 1995.
- [2] Státní ústav radiální ochrany: 10 let od havárie jaderného reaktoru v Černobyli – důsledky a poučení. Praha, 1996.

ZAVEDENÍ SYSTÉMU LEGÁLNÍ ELEKTRONICKÉ OSOBNÍ DOZIMETRIE NA JADERNÝCH ELEKTRÁRNÁCH V ČR

Ing. Josef Koc, CSc.¹, Ing. Monika Fárníková¹, Mgr. Jiří Vokálek¹

¹ČEZ, a.s., Jaderná elektrárna Temelín

ČEZ, a.s. zvažuje organizačně-technické aspekty náhrady stávajících pasivních forem osobní dozimetrie za aktivní. V současnosti jsou na JE Dukovany i Temelín používány k zabezpečení legálního měření osobních efektivních dávek radiačních pracovníků z externího ozáření pouze pasivní filmové dozimetry.

Filmové dozimetry jsou charakteristické nízkou cenou a dostatečnou spolehlivostí včetně možnosti redundance v případě ozáření vyššími dávkami (havarijní film), na druhé straně elektronické dozimetry disponují podstatně vyšší citlivostí a zejména možností operativního sledování radiačních pracovních činností. Elektronické dozimetry se za tímto účelem a dále pro potřeby zabezpečení havarijního monitorování používají pro potřeby všech radiačních pracovníků již dnes.

ČEZ, a.s. přepokládá po určité období paralelní použití obou, tj. pasivních i aktivních, forem osobních dozimetrů a na základě získaných zkušeností pak rozhodnout o náhradě stávajících pasivních prostředků osobní dozimetrické kontroly za aktivní.

Elektronické osobní dozimetry jsou již 9 let používány jako legální ve Velké Británii a ve Francii. Od roku 2003 je realizován projekt přechodu na elektronické osobní dozimetry rovněž v Německu.

Rovněž mezinárodní organizace ISOE (Information System on Occupational Exposure) se k otázce legalizace elektronické osobní dozimetrů staví pozitivně.

ANALÝZA VPLYVU HOMOGÉNNEJ A NEHOMOGÉNNEJ DISTRIBÚCIE ^{214}Po a ^{218}Po NA KVANTIFIKÁCIU RADÓNOVÉHO RIZIKA

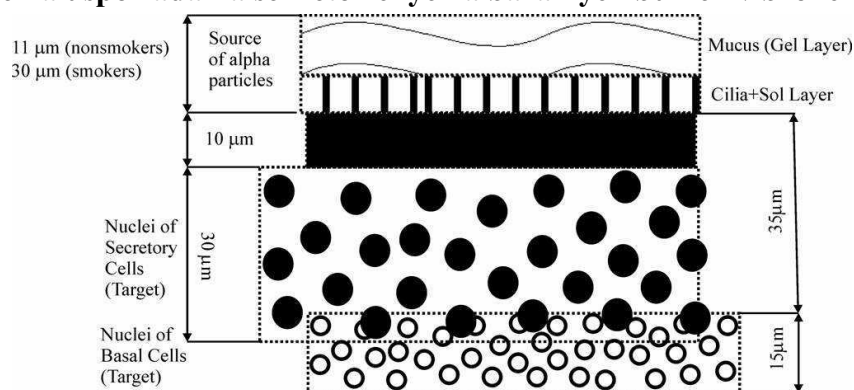
Radoslav Böhm¹, Antonín Sedlák²

¹Fakulta matematiky, fyziky a informatiky UK, Mlynská dolina, 842 48 Bratislava

²Státní ústav radiační ochrany, Šrobárova 48, 100 00 Praha 10, Česká republika

Povrch dýchacích ciest je pokrytý ochrannou vrstvou hlienu, ktorý je oddelený od epitelu pásmom riasiniek. Pri vdychovaní sa v tejto oblasti zachytávajú dcérske produkty radónu, ktoré sú nestabilné. Po rádioaktívnej premene emitujú alfa častice s rôznym dobehom: približne 48 μm pre 6 MeV a 71 μm pre 7.7 MeV častice ^{218}Po a ^{214}Po . Ich vysoká ionizačná schopnosť a dobeh im umožňuje zasiahnuť a radiačne poškodzovať sekretorické bunky (umiestnené v bronchiálnom epitelu v hĺbke 10-40 μm bronchiálnom), prípadne bazálne (umiestnené v hĺbke 35-50 μm) [1].

Figure 1. Schéma usporiadania sekretorických a bazálnych buniek v bronchiálnom epitelu.



Experimentálne pozorovania ako aj výsledky simulácie zachytávania aerosólov povrchom dýchacích ciest [2] naznačujú, že povrchová aktivita ^{214}Po a ^{218}Po je značne nehomogénna (obr.2), čo môže významným spôsobom ovplyvniť predikované radiačné poškodenia pľúcneho tkaniva.

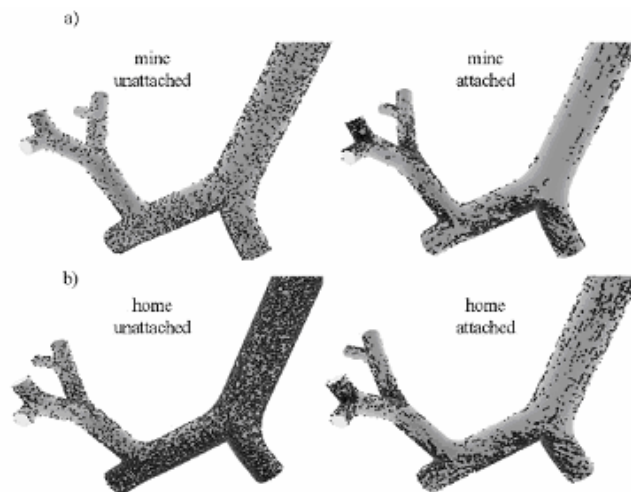
Na určenie koeficientu kvality Q , a dávky absorbovanej pľúcny tkanivom bol použitý geometrický model, znázornený na obr.3. Pri výpočte sme predpokladali dve rôzne rozloženia povrchovej aktivity ^{214}Po a ^{218}Po :

- homogénne rozloženie
- silne nehomogénne, keď celá aktivita bola sústredená v 10x10 μm škvre.

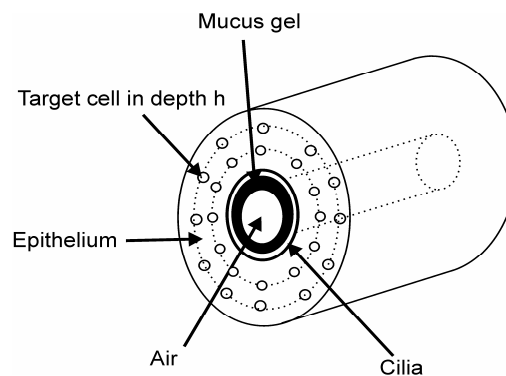
Terčové bunky boli umiestnené pod uhlami 0, 90, 180, 270 stupňami pozdĺž z-ovej osi.

Cieľom príspevku je analyzovať vplyv homogénnej a nehomogénnej distribúcie produktov premeny radónu na dozimetrické (faktor kvality, absorbovanú dávku) a mikrodozimetrické veličiny (glancing buniek [4]) charakterizujúce radónové riziko.

Figure. 2 Distribúcia produktov premeny radónu na povrchu dýchacích ciest pri inhalácii vzduchu v pobytových a banských prostredí.



Figurte. 3 Geometrický model .



REFERENCE

- [1] Mercer, R., R., Russel, M., L., Crapo, J., D.: Radon dosimetry based on the depth distribution of nuclei in human and rat lungs. In: Health Physics, Vol. 61, No.1, USA, 1991, s. 117-13
- [2] Szoke I, Balashazy, Farkas A, Hofmann W. Effect of inhomogeneous activity distributions and airway geometry on cellular doses in radon lung dosimetry. Radiat Prot Dosimetry, 2007
- [3] James, CJ., Birchall, A. and Akabani, G.:Comparative Dosimetry of Beir VI revisited. In:Radiation Protection Dosimetry 108 (1), 2004, pp.3-26.
- [4] Sedlák, A.: Microdosimetric approach to the problem of lung cancer induced by radon progeny. In: Health Physics, Vol. 70, 1996. s. 680-688

METEOROLOGICKÉ VPLYVY NA KONCENTRÁCIU ^{222}Rn A ^{210}Pb V PRÍZEMNEJ VRSTVE ATMOSFÉRY

Miroslav Ješkovský¹, Monika Müllerová¹, Ivan Sýkora¹, Karol Holý¹, Jana Merešová¹, Anna Polášková¹

¹*Katedra jadrovej fyziky a biofyziky, Fakulta matematiky, fyziky a informatiky, Univerzita Komenského, Mlynská dolina F1, 842 48 Bratislava*

ÚVOD

V poslednej dobe sa venuje čoraz väčšia pozornosť klimatickým zmenám, ktoré ovplyvňujú naše podnebie. Aby sme tieto zmeny vedeli pochopiť a pokúsili sa ich vysvetliť potrebujeme dobre poznať procesy, ktoré sa odohrávajú v atmosfére. Jedným z nástrojov na štúdium týchto procesov sú aj rádioaktívne stopovače. V tejto práci sa budeme zaoberať radónom a produktmi jeho premeny, ktoré boli odoberané v prízemnej vrstve atmosféry Bratislavy.

Radón pochádza z premenového radu ^{238}U , ktorý sa nachádza v pôde a v horninách už od čias nukleosyntézy. ^{222}Rn je z pôdy exhalovaný do spodných vrstiev atmosféry kde sa môže ďalej premieňať. Jeho dcérsky produkt premeny ^{210}Pb , s polčasom premeny 22,3 r., je potom zachytávaný na aerosólové častice. Aktivitu ^{210}Pb v aerosóloch ovplyvňujú viaceré meteorologické faktory, ktoré vplývajú na to kde a kedy sa rádionuklid dostane na zemský povrch, či už vo forme spadu alebo zrážok.

METÓDY

Objemové aktivity pre ^{222}Rn a ^{210}Pb v prízemnej atmosfére boli stanovené štandardnými metódami obvykle používanými pre odber týchto rádionuklidov na KJFB FMFI UK.

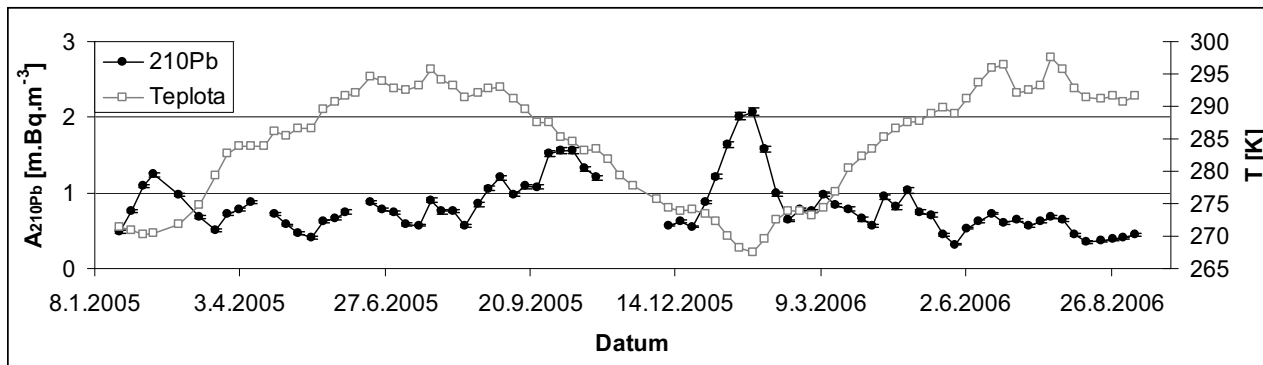
Koncentrácie ^{222}Rn boli kontinuálne merané scintilačnou komorou umiestnenou vo výške 1,5 m nad povrchom. Dáta boli zaznamenané každú polhodinu, následne boli počítané priemerné hodnoty pre dvojhodinový interval. Pri vyhodnocovaní bol z dvojhodinových hodnôt počítaný aritmetický priemer pre jeden týždeň. [1]

Vzduch z prízemnej atmosféry, ktorý obsahuje aerosóly na ktoré bol zachytený ^{210}Pb , bol presávaný cez nitrocelulózové filtre s priemerom otvorov 0,85 μm . Ich účinnosť záchytu bola blízka 100%. Takto exponované filtre boli následne gammaspektrometricky analyzované pomocou polovodičového HPGe detektora s berýliovým okienkom, ktorý bol umiestnený v nízkoopadovom tieniacom kryte. [2]

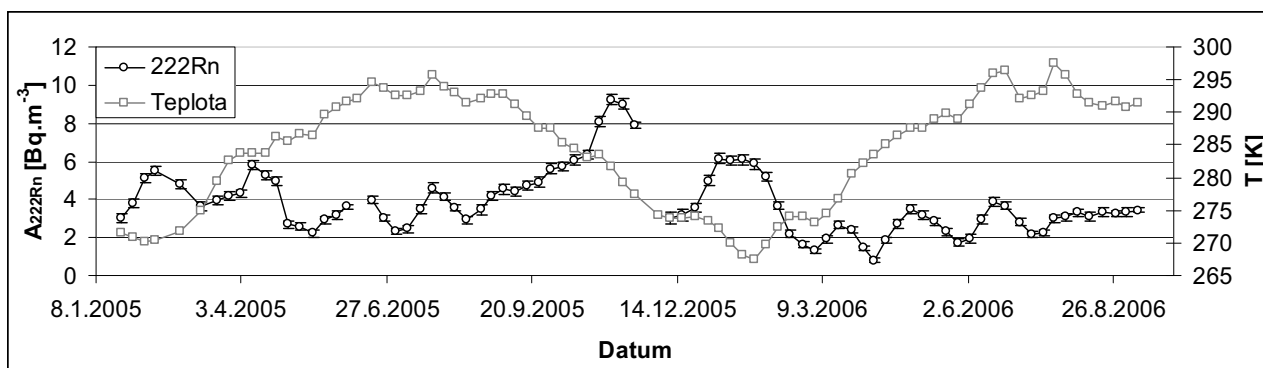
VÝSLEDKY MERANIA A DISKUSIA

Koncentrácie ^{222}Rn a ^{210}Pb boli sledované v časovom intervale od januára 2005 do septembra 2006.

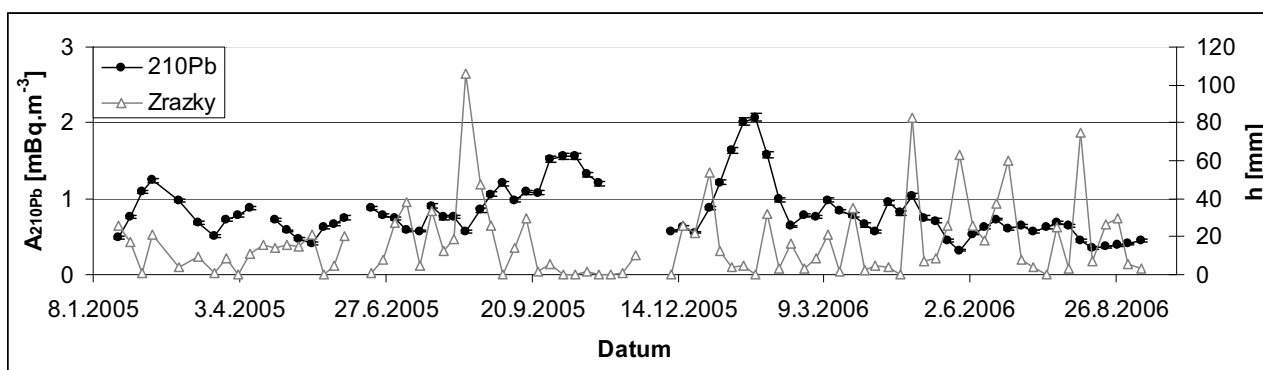
Obrázok 1. Vyhladené hodnoty koncentrácií ^{210}Pb a priemerných teplôt



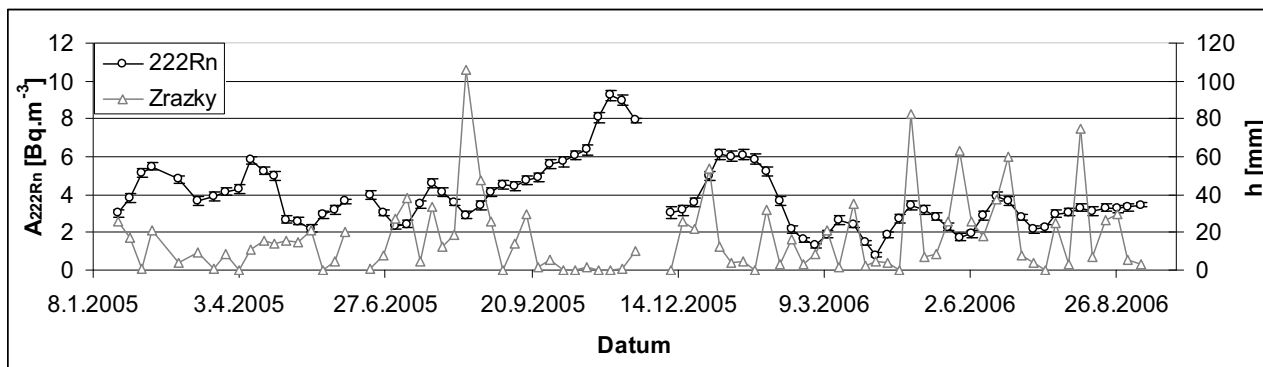
Obrázok 2. Vyhladené hodnoty koncentrácií ^{222}Rn a priemerných teplôt



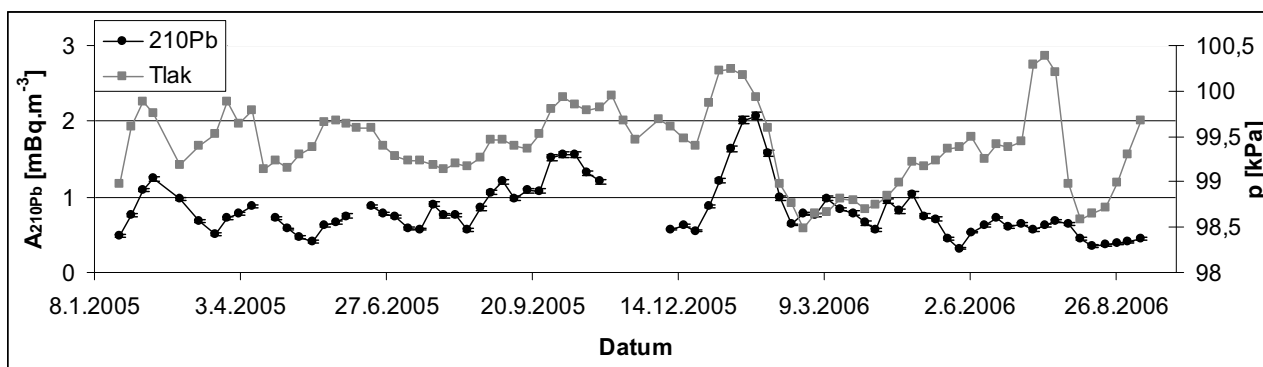
Obrázok 3. Vyhladené hodnoty koncentrácií ^{210}Pb a spadnutých zrážok



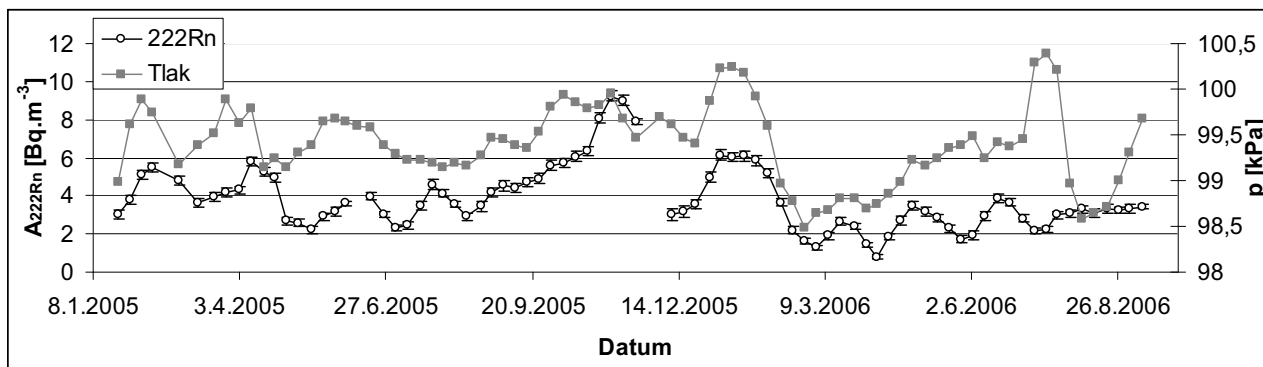
Obrázok 4. Vyhladené hodnoty koncentrácií ^{222}Rn a spadnutých zrážok



Obrázok 5. Vyhladené hodnoty koncentrácií ^{210}Pb a atmosférického tlaku



Obrázok 6. Vyhladené hodnoty koncentrácií ^{222}Rn a atmosférického tlaku



Na obrázkoch sú postupne znázornené priebehy koncentrácií v porovnaní s priemernou teplotou počas odberovej periódy (obrázky 1. a 2.) s napadanými zrážkami v danom období (obrázky 3. a 4.) a s atmosférickým tlakom (obrázky 5. a 6.). Ako vidno z obrázkov, koncentrácie vykazujú sezónne variácie s lokálnymi maximami v jesenných a zimných mesiacoch a lokálnymi minimami v jarných a letných mesiacoch. Nárast koncentrácií môže byť spôsobený inverziou v prízemných vrstvách a pokles koncentrácií môže byť zapríčinený intenzívnou vertikálnou výmenou vzdušných mäs. [3]

Priemerná koncentrácia ^{222}Rn za sledované obdobie je $3,73 \pm 0,17 \text{ Bq} \cdot \text{m}^{-3}$ a priemerná koncentrácia ^{210}Pb $0,83 \pm 0,02 \text{ mBq} \cdot \text{m}^{-3}$. Taktiež bola vyhodnotená korelačná analýza medzi

nameranými koncentraciami a niektorými meteorologickými faktormi. Koncentrácie ^{222}Rn a ^{210}Pb vykazujú slabú antikoreláciu s teplotou -0,19 a -0,22, taktiež s dažďovými zrážkami -0,31 pre ^{222}Rn a -0,36 pre ^{210}Pb . Boli porovnané vplyvy aj ďalších meteorologických faktorov ako tlak a vlhkosť vzduchu.

POĎAKOVANIE

Autori týmto ďakujú za podporu Vedeckej grantovej agentúry Ministerstva školstva SR a SAV (VEGA projekt č. 1/3046/06), Univerzite Komenského (Grant Mladých č. UK/36/2007) a ESF (projekt č. JPD 3BA-2005/1-034).

REFERENCE

- [1] Holý, K., Bosá, I., Polášková, A., Böhm, R., Holá, O., -Eštok, D. Ten years of continual monitoring of ^{222}Rn concentration in Bratislava atmosphere. IRPA, Regional Congress on Radiation Protection in Central Europe 2003, (Conf. proc. IRPA, Bratislava, Slovakia, 2003).
- [2] Sýkora, I., Merešová, J., Ješkovský, M., Holý, K. Variation of Bratislava atmosphere aerosols radioactivity: Conf. Proc., Intern. Conf. on Environ. Radiat.: From Measur. and Assess. to Regul., Vienna, Austria, April 23-27, 2007 (in press).
- [3] Ahmed, A.A., Mohamed, A., Ali, A.E., Barakat, A., Abd El-Hady, M., El-Hussein, A. Seasonal variations of aerosol residence time in the lower atmospheric boundary layer. *Journal of Environmental Radioactivity* 77 (2004), 275-283.

ŠTÚDIUM VPLYVU PARAMETROV VONKAJŠEJ ATMOSFÉRY NA VARIÁCIE ^{222}Rn V POBYTOVÝCH PRIESTOROCH

Monika Müllerová¹, Karol Holý¹

¹*Fakulta matematiky, fyziky a informatiky, Univerzita Komenského,
Mlynská dolina F1, 842 48 Bratislava, Slovenská republika*

ÚVOD

Meranie radónu a analýza výsledkov jeho merania umožňuje lepšie pochopiť mechanizmy ovplyvňujúce koncentráciu radónu v pobytových priestoroch, testovať modely popisujúce jeho variácie, identifikovať a kvantifikovať zdroje radónu v pobytových priestoroch, upresňovať postupy pri meraní koncentrácie radónu integrálnymi metódami a vyhodnocovaní údajov z týchto meraní, kontrolovať účinnosť protiradónových opatrení a pod.

Koncentrácia radónu vo vnútornej atmosfére nie je stabilná, mení sa časom. Je to spôsobené tým, že objemová aktivita radónu v pobytových priestoroch závisí od rôznych faktorov [1, 2], z ktorých najvýznamnejší je teplota, resp. teplotný rozdiel medzi teplotou vnútornej a vonkajšej atmosféry. V predloženej práci sú porovnané typické priebehy objemových aktivít radónu v dvoch rôznych typoch domov (panelový a rodinný dom). Ukázaný je tiež ich vzťah k objemovej aktivite radónu vo vonkajšej atmosfére.

LOKALITY MERANIA A MERACIE ZARIADENIA

Objemovú aktivitu radónu v ovzduší pobytových priestorov sme študovali v dvoch rôznych lokalitách Slovenska (Bratislava a Nováky). Prvým meracím miestom bolo laboratórium na 2. poschodí budovy FMFI UK v Bratislave. Druhým meracím miestom bola izba v rodinnom dome v Novákoch, ktorá je v priamom kontakte so zemským povrchom.

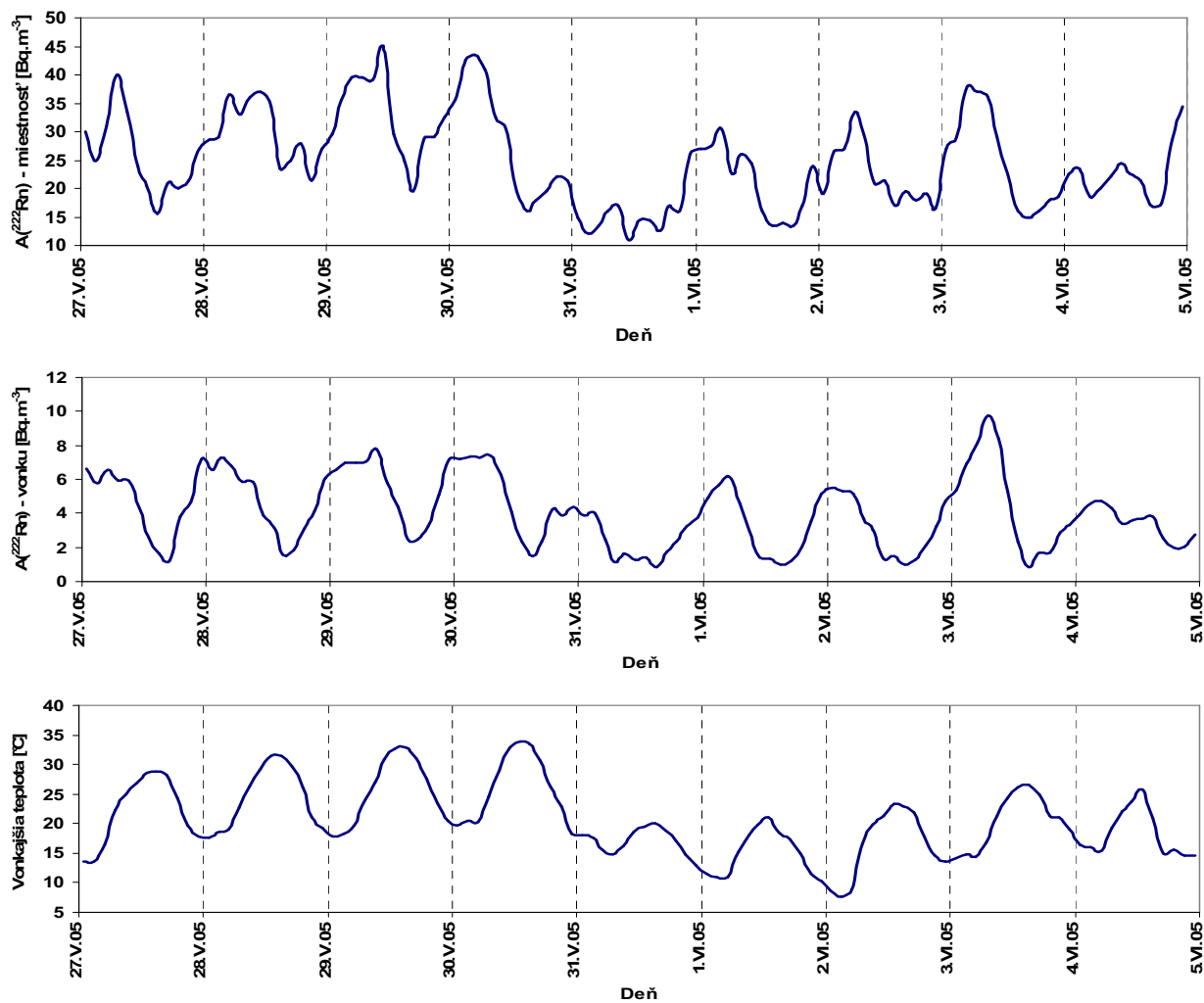
Na účely monitorovania objemovej aktivity radónu vo vnútornej atmosfére bol použitý radónový monitor AlphaGUARD firmy Genitron. Objemová aktivita vo vonkajšej atmosfére Bratislavy bola meraná pomocou veľkoobjemovej scintilačnej komory s vnútorným priemerom 4,5 litra. Pre meranie ^{222}Rn vo vonkajšej a vnútornej atmosfére v Novákoch sme zostavili tiež ďalšie dva kontinuálne monitory radónu na báze litrových scintilačných komôr Lucasovho typu [3].

VÝSLEDKY MERANIA A DISKUSIA

Kontinuálne meranie objemovej aktivity ^{222}Rn v pracovnej miestnosti na KJFB FMFI UK pomocou AlphaGUARDu bolo uskutočňované od roku 1997. Najdlhší kontinuálny záznam pochádza z rokov 1999 a 2004 – 2005. Objemová aktivita radónu v rodinnom dome v Novákoch bola monitorovaná od konca apríla 2007. Pracovný priestor na FMFI UK je charakterizovaný nízkymi objemovými aktivitami príznačnými pre panelové bytové priestory na Slovensku [4].

Rodinný dom sa vyznačuje vysokými objemovými aktivitami radónu vo vnútornej atmosfére.

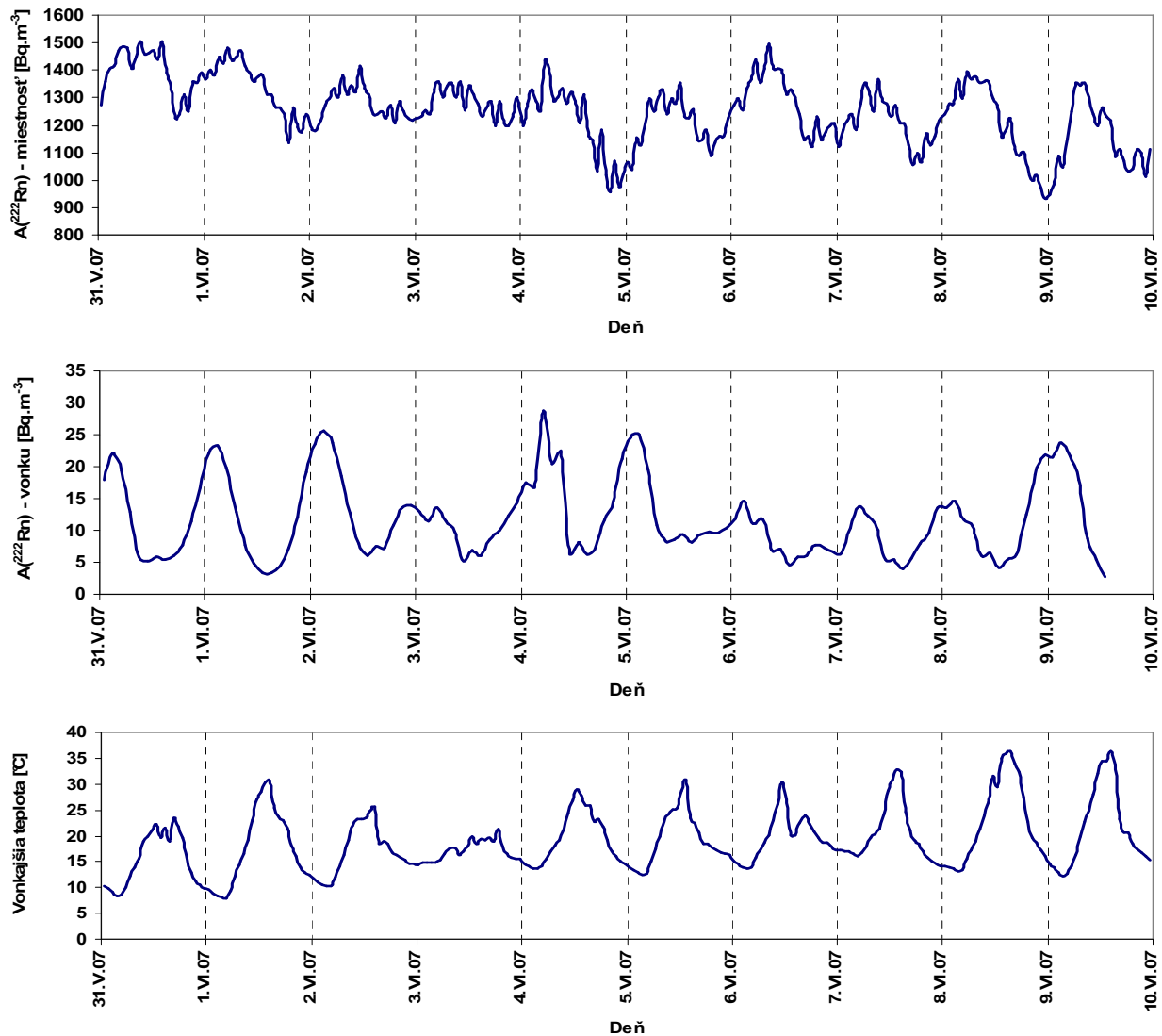
Obrázok 1. Časový priebeh objemovej aktivity radónu vo vnútornej a vonkajšej atmosfére a vonkajšia teplota v Bratislave.



Pre ilustráciu sú na obr. 1 uvedené výsledky našich meraní objemovej aktivity ^{222}Rn v období od 27. 5. do 5. 6. 2005 v Bratislave a to súčasne vo vnútornej aj vonkajšej atmosfére spolu s teplotou vonkajšej atmosféry. Priebeh objemovej aktivity radónu vo vnútornej atmosfére kopíruje veľmi dobre priebeh vo vonkajšej atmosfére s tým rozdielom, že hodnoty vo vnútornom prostredí sú niekoľkokrát vyššie ako vo vonkajšom ovzduší (korelácia medzi oboma priebehmi je vyjadrená koeficientom $R^2 \sim 0,58$).

Ďalej vonkajšia teplota varíruje naopak ako objemová aktivita radónu vo vnútornom prostredí, ale medzi ich priebehmi je časové posunutie približne 3 hodiny. Dá predpokladať, že hlavnými parametrami ovplyvňujúcimi objemovú aktivitu radónu sú prísun vzduchu z vonkajšej atmosféry riadený teplotným rozdielom medzi vnútornou a vonkajšou atmosférou, ale aj ďalšie meteorologické parametre, napr. vietor ako to signalizuje vysoká korelácia medzi vnútornou a vonkajšou objemovou aktivitou radónu.

Obrázok 2. Časový priebeh objemovej aktivity radónu vo vnútornej a vonkajšej atmosfére a vonkajšia teplota v Novákoch.



Na obr. 2 sú znázornené výsledky monitorovania radónu v rodinnom dome v Novákoch v období od 31. 5. do 10. 6. 2007. Tiež môžeme vidieť podobný priebeh objemovej aktivity radónu vo vonkajšej a vnútornej atmosfére, avšak ich vzájomná korelácia na rozdiel od Bratislavy je veľmi nízka ($R^2 \sim 0,1$). Rovnako je možné pozorovať antikoreláciu medzi vonkajšou teplotou a objemovou aktivitou radónu vo vnútornej atmosfére, ale je vyžadované posunutie priebehov teploty až o 6 hodín, aby bol dosiahnutý korelačný koeficient medzi týmito veličinami na úrovni $R^2 \sim 0,50$.

Pre pracovný priestor v Bratislave je typická vysoká ventilačná rýchlosť a nízky prísun radónu do miestnosti. Rodinný dom v Novákoch je charakteristický malou ventilačnou rýchlosťou, nízkymi amplitúdami variácií objemovej aktivity radónu vo vnútornom ovzduší (na úrovni 15 %) a vysokým prísunom radónu z podlažia. Meraním bol zistený prísun ^{222}Rn do vyšetrovanej miestnosti cez netesnosti v okolí rozvodu teplovodného potrubia v rohu miestnosti. V tomto mieste boli merané objemové aktivity ^{222}Rn až na úrovni 10 kBq/m^3 . Priebeh objemovej aktivity

radónu v tomto mieste dobre koreluje s vonkajšou teplotou, resp. s rozdielom teplôt medzi vnútornou a vonkajšou atmosférou aj bez posunutia priebehov oboch veličín ($R^2 \sim 0,71$). Denné maximá objemových aktivít radónu merané v mieste prísunu radónu a v strede miestnosti boli vzájomne posunuté v priemere o 7 hodín.

Práca naznačuje, že v pobytových priestoroch bez výdatného prísunu radónu z pôdy môže existovať významná korelácia medzi objemovou aktivitou radónu v ich ovzduší a objemovou aktivitou radónu vo vonkajšej atmosfére, ktorá v sebe integruje niekoľko meteorologických parametrov ako je vonkajšia teplota a rýchlosť vetra. V domoch s nízkou ventiláciou a významným prísunom radónu z podlažia je situácia zložitejšia a súvis medzi objemovou aktivitou radónu v ich ovzduší a meteorologickými prvkami nemusí byť na prvý pohľad identifikovateľný.

POĎAKOVANIE

Táto práca bola finančne podporovaná Vedeckou grantovou agentúrou Ministerstva školstva SR a SAV (VEGA projekt č. 1/3046/06) a ESF projektom č. JPD 3BA-2005/1-034.

POUŽITÁ LITERATÚRA

- [1] Porstendörfer et al., Health Physics 67(3), 283-287 (1994).
- [2] W. W. Nazaroff et al., „Soil as a Source of Indoor Radon: Generation, Migration and Entry,“ in: Radon and its Decay Products in Indoor Air, edited by W. W. Nazaroff and A. W. Nero, New York: John Wiley and Sons, 1988, pp. 57-112.
- [3] M. Müllerová, Fyzikálne aspekty radónovej diagnostiky, Písomná práca k dizertačnej skúške (školiteľ: Doc. RNDr. K. Holý, CSc.), FMFI UK, Bratislava, 2007.
- [4] M. Vičanová, Využitie detektorov stôp v pevnej fáze pri riešení radónovej problematiky, Dizertačná práca, FMFI UK, Bratislava, 2003.

METODIKA STANOVENÍ DÁVKY OD RADONU

Ivana Ženatá¹, Lenka Thinová², Katka Rovenská²

¹*Státní úřad pro jadernou bezpečnost, Syllabova 21, 703 00 Ostrava*

²*FJFI ČVUT, Břehová 7, 115 19 Praha 1*

ÚVOD. V České republice je v oblasti radiační ochrany věnována již několik desítek let trvající soustavná pozornost ozáření osob při práci se zdroji ionizujícího záření. Doposud byla zaměřena zejména na ochranu pracovníků, kteří vykonávají tzv. radiační činnosti, to znamená, že při své práci zacházejí s umělými zdroji ionizujícího záření ve zdravotnictví, průmyslu nebo výzkumu či jsou v kontaktu s přírodními radionuklidy záměrně využívanými pro jejich radioaktivní vlastnosti. Dřívější i současné české právní předpisy definují podrobně propracovaný systém pravidel na ochranu těchto pracovníků před zářením a provozovatelům uvedených činností stanoví mnohé povinnosti, jež musí být při záměrném používání zdrojů ionizujícího záření dodržovány.

Nové poznatky v oblasti radiační ochrany zjištěné v posledních letech u nás i v zahraničí však prokázaly, že existují i další pracovní činnosti (než zmíněné radiační činnosti), které vedou k nezanedbatelnému ozáření pracovníků. Na určitých typech pracovišť byla prokázána zvýšená přítomnosti přírodních radionuklidů, které mohou, aniž by byly na těchto pracovištích záměrně využívány pro své radiační vlastnosti, ozařovat osoby zde vykonávající práce. Z tohoto důvodu se radiační ochrana těchto osob stala součástí nové právní úpravy v oblasti radiační ochrany.

LEGISLATIVA. Zákon č. 13/2002 Sb., kterým byl 1. července 2002 novelizován atomový zákon (zákon č. 18/1997 Sb., ve znění pozdějších předpisů), stanoví, a to i v souladu s mezinárodními doporučeními, požadavky na ochranu pracovníků na pracovištích, kde může dojít k významnému zvýšení ozáření z přírodních zdrojů ionizujícího záření. Přehled těchto pracovišť stanoví v § 87 vyhláška č. 307/2002 Sb., ve znění pozdější předpisů.

Nejobvyklejším a nejpočetnějším typem těchto pracovišť jsou tzv. **pracoviště s radonem** (tj. . pracoviště v podzemí – neuranové doly, veřejnosti přístupné **jeskyně**, podzemní sklady apod., a pracoviště, na nichž se nakládá s podzemní vodou - úpravny vody, čerpací stanice, lázeňská zařízení). Na těchto pracovištích mohou být pracovníci ozařováni radonem a jeho dceřinnými produkty.

Zákon č. 18/1997 Sb., ve znění pozdějších předpisů, a podrobněji vyhláška č. 307/2002 Sb., o radiační ochraně, ve znění pozdějších předpisů, určují majitelům uvedených pracovišť povinnost zajistit měření přírodní radioaktivity (v tomto případě OAR) na pracovištích, určovat

roční efektivní dávky osob zde vykonávajících práce a tyto osoby o radiačních rizicích pracoviště rovněž informovat. Na základě výsledků měření musí majitelé pracovišť přijímat opatření ke snížení ozáření pracovníků tehdy, překračuje – li ozáření rozumně dosažitelnou úroveň. Na pracovníky se za určitých okolností vztahují limity pro radiační pracovníky a majitelé pracovišť jsou v tomto případě povinni provádět i další organizační opatření.

Na **pracovištích s radonem** musí být provedena měření objemové aktivity radonu (OAR) v ovzduší pracoviště. Změřené hodnoty OAR na pracovišti se nejprve porovnávají s tzv. vyšetřovací úrovní 400 Bq/m^3 pro průměrnou OAR v ovzduší při výkonu práce. Pokud je tato vyšetřovací úroveň překročena, musí být provedeno opakované měření OAR spolu výpočtem efektivní dávky za rok pro každého pracovníka. V případě, že by takto určená efektivní dávka mohla u některého z pracovníků překročit směrnou hodnotu 6 mSv/rok , stanoví právní předpisy povinnost měřit OAR a určovat efektivní dávky každoročně. Pokud se překročení vyšetřovací úrovně či směrné hodnoty na pracovišti neprokáže, je možno pracoviště z povinnosti měření zprostit. V případě, že určená efektivní dávka může překročit 6 mSv/rok , musí vlastník pracoviště také přijmout opatření na snížení ozáření pracovníků. Při výběru opatření se přihlíží k jejich ekonomické náročnosti, obvykle se volí technická opatření snižující OAR v ovzduší pracoviště (úprava ventilace, odvětrání pracoviště) či se přijímají organizační opatření snižující dobu pobytu pracovníků na pracovišti.

Postup měření OAR a určení efektivní dávky na pracovištích stanovuje Metodický návod pro měření na pracovištích, kde může dojít k významnému zvýšení ozáření z přírodních zdrojů, a určení efektivní dávky, který SÚJB vydal v lednu 2007 jako Doporučení SÚJB. Součástí tohoto metodického návodu je postup výpočtu efektivní dávky pracovníků z radonu a jeho dceřiných produktů. V kapitole 3.1.6. se metodický návod zabývá i vlivem odlišných expozičních podmínek na některých pracovištích s radonem (např. podzemní pracoviště, pracoviště s nižší prašností a vyšší vlhkostí, s nucenou výměnou vzduchu) na velikost efektivní dávky. Z důvodu odlišných expozičních podmínek v jeskyních stanoví povinnost použít při výpočtu efektivní dávky faktor 1,5, kterým se násobí efektivní dávka určená na základě měření OAR na pracovišti a doby pobytu. Správnost a oprávněnost používání tohoto faktoru má za cíl posoudit úkol VaV 12/2006 zadaný v roce 2006 SÚJB.

OVĚŘENÍ METODIKY. Snaha ověřit způsob výpočtu dávky vychází z nových možností měřicí techniky a nových poznatků v této oblasti. Výpočet dávky vychází z doporučení ICRP65, Od roku 1985 do roku 2000 se průměrná EOAR stanovovala z integrálního měření PSDA, obvyklý interval by 1 rok. Nyní používané měřidlo RAMARN umožňuje stanovení OAR a měřicí interval byl zkrácen na $\frac{1}{2}$ roku. Hodnota jeskynního faktoru byla určena z rozdílného spektra aerosolových částic (zastoupení volné a vázané frakce 6.5 : 93.5 pro bytové místnosti,

13.6 : 86.4 pro jeskyně z důvodu nízké koncentrace volného aerosolu) a průměrného relativního množství volného ^{218}Po v jeskyni 50%. A v obytných prostorech 22%. Pro výpočet jeskynního faktoru byly použity DCF z Comparative Dosimetry of radon in mines and in homes [1991].. Za terčové buňky byly uvažovány pouze bazální buňky. Výpočet efektivní dávky od radonu je komplexní problematika, zahrnující několik veličin, jejichž hodnota a přesnost stanovení má na vypočtenou dávku zásadní vliv: přesnost měření OAR, resp EOAR – použité měřidlo; reprezentativnost měřené veličiny pro sledované období (použití osobní dozimetrie?); měnící se faktor nerovnováhy (závislost na ventilaci); rychlost dýchání; radiační váhový faktor pro částice alfa; aerosolové složení spektra částic – konverzní faktory, jejichž velikost se během historie radiační ochrany mění; doba pobytu atd.

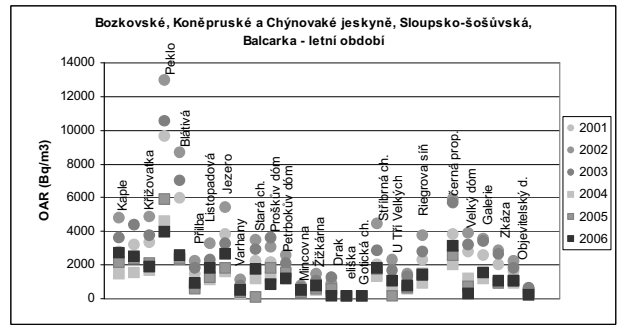
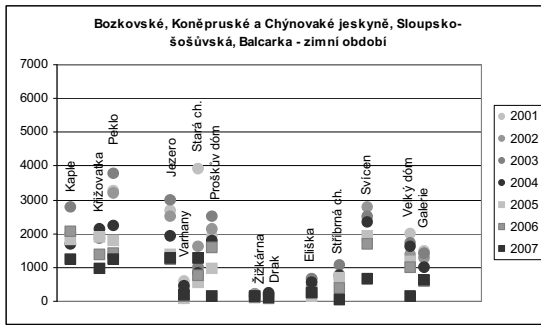
Od poloviny roku 2006 do poloviny roku 2007 byla provedena řada měření a experimentů s cílem ověřit stávající systém integrálního monitorování RAMARN ve vysoké vlhkosti; posoudit možnost osobního monitorování; sledovat faktor nerovnováhy a velikost volné frakce a jejich změnu podél návštěvnické trasy a v průběhu roku; sledovat variabilitu OAR v jednotlivých letech; posoudit vliv horninového prostředí (a podloží) na velikost OAR a další. Celoročně byly monitorovány jeskyně Bozkovské a Zbrašovské. K výpočtu jeskynního faktoru byl použit na základě dat z aerosolového měření v Bozkově program LUDEP. Kromě jeskyní bylo měření uskutečněno také na některých dalších podzemních pracovištích: staré štoly, dělostřelecké pevnosti, vinné sklepy. Byla navázána řada kontaktů v zahraničí s cílem srovnat způsoby výpočtu dávek od radonu v jednotlivých zemích, v rámci mezinárodní konference Radon 2007 byl uskutečněn workshop v Bozkovských jeskyních s účastníky z Finska, Rumunska, Švýcarska a Velké Británie.

Na základě dosažených výsledků bude vytvářena nová metodika pro stanovení dávky pro pracovníky v jeskyních. Mezi stěžejní závěry patří mimo jiné:

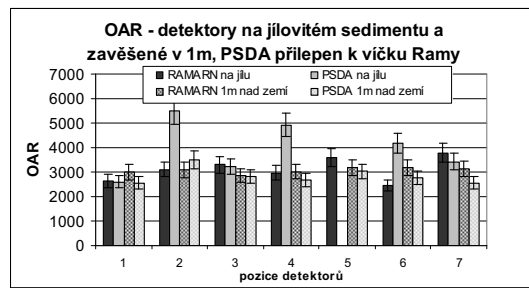
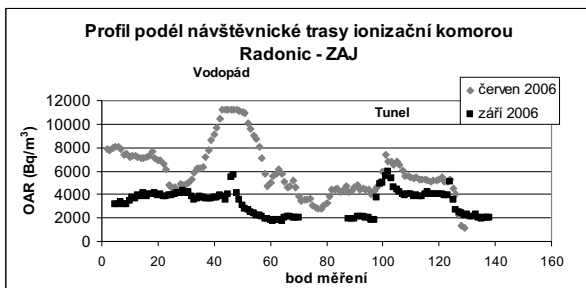
- výsledky testů měřidel RAMARN pro použití ve vysoké vlhkosti
- posouzení zdrojů radonu a vlivu thoronu na měřené hodnoty OAR
- sledování vertikálních a horizontálních nehomogenit v OAR v jeskyních a následná doporučení pro umístění měřidel
- sledování vývoje faktoru nerovnováhy, vzájemného poměru krátkodobých produktů přeměny radonu a volné frakce v průběhu roku, podél návštěvní trasy, pro přítomnost/nepřítomnost lidí
- individuální posouzení jeskynního faktoru pro každou jeskyni

K monitorování byly použity přístroje RADIM 3, Radonic, Testo, Fritra 4, AlphaGuard, NB 2000, PSDA, RAMARN, elektretové detektory, laboratorní spektrometr s HPGe detektorem a další. Ke zpracování bylo použito aerosolové měření v BDJ, software LUDEP a Genie.

Některé z výsledků ilustrují následující grafy 1-3 a tabulka 1.



Graf 1A,1B: Variabilita OAR v některých jeskyních v zimní, letní sezóně v období 2001-2007



Graf 2: Ilustrace variability OAR podél návštěvní trasy v ZAJ – letní sezóna

Graf 3: Srovnání výsledků PSDA a RAMARNů při různém uložení detektorů

Tabulka 1. Volná frakce v některých jeskyních ČR	Noc	Den
Jeskyně	fp.(Gr)	fp.(Gr)
Bozkovské dolomitové jeskyně 7.7.-8.7.2006	0,02	0,03
Zbrašovské aragonitové jeskyně 6.8.-7.8.2006	0,32	0,34
Kateřinská jeskyně 30.8.-31.8.2006	0,58	0,48
Koněpruské jeskyně 8.5.-10.5.2007	0,34	0,36
Chýnovské jeskyně 18.5.-20.5.2007	0,04	0,05
Javoříčské jeskyně 14.6.-15.6.2007	0,06	0,06
Mladeč 15.6.-16.6.2007	0,11	0,12
Jeskyně Na Pomezí 6.7.2007	0,34	0,33
Jeskyně Špičák 7.7.-8.7.2007	0,08	0,08
Speleoterapie Zlaté Hory 9.7.-10.7.2007	0,03	0,02
Vinný sklep Mikulov	0,02	
Vinný sklep Úvaly	0,02	
Bozkovské dolomitové jeskyně 13.9.-15.9.2007	0,04	0,03

Poděkování: bez podpory vedení Správy jeskyní ČR a vstřícnosti a laskavosti všech zaměstnanců, především v Bozkovských a Zbrašovských jeskyních, by nebylo možné uskutečnit takto rozsáhlá měření. Poděkování patří také pracovníkům SÚRO a SÚJCHBO.

VÝPOČET DÁVKY OD RADONU PRO PRACOVNÍKY V JESKYNÍCH

Kateřina Rovenská^{1,2}, Lenka Thinová², Vladimír Źdímal³

¹Státní ústav radiační ochrany, Bartoškova 28, Praha

²FJFI KDAIZ ČVUT v Praze, Břehová 7, Praha

³Ústav chemických procesů AV ČR, Rozvojová 2, Praha

ÚVOD

Dávka od radonu se v České republice určuje pomocí doporučení ICRP 65 podle vzorce 1:

$$E_L = a_{Rn} * T * h_{epid} \quad (1),$$

kde a_{Rn} je aktivita radonu v Bq/m³, T je doba expozice v [h] a h_{epid} je dávkový konverzní koeficient.

Pobytové prostory se od jeskyní odlišují především ve vlhkosti – v bytech se relativní vlhkost pohybuje okolo 50-60%, v jeskyních se blíží 100%. Dále se odlišují v koncentraci aerosolů a v jejich velikostním spektru. V jeskyni nejsou přítomny žádné zdroje aerosolů. Aerosolové částice jsou přinášeny pouze lidmi, případně mohou být přineseny proudem vzduchu zvenčí např. při dlouhodobě otevřených vstupních dveřích apod. Tyto rozdíly byly důvodem k přehodnocení přístupu k výpočtu dávky od radonu ve veřejnosti přístupných jeskyních.

Thomas [1999] určil pomocí měření provedených v jeskyních tzv. jeskynní faktor j , kterým se efektivní dávka určená podle doporučení ICRP 65 vynásobí. Výsledkem je pak dávka korigovaná na odlišnosti jeskynního prostředí od prostředí pobytového. Hodnota jeskynního faktoru j byla stanovena na 1,5 pro všechny jeskyně. Jednorázová měření, která byla použita při výpočtu, ukázala, že relativní množství volného 218Po v jeskyni je 50%. V pobytových prostorech bylo uvažováno pouze 22%.

MĚŘENÍ

V roce 2002 uskutečnila KDAIZ FJFI ČVUT ve spolupráci s Aerosolovou laboratoří Ústavu chemických procesů AV ČR měření aerosolů v Bozkovských dolomitových jeskyních. Měření trvalo 4 dny a v jeho průběhu byla simulována prázdná jeskyně, práce v jeskyni a prohlídka. Rozsah velikostí měřených aerosolů byl 3 – 20 μ m. Vzhledem k nízké koncentraci částic bylo možné pro další výpočet použít velikosti 15 nm – 8 μ m. Měření prokázalo výskyt následujících módů: „Noc“ – 700 nm a cca 140 nm; „Prohlídka“ – 20 nm, cca 140 nm a 700 nm. V průběhu práce v jeskyni se zvýšila koncentrace částic okolo 1000 nm a peak okolo 140 nm se přesunul k 60 nm. Průměrné koncentrace v použitých profilech jsou v tabulce 1.

Tabulka 1: Koncentrace částic v jednotlivých profilech – Bozkovské dolomitové jeskyně

Profil	Koncentrace částic #/cm ³
Noc	253
Prohlídka	187
Práce v jeskyni	536
Noc po práci v jeskyni	494
Prohlídka jeskyně – prázdná jeskyně	292
Noc v jeskyni – prázdná jeskyně	197

Měření přístrojem FRITRA4 byla zdrojem informací o objemové aktivitě produktů přeměny radonu a aktivitě radonu. Opakovaná měření ukázala na nízký podíl volné složky cca 3% jak vůči pobytovým prostorům, tak i vzhledem k ostatním jeskyním.

Pro výpočet dávky je zapotřebí znát objemovou aktivitu volné a vázané části produktů přeměny radonu a AMAD/y aerosolových částic (tabulka 2 a 3).

Tabulka 2: Objemová aktivita produktů přeměny radonu – Bozkovské dolomitové jeskyně

Prohlídka								
F	0,58	Vázané [Bq/m ³]	RaA	956,83	RaB	912,23	RaC	929,95
Fp	2,69 %	Volné [Bq/m ³]	RaA	129,63	RaB	22,69	RaC	0,00
Noc								
F	0,58	Vázané [Bq/m ³]	RaA	880,35	RaB	790,11	RaC	836,91
Fp	2,77 %	Volné [Bq/m ³]	RaA	147,19	RaB	16,66	RaC	0,00

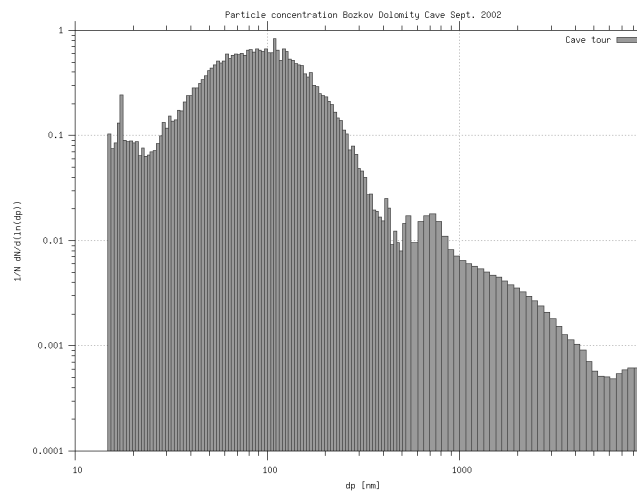
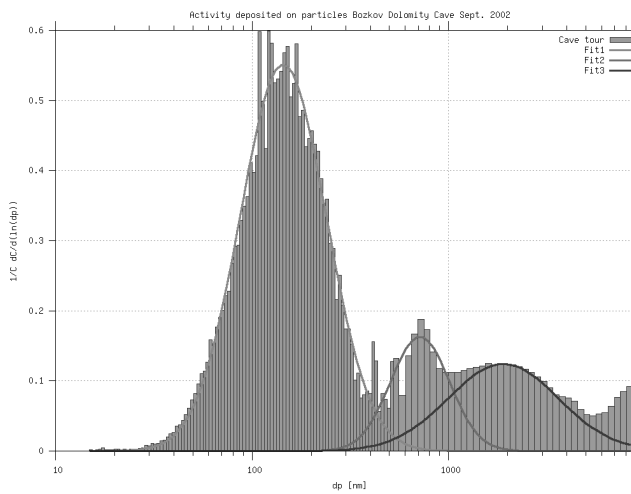
Dávkový konverzní faktor byl určen pro profil „Prohlídka“ a „Noc“. Pomocí naměřených koncentrací aerosolů byla určena aktivita deponovaná na jednotlivých módech (viz obrázek 1 a 2). Tento přepočít byl nutný, protože v ČR není dostupný žádný přístroj, který by byl schopen měřit aktivitní a velikostní spektrum současně. Proklad log-normálním rozdělením byl proveden v programu GNUPlot (viz obrázek 1). V tabulce 3 jsou uvedeny výsledky prokladu pro profil „Noc“ a „Prohlídka“.

Tabulka 3: AMAD a disperse – Bozkovské dolomitové jeskyně

Noc		Prohlídka	
AMAD [nm]	σ	AMAD [nm]	σ
140	1,80	143,8	1,65
711	1,18	715,7	1,41
		1900	1,90

Z provedených měření nebyla k dispozici žádná informace o velikosti částic volné složky. Pro účely výpočtu byla zvolena velikost 0,5 nm (nejnižší depoziční v bb a BB oblasti) a 3 nm (nejvyšší depoziční v bb a BB oblasti).

Pro výpočet jeskynního faktoru jsou zapotřebí informace o aktivitě vázaných a volných produktů přeměny radonu a velikosti AMAD a disperzi σ . Tato data byla přejata z Birchall [1998] a Nazaroff [1988] (tabulka 5 a 6).



Obrázek 1: Proklad aktivity vázané na jednotlivých velikostních módech pro „Prohlídka“ log-normálním rozdělením

Obrázek 2: Velikostní spektrum aerosolových částic „Prohlídka“

Tabulka 4: Objemová aktivita produktů přeměny radonu – Pobytové prostory [2]

Pobytové prostory								
F	0,37	Vázané [Bq/m ³]	RaA	56,4	RaB	35,8	RaC	27,1
Fp	6,4%	Volné [Bq/m ³]	RaA	15,9	RaB	1,4	RaC	0,00

Tabulka 5: AMAD a disperse – Pobytové prostory [3]

Pobytové prostory	
AMAD [nm]	Σ
0,9	1,3
50	2,0
250	2,0
1500	1,5
Růstový faktor	1,5 (pro vázanou frakci)

K výpočtu dávky byl použit program LUDEP, ve kterém je implementováno doporučení ICRP 66. Pomocí LUDEPu byly získány dávkové konverzní faktory pro jednotlivé produkty přeměny radonu. Rychlost dýchání byla pro jeskyně i pobytové prostory stejná – 0,778 m³/h. Dýchání probíhalo pouze nosem, za terčové buňky byly považovány v souladu s doporučením ICRP 66 buňky bazální a sekretorické. Celkový dávkový koeficient byl určen pomocí vzorce 2:

$$DCF_X = \frac{1}{EOAR_{mod}} \sum C_X * DCF_{mod}(X) * EOAR_{mod} \quad (2),$$

kde X reprezentuje postupně ^{218}Po , ^{214}Pb , ^{214}Bi , $C(X)$ je objemová aktivita příslušného produktu přeměny a $EOAR_{mod}$ je frakce EOAR na daném velikostním módu, DCF_{mod} je hodnota dávkového konv. faktoru pro jednotlivé módy.

Jeskynní faktor pak lze získat jako podíl DCF pro jeskyni a DCF pro pobytový prostor. Takto určené jeskynní faktory pro profil „Prohlídka“ a „Noc“ jsou vyneseny v tabulce 6.

Tabulka 6: Jeskynní faktor pro Bozkovské dolomitové jeskyně

	0,5 nm	3 nm
Prohlídka	0,85	1,11
Noc	0,79	0,91

ZÁVĚR

Bozkovské jeskyně vykazují velmi malý podíl volné složky okolo 3%. Měření v jiných jeskyních v ČR např. v Kateřinské jeskyni nebo Zbrašovské aragonitové jeskyni ukázala podíl volné složky až 60%. Vzhledem k velkému vlivu (až 60%) velikosti aerosolových částic, které považujeme za volnou složku, a velikosti volné složky fp, na výpočet dávky, je nutné určit jeskynní faktor pro každou jeskyni zvlášť. Současně by bylo vhodné provést experimenty, jejichž výsledkem by byla velikost částic volné složky. Tyto experimenty jsou časově a přístrojově velmi náročné. Autoři však doufají, že se podaří ve spolupráci s Aerosolovou laboratoří dále pokračovat.

Jeskynní faktor j byl pro Bozkovské jeskyně na základě dostupných dat určen na 0,85 pro velikost částic volné složky 0,5 nm, resp. 1,11 pro velikost částic 3 nm. Průměrná koncentrace částic se pohybovala okolo 300 \#/cm^3 .

LITERATURA

- [1] Thomas, J.: Odhad osobních dávek průvodců v jeskyních přístupných veřejnosti. Vnitřní metodika SUJB. 1999
- [2] Nazaroff W. W., Nero A.V.: Radon and its decay products in indoor air. New York, John Wiley. 1988
- [3] Marsh J.W., Birchall A.: Sensitivity Analysis of the Weighted Equivalent Lung Dose Per Unit Exposure from Radon Progeny. NRPB-M929, 1998
- [4] NRPB: LUNG Dose Evaluation Program. Program. 1994

RADONOVÝ PROGRAM ČR PO ROCE 2009

Eva Bílková

Státní úřad pro jadernou bezpečnost, Praha

Radonový program ČR je vymezen Usnesením vlády ČR č. 538 ze dne 31.5.1999, doplněným usnesením vlády č. 970 ze dne 7.10.2002. Jeho náplň byla rozvržena na období 10 let, tedy do roku 2009. Radonový program ČR vychází z toho, že ozáření obyvatel způsobené inhalací produktů přeměny radonu je celosvětově hlavní složkou ozáření lidí ionizujícím zářením. Průměrná roční efektivní dávka na jednotlivce z celosvětové populace z inhalace radonu ve vnitřním a vnějším prostředí činí asi 1,2 mSv. V České republice je tato hodnota v průměru přibližně dvojnásobná, v některých regionech však mnohem vyšší. Aby bylo možné komplexně posoudit všechny související faktory, zahrnuje Radonový program ČR řadu oblastí (od geologie přes dozimetrii až po stavebnictví) a týká se celého území ČR. Tento přístup přinesl řadu cenných dat a poznatků, které do budoucna umožňují stanovit potřebný rozsah trvalého zájmu společnosti o problematiku ozáření z radonu. Státní úřad pro jadernou bezpečnost předpokládá plošné i obsahové zmenšení rozsahu Radonového programu ČR po jeho ukončení v roce 2009 při zachování dostupnosti souvisejících informací pro všechny občany i odborníky. Za prioritu v závěrečném období Radonového programu ČR považuje vytipování oblastí se zvýšeným rizikem pronikání radonu z podloží do staveb, ve kterých je třeba cíleně prosazovat potřebu ochrany před ozářením z radonu.

Věcná náplň Radonového programu ČR se týká následujících oblastí:

1. Vyhledávání

Vyhledávání objektů se zvýšenou objemovou aktivitou radonu v ovzduší je realizováno ve spolupráci s pověřenými pracovníky krajských úřadů a je dotováno z rozpočtu SÚJB na radonový program. Ročně se rozmisťuje cca 10 000 stopových detektorů. Rozmísťování stopových detektorů se nesetkává vždy s dostatečným zájmem veřejnosti a není zdůvodněno ani počtem objektů následně ozdravených, po úpravě podmínek pro poskytování státní dotace v roce 2002 je ozdravováno ročně jen asi 10 % nalezených objektů s překročenou hodnotou OAR 1000 Bq/m³. V rámci Radonového programu ČR bylo dosud vyhledáno téměř 30 000 objektů s překročenou směrnou hodnotou 400 Bq/m³ a téměř 6000 objektů s překročenou hodnotou 1000 Bq/m³.

Program vyhledávání je organizačně i finančně náročný. Je třeba zvažovat, zda i v dalším období pokračovat ve stávajícím aktivním způsobu vyhledávání a jak jeho rozsah omezit. Určitou kontinuitu a roli státu by bylo vhodné při vyhledávání zachovat, např. možnost změření starých

objektů na náklady státu nabízet ve vytipovaných oblastech se zvýšeným rizikem prostřednictvím obecních nebo stavebních úřadů. Tato služba by mohla zůstat zachována i pro občany, kteří o ni sami projeví zájem, bez ohledu na radonové riziko v příslušné oblasti.

2. Protiradonová prevence

Analýzy ukazují, že prevence je oblast, ve které jsou vloženy prostředky nejefektivněji využívány. Za jeden z hlavních úkolů státu v RP je považováno zabránit vzniku nových závadných staveb. Požadavky na preventivní protiradonová opatření vyplývají z atomového zákona¹. Požadavky na protiradonovou prevenci jsou nově zakotveny i ve vyhláškách Ministerstva pro místní rozvoj. Platné prováděcí vyhlášky ke stavebnímu zákonu^{2,3} i připravovaná vyhláška o technických požadavcích na stavby požadují řešení radonové problematiky.

Úloha Státního úřadu pro jadernou bezpečnost spočívá především v oblasti zajištění kvality prováděných měření při stanovení radonového indexu pozemku, tedy v systému povolovací a kontrolní činnosti. Pro praktickou realizaci uvedených požadavků je třeba zajistit jednotnou praxi stavebních úřadů, což je v kompetenci Ministerstva pro místní rozvoj. Občan by měl ve stavebním řízení obdržet ucelenou informaci o možnostech opatření proti pronikání radonu z podloží, povinnostech projektanta a dodavatele, o možnostech kontroly účinnosti opatření, o existenci příslušné normy⁴, apod.

Podle předběžných výsledků projektu vědy a výzkumu, který řeší Státní ústav radiační ochrany, je efektivita protiradonové prevence stále nedostatečná. Podíl novostaveb, kde je překročena směrná hodnota objemové aktivity radonu 400 Bq/m^3 , je obdobný, jako je odhadováno u starých budov, kde se o žádných preventivních opatřeních neuvažovalo. Ve 12 % nových budov je objemová aktivita radonu vyšší než 200 Bq/m^3 . Zatím není zjištěno, v které části systému: informace o radonovém riziku - projekt - realizace - měření po dokončení - je příčina tohoto stavu. Povinnost měření objemové aktivity radonu v novostavbách před kolaudací není legislativně stanovena. V oblastech se zvýšeným rizikem pronikání radonu z podloží, kde projekt obsahuje technická opatření proti pronikání radonu z podloží, však považujeme za dobrou praxi, aby takové měření bylo provedeno. Požadavek na kontrolu účinnosti protiradonových opatření měřením obsahuje i ČSN 73 0601.

3. Protiradonová ozdravná opatření

Pokud jsou v programu vyhledávání nalezeny objekty, kde je překročena směrná hodnota 400 Bq/m^3 pro průměrnou objemovou aktivitu radonu v bytě, je vlastník informován o možnostech adekvátních ozdravných opatření. Pokud je zjištěno překročení 1000 Bq/m^3 , je

informován i o možnosti poskytnutí státní dotace na provedení takových opatření.

Státní úřad pro jadernou bezpečnost preferuje zachování možnosti státní dotace pro objekty v oblastech zvýšeného rizika, především pokud je překročena mezní hodnota objemové aktivity radonu, za podmínky prověření účinnosti realizovaného opatření i po roce 2009. Je však třeba vycházet z toho, že rozhodující díl odpovědnosti za kvalitu bydlení má vlastník objektu a počítat s jeho aktivním přístupem.

Dotace na odradonování veřejných vodovodů se poskytují při překročení mezní hodnoty objemové aktivity radonu 300 Bq/l. Naprostá většina vodovodů s objemovou aktivitou radonu nad mezní hodnotu byla již v minulosti ozdravena. Dotace jsou v současnosti čerpány převážně na náhradu stávajícího zařízení a rekonstrukci úpravny. Zajištění realizace nezbytných ozdravných opatření po skončení Radonového programu ČR by mohly převzít další rezorty – Ministerstvo zemědělství nebo Ministerstvo životního prostředí.

4. Informovanost

Zajistit informovanost veřejnosti by měl být i po skončení Radonového programu ČR úkol pro státní instituce. Podrobné informace o radonové problematice jsou v současnosti na stránkách Státního ústavu radiační ochrany na adrese www.suro.cz. Zprostředkovávají přístup i na stránky ČGS, kde jsou umístěny mapy radonového indexu geologického podloží. V dalším období je třeba se zaměřit na možnosti cíleného informování obyvatel ve vybraných oblastech, případně v již nalezených rizikových objektech, jak pro účely vyhledávání, tak ozdravování objektů se zvýšenou objemovou aktivitou radonu. Radonová problematika by neměla být opomíjena v kampaních na úsporu energie snižováním výměny vzduchu.

5. Věda a výzkum

V rámci Radonového programu ČR byla realizována řada výzkumných projektů, financovaných přímo z prostředků na radonový program jednotlivými rezorty nebo z prostředků Státního úřadu pro jadernou bezpečnost na vědu a výzkum. Řada z nich se bezprostředně uplatňuje v praxi. Aby se úroveň řešení radonové problematiky udržela v ČR nadále na evropské špičce, je nezbytné zachovat podporu výzkumu. Hlavní podíl na řešení problematiky radiační ochrany a metodické části by měl mít nadále Státní ústav radiační ochrany. Větší podíl na zadávání výzkumných a vývojových projektů by měly mít zejména rezorty Ministerstva pro místní rozvoj a Ministerstva průmyslu a obchodu v oblasti stavební problematiky.

Závěr

Kromě otázky, v jakém rozsahu a v jakých úkolech radonového programu po roce 2009

pokračovat, je třeba zvažovat i způsob organizačního zabezpečení a financování. Zvolené řešení by mělo především zachovat kontinuitu činností, které budou v rámci radonové problematiky pokračovat.

Radonový program ČR je unikátní projekt, který propojuje oblast státní správy, legislativy a výzkumu s praxí při projektování, výstavbě a rozhodování stavebních úřadů. Pokrývá oblast ozdravování i prevence, nabízí občanům, projektantům i stavebním úřadům informace o radonu jako rizikovém faktoru životního prostředí, o možnostech ozdravení objektů a ve stanovených případech i o možnostech poskytnutí státní dotace. V návaznosti na dosažené výsledky je potřeba pokračovat v úsilí oslovit a zapojit vlastníky objektů, kteří mají rozhodující díl odpovědnosti za kvalitu bydlení. Tato snaha nemůže skončit rokem 2009, protože je jedním z trvalých úkolů radiační ochrany.

LITERATURA

- [1] Zákon č. 18/1997 Sb., o mírovém využívání jaderné energie a ionizujícího záření (atomový zákon) a o změně a doplnění dalších zákonů, ve znění pozdějších předpisů.
- [2] Vyhláška č. 499/2006 Sb., o dokumentaci staveb.
- [3] Vyhláška č. 503/2006 Sb., o podrobnější úpravě stavebního řízení, veřejnoprávní smlouvy a územního opatření.
- [4] ČSN 73 0601 (2006) Ochrana staveb proti radonu z podloží. ČNI, Praha, 2006.

NEW DETECTION SYSTEM FOR A CONTINUOUS SOIL RADON CONCENTRATIONS MONITORING

Aleš Froňka¹

¹*National Radiation Protection Institute, Bartoškova 28, 140 00 Praha 4, Czech Republic*

INTRODUCTION

The continual radon concentration measurements in a soil gas are unambiguously substantial for a reliable assessment of radon supply characteristics. For this purpose a new measuring system for a continuous monitoring of soil radon concentrations (the monitoring system RM-3) was developed and constructed. The detection principle of the monitoring device is based on a flow regime ionization chamber operating in a current mode. The comprehensive series of testing and calibration experiments was carried out in a laboratory environment. A signal of the radon concentration in a sensitive detection volume significantly depends on a detector ventilation rate. A set of calibration experiments was accomplished with the artificial radon source application and close circuit experimental arrangements. The system description including applied experimental conditions will be presented and the key results and detection properties will be reported.

DETECTION PROPERTIES AND UNIQUE CHARACTERISTICS OF THE DEVICE

The measuring system RM-3 is designed for the continuous soil-gas radon concentration measurement as a one of the fundamental radon diagnosis method. The new experimental device provides the monitoring of short-term and long-term variations in the subsoil of buildings. In addition, the monitoring system enables the investigation and analysis of radon entry parameters and characteristics relating to variable weather conditions and residential habits. The detection principle is based on an airflow ionization chamber operating in the current mode with the sensitive detection volume 2.2 l. A chamber case is a steel pressed piece with sheet metal thickness of 0,8 mm. The axial collecting electrode is fastened in the upper part of the chamber. The collecting electrode passes through a teflon insulator impressed in a metal tube, operating as a protective electrode. The described set is fastened in an insulating bushing, placed in a center of the upper part of the detector. The operating voltage of the detector is 150 V. The soil-gas is used as an operating detection gas inside the ionization chamber. The ionization current is amplified and then electronically and statistically processed. Processed results are subsequently displayed and stored in the memory. The electrometer, control and operation unit, enables a current signal recording each 2 s that is useful for specific measurements of radon and thoron (^{220}Rn) mixture and for investigations of general radon behavior inside the ionization chambers.

MAIN SYSTEM COMPONENTS

The presented monitoring system consists of several key technical components and operating procedures. The fundamental detection elements, the electrometer unit and the ionization chamber were described in detail in the previous paragraph. Another important component is a membrane pump with the electronic feedback regulation connected with an electronic flow meter with the memory storage providing a constant operating flow rate through the detection volume. In addition, the unique sampling technical arrangements were designed and the take-off probe special end fitting, providing the defined continuous close circuit sampling, was applied. The special sampling procedure effectively eliminates the ambient atmosphere influence on a long-term soil-gas sampling (temperature and pressure fields effects) and the close circuit with defined flow characteristics ensures a minimal impact on physical properties of a sampling space (draining effects, variable geometry factor etc.). Furthermore, the thoron (^{220}Rn) suppression unit was applied to eliminate the thoron additional signal by its radioactive decay in the retarding piping system, inserted in the close circuit. Other important feature is a possibility of a decontamination of chamber inner surfaces from radon progeny deposition.

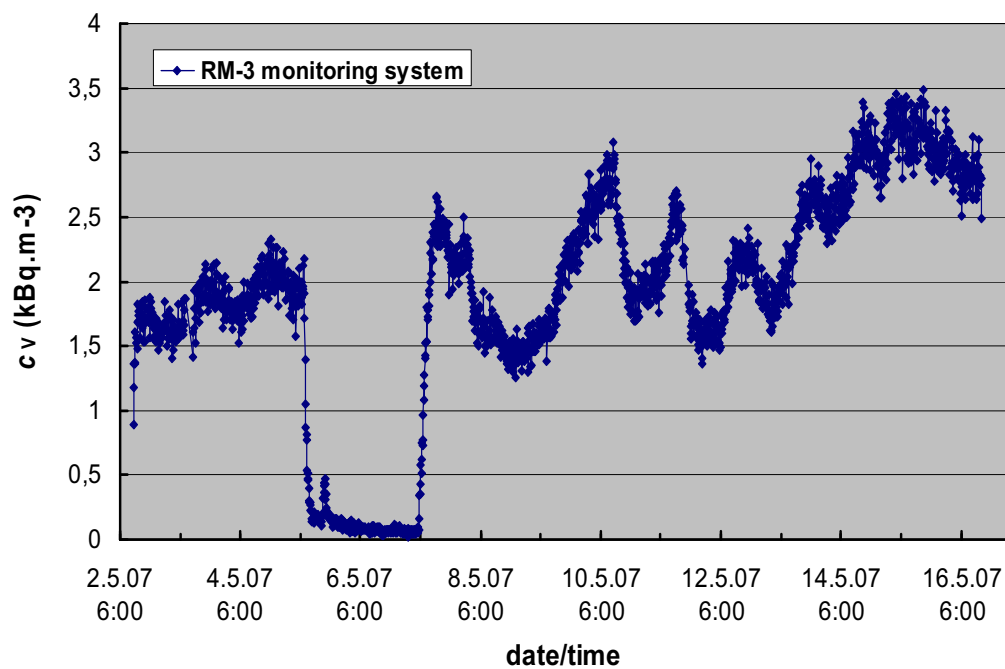
INSTRUMENT APPLICATIONS

The experimental device can be used for different measurement procedures, concerning two major branches of applications. For the field applications, the continuous in-situ measurement of soil-gas radon concentration can be provided with regards to the study of earthquake prediction and investigation of ground water level fluctuations.

For the indoor applications, the measurement system can be applied for continuous recording of radon concentration in samples taken from cracks and leakages in building constructions in contact with subsoil (the radon diagnosis method). The dynamical measuring range is sufficient for monitoring of indoor environment with high content of radon (caves, mines, underground workplaces, basements etc.).

The example of a long-term record of soil-gas radon concentration in the subsoil of a selected building during the radon diagnostic procedures application is given in the figure A. The main advantage of the new monitoring device application is evident. We are able to monitor the different type of short-term and long-term variations of radon concentration and investigate the variable associations relating to climatic conditions and human indoor activities.

Figure A. The continuous record of soil-gas radon concentration



The presented detection system is protected under patent No.293111 and the registered utility model No.12957.

ACKNOWLEDGEMENT

The reported research activities were supported by the research project No. 10/2006 “A development and an application of measuring and diagnostic methods and methodologies for an exposure evaluation to natural radiation in buildings”.

THEORETICAL ANALYSIS OF RADON DIFFUSION THROUGH DAMP-PROOF MEMBRANES

Martin Jiránek¹

¹*Czech Technical University, Faculty of Civil Engineering, Thákurova 7, 166 29 Praha 6, e-mail:
jiranek@fsv.cvut.cz*

Damp-proof membranes can prevent radon from entering buildings from the soil. Under the conditions that the membrane is placed over the entire surface of the house substructure and all joints and pipe penetrations are airtight, the effectiveness of this prevention depends mainly on the radon diffusion through the membrane. Diffusive properties are usually studied by means of the radon diffusion coefficient, i.e. the proportionality coefficient in the equation describing one dimensional radon transport through the membrane. For the determination of the radon diffusion coefficient serves a special device in which the membrane is placed between two containers. Radon diffuses from the lower container, which is connected to the radon source, through the membrane to the upper container. From the known time dependent increase of the radon concentration in the upper container the radon diffusion coefficient can be calculated. In addition to experiments radon diffusion can be also studied theoretically by means of the numerical simulation.

THEORETICAL SIMULATION

Model description

For the analysis of radon diffusion through damp-proof membranes a computer program has been developed [2]. The program solves the one-dimensional diffusion equation describing time dependent radon transport through the membrane:

$$\frac{\partial}{\partial x} \left(D \frac{\partial C}{\partial x} \right) - \lambda \cdot C = \frac{\partial C}{\partial t} \quad (1)$$

where D is the radon diffusion coefficient [m^2/s], λ is the radon decay constant [$2,1 \cdot 10^{-6} \text{ s}^{-1}$] and C is the radon concentration within the membrane [Bq/m^3]. The solution of equation (1) is derived with the help of the finite element method. Boundary conditions on both sides of the membrane are defined according to the equation:

$$-D \frac{\partial C}{\partial x} = h \cdot (C_s - C_n) \quad (2)$$

where h is the radon transfer coefficient [m/s], C_s is the radon concentration on the membrane surface [Bq/m^3] and C_n is the radon concentration in either lower or upper container [Bq/m^3].

The calculation proceeds in a number of time steps. At the end of each step the radon exhalation rate from the membrane (3) and the radon concentration in the upper container are calculated (4).

$$E_{h,i-1} = h \cdot (C_{s,i-1} - C_{h,i-1}) \quad (3)$$

where $E_{h,i-1}$ is the radon exhalation rate from the membrane to the upper container in the time t_{i-1} [Bq/m²s], $C_{s,i-1}$ is the radon concentration on the membrane surface in the time t_{i-1} [Bq/m³] and $C_{h,i-1}$ is the radon concentration in the upper container in the time t_{i-1} [Bq/m³].

$$C_{h,i} = C_{h,i-1} \cdot e^{-(\lambda+n_h)\Delta t} + \frac{E_{h,i-1} \cdot A}{V_h \cdot (\lambda + n_h)} \cdot (1 - e^{-(\lambda+n_h)\Delta t}) \quad (4)$$

where $C_{h,i}$ is the radon concentration in the upper container in the time t_i [Bq/m³], n_h is the ventilation rate of the upper container [s⁻¹], Δt is the time difference between t_{i-1} and t_i [s], A is the area of the membrane sample [m²] and V_h is the volume of the upper container [m³].

The program was successfully verified by comparison of its results with the analytical solution of simple transport cases. Furthermore model predictions compare favorably with the measurements.

Obtained results

The model has been used for the evaluation of parameters that can influence the accuracy of the radon diffusion coefficient measurements, such as saturation of the membrane by radon, thickness of the membrane, test duration etc. The differences between various measuring methods have been studied as well. The effect of saturation on the shape of the radon concentration curve in the upper container can be seen in Fig. 1.

Figure 1. Radon concentration in the upper container caused by diffusion through the membrane of different thickness ($D = 3 \cdot 10^{-12}$ m²/s, max. radon concentration in the lower container 2 MBq/m³)

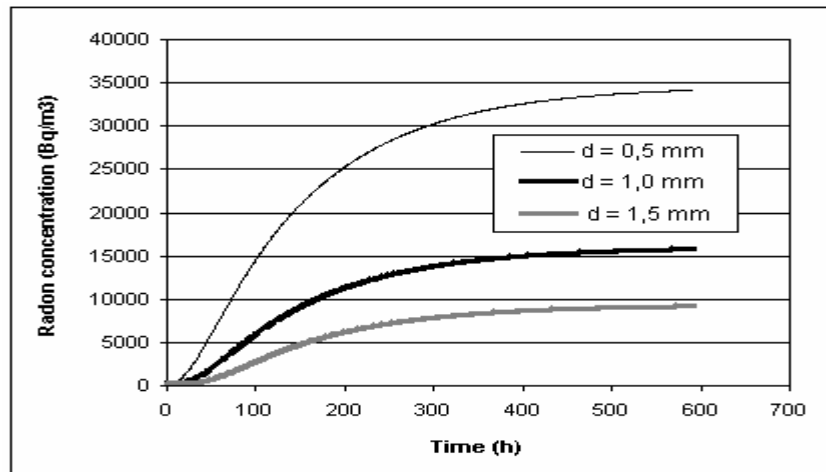
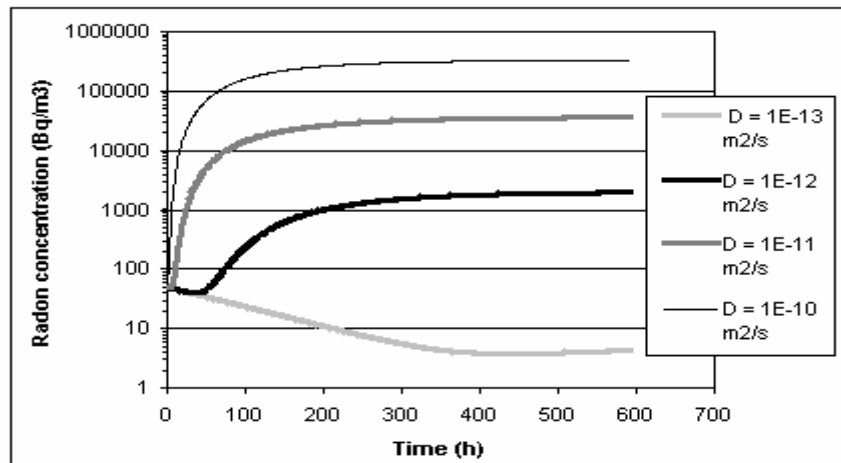


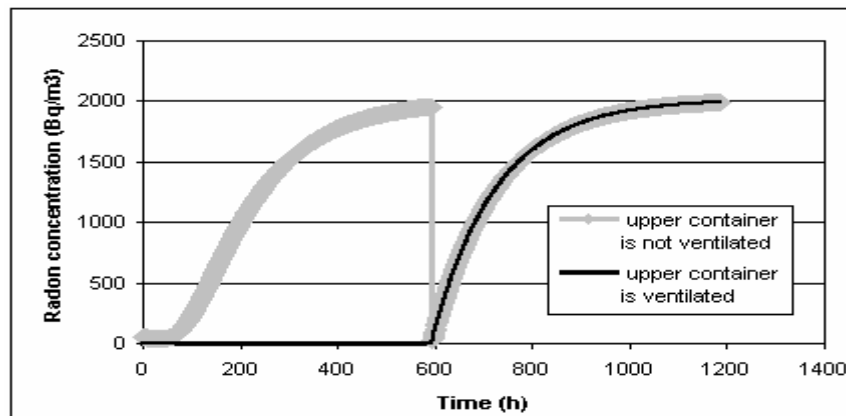
Figure 2. Radon concentration in the upper container caused by diffusion through membranes of different radon diffusion coefficients ($d = 1,5$ mm, max. radon concentration in the lower container 2 MBq/m^3)



Saturation is responsible for the convex initial part of the concentration curve. The significance of this effect increases with the increasing thickness of the membrane and decreasing radon diffusion coefficient (Fig.2). From Fig. 2 it is also obvious that for testing of membranes with the diffusion coefficient around $1 \cdot 10^{-13} \text{ m}^2/\text{s}$ radon concentration in the lower container should be higher than 2 MBq/m^3 (the membrane should be exposed to the concentration at least 10 MBq/m^3). Another parameter that influences the shape of the concentration curve in its initial phase is the rate of the radon concentration growth in the lower container. The lower is this rate, the slower is the saturation of the membrane.

Since the initial part of the concentration curve is not linear, its usage for the determination of the radon diffusion coefficient could be unsafe. Therefore according to the Czech test method [1] the radon growth in the upper container is measured after the steady state radon concentration profile within the membrane is reached. During waiting for the steady state the upper container can be either ventilated or closed. After reaching the steady state the growth of radon concentration is measured immediately after closing the upper container in the first case, or in the second case after flushing the upper container with radon-poor ambient air. Up to now the preference was given to the ventilation of the upper container, because it was assumed that the lower is the radon concentration in the upper container, the higher the radon exhalation rate into the upper container will be. However the numerical simulation revealed that there is no difference between both approaches, which can be seen from Fig. 3. Based on the finding that the ventilation has no practical sense, it would be rejected, because it can induce the pressure difference across the membrane with the direct influence on the radon transport.

Figure 3. Comparison of two test methods (membrane thickness 1,5 mm, radon diffusion coefficient $1.10 \cdot 10^{-12}$ m²/s, max. radon concentration in the lower container 2 MBq/m³)



CONCLUSIONS

Time dependent numerical modeling of the radon diffusion through membranes can be used for the clarification of possible effects that can influence the accuracy of any test method used for the determination of the radon diffusion coefficient. Model predictions indicate that the time interval corresponding to the initial non-linear part of the radon concentration increase in the upper container can last in dependence on the radon diffusion coefficient and the membrane thickness up to 100 hours. This leads to the conclusion that concentrations measured within the first 4 days after the test commenced should not be used for the radon diffusion coefficient determination. If the concentration increase is measured after the steady state is reached, numerical simulation revealed that before the steady state is settled the upper container could be closed. Furthermore numerical solution may aid in making decisions about the minimal radon concentration in the lower container in accordance with the membrane thickness and predicted radon diffusion coefficient.

ACKNOWLEDGEMENT

The work reported here was supported by the research project MSM 6840770005.

REFERENCES

- [1] Jiránek M., Hůlka J.: Radon Diffusion Coefficient in Radon-proof Membranes – Determination and Applicability for the Design of Radon Barriers. In: International Journal on Architectural Science, Vol. 1, No. 4, p. 149 – 155, 2000
- [2] Svoboda Z., Jiránek M.: Computer program TransRn. Svoboda software, Kladno, 2007

POROVNANIE DVOCH METÓD STANOVENIA CELKOVEJ ALFA AKTIVITY VO VODÁCH

Pavol Rajec, Miroslava Sedláková, Ľubomír Mátel,¹

¹ *Univerzita Komenského v Bratislave, prírodovedecká fakulta, Katedra jadrovej chémie, Mlynská dolina, Pav. CH – 1, 842 15 Bratislava , rajec@fns.uniba.sk, matel@fns.uniba.sk,*

ABSTRAKT

V článku sa porovnávajú výsledky merania celkovej alfa aktivity vybraných minerálnych vôd pomocou rozhodcovskej metódy STN 757611 a s použitím kvapalnej scintilačnej spektrometrie. Hodnotia sa získané výsledky, ako aj metodické odlišnosti jednotlivých metód. Porovnávajú sa výhody a nevýhody oboch použitých metód pre vody s vyšším obsahom solí.

ÚVOD

Pre analýzu celkovej aktivity alfa vôd sa obecné používa metóda odparovania známeho objemu vzorky do sucha a meria sa aktivita suchého zostatku. Meranie sa uskutočňuje pomocou nízkooperačných proporcionálnych, GM detektorov, alebo scintilačných detektorov. Existuje viacero štandardných postupov na stanovenie celkovej alfa a beta aktivity vôd [1-5]. V správe [1] sa uvádza viacero modifikácií stanovenia celkovej alfa aktivity. Pre stanovenie sa používajú metódy EPA 900.0, 9310, USGS R-1120-76, ISO 9696, 9697 a na Slovensku sa postupuje podľa STN 757611. V roku 1997 agentúrou EPA bola schválená spoluzrážacia metóda stanovenia celkovej alfa aktivity. Pre kalibráciu sa používa urán prírodného izotopového zloženia (U_{nat}) pre odparovaciu metódu a pre spoluzrážanie buď U_{nat} , ^{230}Th alebo ^{241}Am . Prácnosť metód stanovenia celkovej alfa aktivity, ako aj vývoj prístrojov LSC sprístupnil nové postupy stanovenia celkovej alfa a beta aktivity pomocou LSC techniky. Viacero autorov publikovalo výsledky stanovenia celkovej alfa a beta aktivity pomocou LSC [6-9]. Všeobecná tendencia súčasného vývoja metód stanovenia celkovej alfa aktivity je zameraná na použitie LSC. Predložená práca sa venuje porovnaniu metódy uskutočnenej podľa STN 757611a LSC pre minerálne vody.

EXPERIMENTÁLNA ČASŤ

Pre meranie celkovej alfa aktivity vzoriek pomocou tuhého scintilátora sa použil prístroj NV 3103 v spojení so scintilačnou sondou 61 PK 413. Čas merania bol 6000 sekúnd. Pripravená vzorka v sklenenej Petriho miske Φ 5 cm sa položila na fotonásobič a detektor sa svetlo tesne uzavrel. Vzorka na Petriho miske sa pripravila odparením 5 mL vody do ktorej sa navážil suchý odparok a 350 mg tuhého scintilátora ZnS(Ag). Vzorky pre meranie sa pripravili odparením okyslenej vody kyselinou dusičnou na pH~2. Na odparenie sa použilo 1 L minerálnej vody odobratej z fľaše z plastického PET materiálu z obchodnej siete. Voda sa odparovala v sklenenej

kadičke na horúcej platni. Malý zvyšok vody po neúplnom odparení sa premiestnil do porcelánovej misky a odparil do sucha pod infralampou. Tuhý odparok sa nechal sušiť 2 hod pri 105°C a zvážil sa. Vzorka sa roztrela v trecej miske a tak bola pripravená na meranie pre rozhodcovskú metódu STN 757611.

Pre meranie vzoriek pomocou LSC sa použil prístroj Perkin Elmer Tri-Carb® 2900 TR. Tuhé odparky boli rozpustené v 3 ml 1 M HCl a zmiešané s 10 alebo 15 mL kvapalného scintilátora Ultima Gold™ AB doporučeným pre alfa/beta meranie pomocou obvodov PDA. Parameter PDD bol nastavený na 151. Vzorky sa merali v 20 mL sklenených ampulách. Na stanovenie detekčnej účinnosti kvapalného scintilačného spektrometra TRICARB-2900TR ale aj NV 3103 bol použitý roztok dusičnanu uranylu s koncentráciou 1 mg U v 1 mL roztoku.

VÝSLEDKY A DISKUSIA

Metódy stanovenia celkovej alfa aktivity sme porovnávali na základe parametrov FOM a MDA.

Výsledky sú uvedené v tabuľke č. 1

Tabuľka č.1 Parametre pre metódu LSC a STN 757611

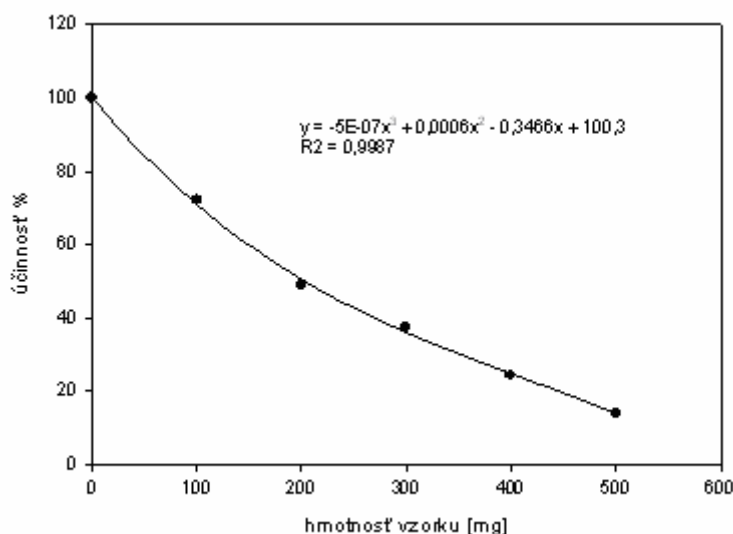
Parametre	Metóda	
	LSC	STN 757611
FOM	11185	10293
MDA 0,25 L ; 3600 s LSC 6000 s STN 757600 [Bq/L]	0,044	0,053
Pozadie cpm	0,38	0,42
Účinnosť %	62,8	68,4

Keďže početnosti pozadia a účinnosť pre stanovené so štandardom U_{nat} sú podobné pre obe metódy, nie je medzi metódami výrazný rozdiel podľa uvedených parametrov. Podľa STN 757611 metódy sa musí získať samo absorpčná krivka, ktorá je zobrazená na obrázku č. 1

Krivka je modelovaná polynómom 3 stupňa s dobrým korelačným koeficientom. Krivka má silnú nelineárnu odozvu a so zvyšujúcim množstvom meraného odparku účinnosť klesá. Veľká závislosť účinnosti merania celkovej alfa aktivity s použitím scintilátora ZnS(Ag) spôsobuje veľké neistoty merania v dôsledku zmeny účinnosti detekcie od hmotnosti. Týka sa to hlavne veľmi hygroskopických odparkov, kde sa hmotnosť mení v priebehu merania. Taktiež MDA klesá so zvyšujúcou sa soľnosťou vody, lebo množstvo odparku ktoré je možné použiť pre meranie je limitované hmotnosťou. Čo platí pre všetky metódy, pri ktorých sa meria priamo odparok.

Prístroj NV 3103 pre meranie celkovej alfa aktivity v spojení so scintilačnou sondou 61 PK 413 sa kontroloval pomocou ^{241}Am zdroja a tuhého scintilátorom ZnS(Ag) naneseného na sklenenej

Obr. č.1 Závislosť účinnosti detektora s tuhým scintilátorom od hmotnosti vzorky



platni. Z merania uskutočneného v priebehu viacerých týždňov sa zostrojil regulačný diagram. Vybrané výsledky merania celkovej alfa aktivity minerálnych vôd sú uvedené v tabuľke č.2. Vzorky sa merali 5-krát a to od samého začiatku odberom 1 L z fľaše dodanej do maloobchodnej siete. Všetky merané minerálne vody mali celkovú alfa aktivitu nižšiu, ako sú limity uvedené v ZZ.350/2006 to jest 1 Bq.L^{-1} . Najnižšiu hodnotu mala Baldovská minerálna voda a najvyššiu Čerinská.

Tabuľka č.2 Výsledky merania pomocou metódy STN 757611, množstvo meranej vzorky 100 mg, počiatočný objem vzorky 1L

Minerálna voda	hmotnosť odparku mg	objemová aktivita Bq/L	relatívna neistota
Budiš	2580,0	0,333	20,3
Mitická	1741,4	0,132	31,3
Čerinská	2074,8	0,571	11,7
Baldovská	2241,4	0,120	41,9

Vzorky minerálnych vôd sa merali metódou LSC. Pre porovnanie sa použili tuhé odparky, hoci pri analýzach nie je potrebné v prípade metódy LSC vzorky odparovať do sucha. Vzorky – odparky sa rozpustili v 3 mL 1 M kyseliny HCl a doplnili sa 15 mL scintilátora UltimaGold AB. Pri rozpúšťaní vzoriek sa zistilo, že nie všetky odparky sa úplne rozpustia v 1 M kyseline chlorovodíkovej. Obmedzenia metódy LSC sú hlavne v množstve 1 M kyseliny miešateľné so scintilátorom (ak sa použije väčší objem 1 M kyseliny ako 5 ml vzniknú dve fázy), množstve solí (pri väčšom navážku odparku vzniknú dve fázy) a zhášaní (mení sa účinnosť v dôsledku prieniku alfa signálu do beta kanálu).

ZÁVER

- [1] Metóda LSC je vhodnou metódou pre stanovenie celkovej aktivity alfa. V súčasnosti metóda LSC nie je spracovaná ako norma pre stanovenie celkovej alfa aktivity. Podľa prác vo svete, je len otázkou času, keď metóda LSC bude štandardnou metódou pre stanovenie celkovej alfa a súčasne celkovej beta aktivity vo vodách. Príkladom je ACW11 metóda od firmy EICHROM, kde je snaha vytvoriť a validovať metódu ako normu ISO pre stanovenie celkovej alfa aktivity s použitím sorpcie alfa rádionuklidov a detekcie pomocou LSC
- [2] Poďakovanie
- [3] Táto práca bola podporovaná Agentúrou na podporu výskumu a vývoja na základe Zmluvy č. APVV-20-007105.
- [4] Literatúra
- [5] Technical Support Document EPA, Targeting and Analysis Branch Standards and Risk Management Division Office of Ground Water and Drinking Water United States Environmental Protection Agency, March 2000
- [6] EPA METHOD 9310 GROSS ALPHA AND GROSS BETA
- [7] EPA METHOD 900.0 GROSS ALPHA AND GROSS BETA
- [8] ISO, Water Quality: Measurement of Gross Alpha Activity in Non-Saline Water, ISO 9696, International Organization for Standardization, Geneva, 1992.
- [9] ISO, Water Quality: Measurement of Gross Beta Activity in Non-Saline Water, ISO 9697, International Organization for Standardization, Geneva, 1992.
- [10] S. Wisser, E. Frenzel, M. Dittmer, Innovative procedure for the determination of gross-alpha/gross-beta activities in drinking water, Applied Radiation and Isotopes 64 (2006) 368–372
- [11] C. T. Wong, V. M. Soliman, S. K. Perera, Gross alpha/beta analyses in water by liquid scintillation counting, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Vol. 264, No. 2 (2005) 357-363
- [12] Sanchez-Cabeza J.A. and Pujol L.: A rapid method for the simultaneous determination of gross alpha and beta activities in water sample using a low background liquid scintillation counter. Health Physics 68 (5), 674-682 (1995)
- [13] L. Salonen, Experiences on using LSC and alpha/beta discrimination in surveying radon and other uranium series radionuclides in Finish drinking water, Liquiscint 2004, Prague

METODA HLOUBKOVÉ LOKALIZACE ^{214}Bi VE STĚNÁCH BUDOV POMOCÍ TERÉNNÍ SPEKTROMETRIE ZÁŘENÍ GAMA

Trojek T., Thinová L., Trnková L.

*Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, České vysoké učení technické v Praze,
Břehová 7, 115 19 Praha 1*

Úvod

Jednou z aplikací metody terénní spektrometrie záření gama je měření radionuklidů přítomných ve stěnách obytných budov. Tato měření se ukázala jako velmi důležitá v případě staveb v Jáchymově a jeho okolí, kde dřívější zkoumání prokázala vysoké dávkové příkony od záření gama v obytných částech budov [1]. Spektrometrie záření gama, ať už laboratorní nebo terénní, umožnila identifikovat radionuklidy a kvantifikovat jejich množství. Laboratorní měření vyžadují odběr dostatečného množství vzorků, např. omítky, dále pak jejich drcení, homogenizování a měření v definovaných podmínkách. U terénní spektrometrie se měření provádí přiložením přenosné sondy ke stěně. V tomto případě se neprovádí odběr vzorků a první předběžné výsledky jsou okamžitě k dispozici. Na druhou stranu však není možné touto metodou přesně stanovit aktivity radionuklidů, protože měření nelze provést za přesně definovaných podmínek. Pokud je sonda doplněna robustním stíněním, záření gama je detekováno téměř pouze ze stěny přiléhající k čelu sondy. Stínění sondy dobře vymezení relativně malý objem, ze kterého může záření proniknout do citlivého objemu detektoru, avšak už neumožňuje zjistit, jak jsou radionuklidy v tomto objemu rozloženy. Cílem této práce je posoudit, zda je možné získat informace o hloubkovém rozložení daného radionuklidu z jediného naměřeného spektra, v němž se objevují minimálně 2 píky od tohoto radionuklidu. Zkoumání se zaměřilo na ^{214}Bi a jeho možné rozpoznání v omítce a zdivu.

Teorie

Navržená metoda hloubkové lokalizace radionuklidu je založena na rozdílném součiniteli zeslabení pro různé energie záření gama v prostředí, kterým musí záření projít, než dopadne na detektor. V oblasti energií běžných pro přírodní radionuklidy (do 3 MeV) a pro libovolný materiál platí, že součinitel zeslabení klesá s rostoucí energií záření gama. Následkem toho bude poměr ploch pík 2 linií jednoho radionuklidu závislý na hloubce, ve které se atomy tohoto nuklidu nacházejí. Čím budou hlouběji, tím větší dráhu musí záření urazit a tím více se uplatní absorpce záření s nižší energií ve srovnání se zářením o vyšší energii. Jinak řečeno, v případě rovnoměrného rozložení radionuklidu v určitém objemu je vždy detekováno nejvíce záření pocházejícího z blízkosti povrchu, ale relativní příspěvek větších hloubek je výraznější pro záření

o vyšších energiích. Bude-li se radionuklid nacházet v látce jen lokálně, s rostoucí hloubkou by se měl poměr plochy píku s nižší energií ku ploše píku s vyšší energií snižovat. K prověření, zda k tomuto jevu skutečně dochází a zda je natolik výrazný, aby byl použitelný v praxi, bylo provedeno několik měření a také výpočtů metodou Monte Carlo pomocí programu MCNPX. Jako vhodný nuklid se jeví ^{214}Bi , který je členem uranové rozpadové řady a v jeho spektru najdeme 2 dostatečně intenzivní a energeticky vzdálené linie; konkrétně 609 keV a 1765 keV.

Experimenty

Dosavadní měření in-situ byla prováděna scintilační sondou s krystalem NaI(Tl) o velikosti 3“ x 3“ a oloveným stíněním tloušťky přibližně 6 cm. V naměřených spektrech lze identifikovat některé přítomné radionuklidy, avšak špatná rozlišovací schopnost detektoru způsobuje překrývání píků ve spektru, což vede k velké nejistotě ve stanovení poměru ploch píků. Tento nedostatek by byl odstraněn nahrazením scintilačního detektoru polovodičovým. V této době je již připravován k měření nový přenosný HPGe detektor, zatím však tímto detektorem nebyla získána žádná spektra ke zkoumání hloubkové distribuce ^{214}Bi .

Tab. 1. Poměry ploch píků 609 keV a 1765 keV ve spektrech vzorků omítek

Souhrnné uspořádání disků z omítek (ve směru od detektoru) $N_{609\text{keV}} / N_{1765\text{keV}}$	
1 cm aktivní (A)	$6,37 \pm 0,05$
1 cm neaktivní	$6,28 \pm 0,12$
1 cm neaktivní + 1 cm aktivní (A)	$6,16 \pm 0,10$
1 cm neaktivní + 1 cm aktivní (B)	$6,12 \pm 0,05$
1,5 cm neaktivní + 1 cm aktivní (A)	$6,10 \pm 0,06$
2 cm neaktivní + 1 cm aktivní (A)	$5,86 \pm 0,08$
3,5 cm neaktivní + 1 cm aktivní (A)	$5,65 \pm 0,10$
3,5 cm neaktivní + 1 cm aktivní (B)	$5,55 \pm 0,03$
3,5 cm neaktivní + 1 cm aktivní (C)	$5,56 \pm 0,06$

Jelikož nebyla k dispozici žádná data z terénního měření s přenosným HPGe detektorem, byly připraveny vhodné vzorky a proměřovány na nepřenosném HPGe detektoru (EG&G Ortec) na KDAIZ-FJFI. Aby se co nejvíce napodobila budoucí terénní měření stěn, vzorky tvaru disku byly vytvořeny z omítek s vysokým a nízkým obsahem ^{214}Bi odebraných na Jáchymovsku. Rozdíl v aktivitách vysoce a nízko aktivních omítek („aktivní“ a „neaktivní“) přesahoval dva řády. V tabulce 1 jsou uvedeny naměřené poměry ploch píků 609 keV a 1765 keV pro různé kombinace připravených disků. Neaktivní vrstva byla vytvořena z jednoho až tří disků o tloušťkách 1 cm nebo 1,5 cm. Aktivní vrstvu představoval vždy jen jeden ze tří připravených disků s vysokou aktivitou ^{214}Bi . Každý z těchto 3 aktivních disků (A), (B) i (C) měl tloušťku 1 cm.

Tato měření potvrzují teoretické předpoklady. Pokud se vrstva s nejvyšší aktivitou nachází v bezprostřední blízkosti čela detektoru, pak je poměr ploch píků také nejvyšší. Jakmile se však mezi detektorem a aktivním diskem nachází vrstva s výrazně nižší aktivitou, která přispívá jen málo k celkové odezvě detektoru, záření z aktivní vrstvy je v ní částečně absorbováno a poměr ploch píků ^{214}Bi se sníží, neboť pro záření energie 609 keV je součinitel zeslabení vyšší než pro 1765 keV. Čím je tloušťka této absorbující vrstvy větší, tím více poklesne i poměr $N_{609\text{keV}}/N_{1765\text{keV}}$ v naměřeném spektru.

Teoretické výpočty

Jelikož ještě nebylo možné uskutečnit přesná terénní měření, bylo alespoň provedeno několik teoretických výpočtu metodou Monte Carlo, které měly ukázat, zda se bude poměr ploch píků ^{214}Bi výrazně měnit v závislosti na jeho hloubkové distribuci ve stěnách. K výpočtu byl použit program MCNPX. Při výpočtech byla modelována vnitřní část stěny tloušťky 40 cm (reprezentující zdivo) a omítka tloušťky 2 cm s různými hmotnostními aktivitami ^{214}Bi . Sledovaným údajem bylo spektrum deponovaných energií v HPGe detektoru velikosti 2“ x 2“, který byl obklopen olověným stíněním válcového tvaru o tloušťce 6 cm. Výsledky výpočtů zobrazuje obrázek 1. Na ose X je vynesena poměr hmotnostních aktivit omítky a zdiva. Osa Y vyjadřuje relativní poměr ploch píků 609 keV a 1765 keV. Hodnota 1 (na ose X i Y) odpovídá homogennímu rozložení ^{214}Bi v celé stěně, tedy situaci, kdy se hmotnostní aktivity v omítce a zdivu shodují. Z obrázku vyplývá, že pokud se aktivity v obou částech stěny příliš neliší, výrazně se nezmění ani sledovaný poměr ploch píků. Pokud se budou aktivity lišit alespoň o jeden řád, neměl by být problém rozpoznat vysoce aktivní omítku, neboť poměr ploch píků se zvýší o několik desítek procent. V opačném případě s velmi málo aktivní omítkou dojde k poklesu poměru, podobně jako tomu bylo u výsledků experimentů. Tento pokles už sice není tak výrazný, ale stále rozpoznatelný.

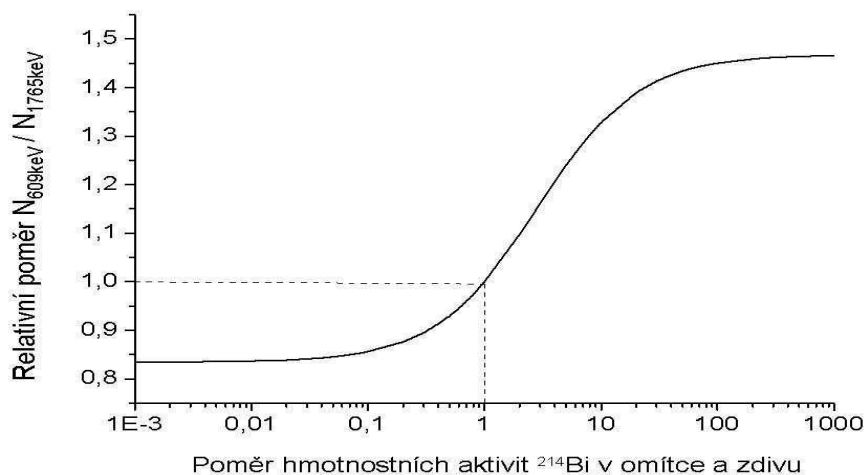
Přestože obrázek 1 popisuje výsledky výpočtů konkrétně pro stíněný HPGe detektor 2“ x 2“, velmi podobný výsledek bychom dostali i pro jiný detektor, neboť v grafu není uveden absolutní ale jen relativní poměr, který je ovlivněn hlavně interakcí záření gama ve stěně.

Závěry

Laboratorní měření i počítačové simulace metodou Monte Carlo ukazují na možnost získat základní informace o hloubkovém rozložení ^{214}Bi ve stěnách z příslušného poměru ploch píků ve spektru. Je zřejmé, že tato jediná hodnota nemůže nikdy detailně popsat průběh hmotnostní aktivity od povrchu směrem do hloubky stěny. Pro praxi by však stačilo, kdyby se z naměřeného spektra podařilo jistě rozpoznat, zda ^{214}Bi je přítomen hlavně v omítce nebo naopak hlavně ve zdivu nebo se jeho aktivita ve větších hloubkách příliš neliší od aktivity v blízkosti povrchu. Tato

informace by mimo jiné umožnila zvolit vhodnější a tedy i přesnější způsob stanovení aktivity. Přestože dosavadní prezentované výsledky jsou velice nadějně, až skutečná in-situ měření s přenosným polovodičovým detektorem ukáží, do jaké míry je tato metoda použitelná.

Obr 1. Vypočtený relativní poměr ploch pík 609 keV a 1765 keV v závislosti na poměru hmotnostních aktivit omítky a zdiva pro omítku tloušťky 2 cm



Popsaná metoda hloubkové lokalizace byla diskutována pro přítomnost ^{214}Bi ve stěnách budov. Mohla by však být využita i pro jiné materiály a jiné radionuklidy s minimálně 2 intenzivními liniemi záření gama. Vzorem může být analogická technika určená ke stanovování hloubkového rozložení prvků pomocí charakteristického záření X v rentgenfluorescenční analýze, která se dobře uplatnila při rozlišování vrstevnaté struktury vzorků, například u pokovování [2].

Literatura

- [1] Moučka, L. - Thinová, L. - Trojek, T.: Gamma Spectrometry Method in Situ in Houses with High Concentration of Radon, Sborník rozšířených abstraktů XXVIII DRO. Praha: Ediční středisko ČVUT, 2006, vol. 1, s. 174-177. ISBN 80-01-03575-1.
- [2] Trojek, T. - Čechák, T. - Musílek, L.: Techniques for depth heterogeneity identification in X-ray fluorescence, Nucl. Instr. and Meth. B (2007), doi:10.1016/j.nimb.2007.04.064e

VLIVY VARIACÍ PŘÍRODNÍHO POZADÍ NA IN-SITU GAMA SPEKTROMETRICKÁ MĚŘENÍ

Klusoň J.¹, Čechák T.¹

¹ČVUT v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, KDAIZ, Břehová 7, 115 19 Praha 1

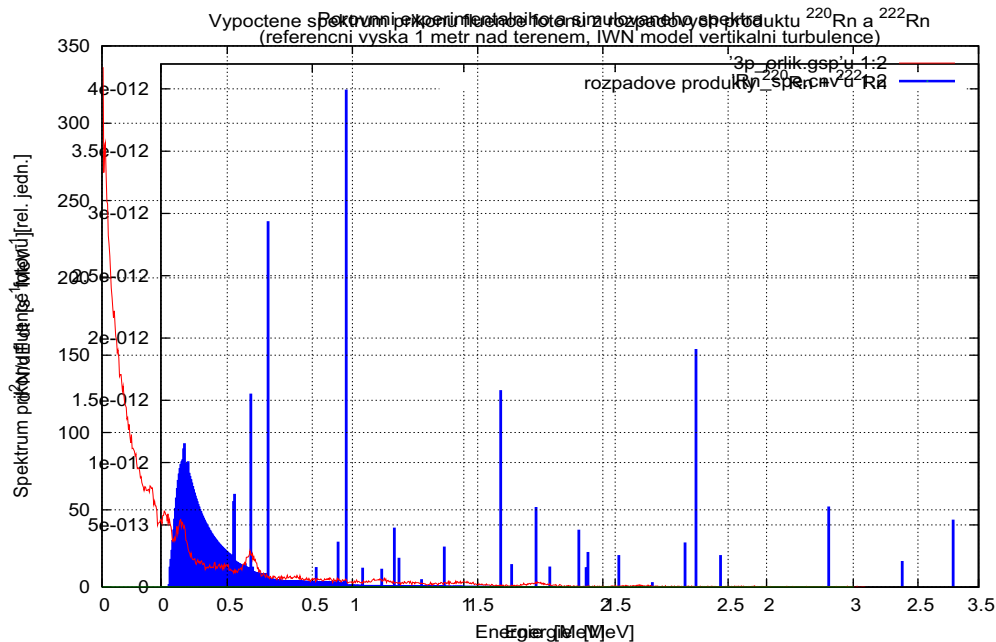
Úvod

In-situ spektrometrie gama může být využita pro monitorování fotonových polí a stanovení koncentrací přírodních i umělých radionuklidů (kontaminantů) v životním prostředí [1]. Využití dekonvoluční techniky [2], založené na znalosti matic odezvy detekčních systémů, obecně umožňuje nejen kvalitativní, ale i kvantitativní analýzu experimentálních spekter ze scintilačních spektrometrů a tedy identifikaci možných kontaminantů i stanovení jejich koncentrací. Detekční limity pro nízké koncentrace kontaminantů, resp. průkaznost jejich výskytu srovnáním s referenčními měřeními, závisí i na fluktuacích přírodního pozadí. Součástí těchto fluktuací jsou i variace atmosférických koncentrací rozpadových produktů radonu, jejichž linie interferují s řadou energetických linií terestriální složky. Cílem práce bylo simulovat odezvu na složku pozadí danou rozpadovými produkty radonu v atmosféře a provést odhad jejího vlivu na interpretaci dat z in-situ gama spektrometrických měření. Jsou prezentovány výpočty, provedené pro IWN model vertikální turbulence [3] a 3“x3“ NaI(Tl) detektor v referenční výšce 1 metr nad terénem. Výsledky jsou porovnány s experimentálními spektry měřenými stejným detektorem nad rozlehlou vodní hladinou.

Metoda a postup výpočtů

S využitím stochastických metod simulace transportu záření (metoda Monte Carlo) byly pro uvažované experimentální uspořádání modelovány hodnoty příkonu fluence fotonů v referenční výšce 1 metr nad seminekonečným rozhraním zemina – vzduch. Zdroj byl simulován ve tvaru semisférického objemu vzduchu se středem v místě detektoru a o poloměru 1000 m (tyto rozměry zdroje zajišťují, že vypočtené příkony fluence fotonů se nebudou od případu nekonečného zdroje lišit ani pro nejvyšší uvažované energie o více než cca 3%). Vertikální distribuce koncentrací rozpadových produktů ²²⁰Rn a ²²²Rn byly převzaty z [3, 4], konzervativně byl uvažován model vertikální turbulence IWN, distribuce byla aproximována středními hodnotami v celkem 15ti vrstvách. Simulován byl rozptyl ve vzduchu i v půdě. Výpočty byly provedeny pro všechny významné energetické linie uvažovaných rozpadových produktů (linie s energiemi >100 keV a intenzitami nad cca 1-2 %). Výpočty byly provedeny programem MCNPX [5]. Simulované spektrum příkonu fluence fotonů ve zvoleném referenčním bodě (pro průměrné zastoupení obou složek) je na Obr. 1. Do pole s takto nasimulovanou energetickou distribucí příkonu fluence fotonů pak byl umístěn detektor 3“x3“ NaI(Tl) a proveden simulační

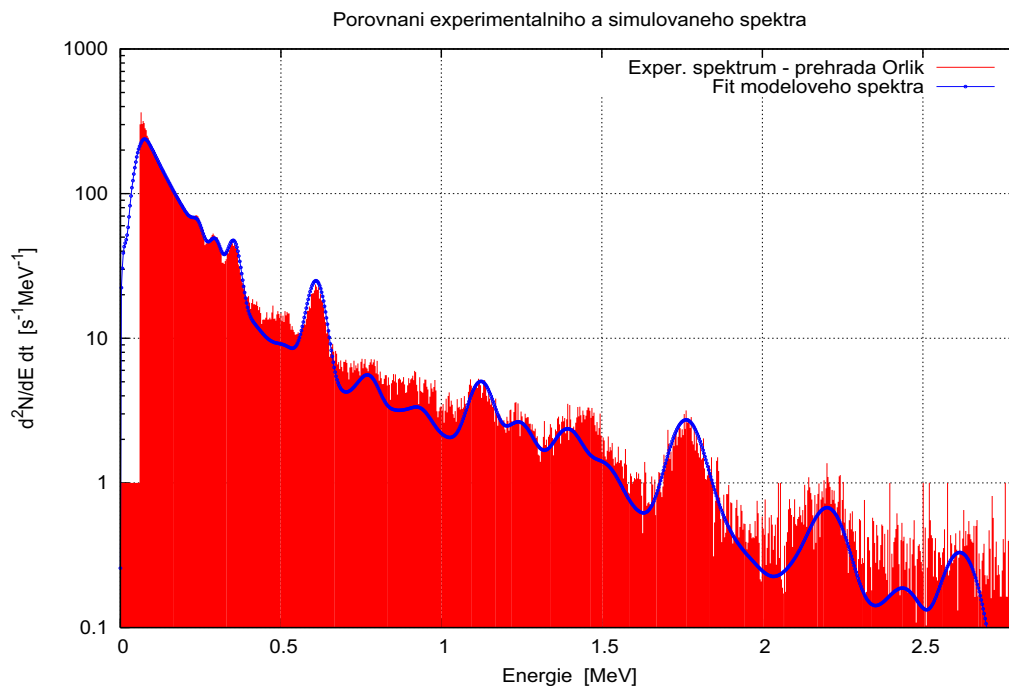
výpočet jeho odezvy. Konvolucí s rozlišovací funkcí reálného detektoru pak byla získána modelová spektra, představující experimentální odezvu detektoru na atmosférickou koncentraci rozpadových produktů radonu.



Obr. 4

Porovnání modelových výpočtů s experimentálními daty

K ověření modelových výpočtů byla využita experimentální spektra naměřená nad rozsáhlými vodními hladinami (přehradní nádrže Orlík, Lipno a Liptovská Mara). Spektra byla měřena detektorem 3“x3“ NaI(Tl) na gumovém člunu ve vzdálenosti nejméně cca 300 m od břehů a nad vrstvou vody nejméně několik metrů. Tato spektra pocházejí převážně od rozpadových produktů radonu, malý příspěvek může pocházet od terestriální složky z břehů, od posádky člunu (^{40}K), event. vnitřní aktivity detektoru nebo stopových aktivit dalších zařízení. Příklad porovnání experimentálního spektra (Orlík) a fitu modelového spektra je na Obr. 2 (srovnání pro další měřená spektra vykazují shodné výsledky). Rozdíly v nízkoenergetické části rozptýlené složky mohou být dány mj. tím, že výpočty byly provedeny pro rozhraní půda – vzduch, zatímco měření provedena nad rozhraním voda – vzduch. Ze spekter je rovněž patrný malý pík ^{40}K (možné zdroje viz. výše). Na konci spektra se pak projevuje příspěvek kosmické složky. Rozdíl v oblasti 0.5 MeV a posun ve spektru v oblasti energií cca 0.7 – 1.0 MeV nebyl na základě předchozích úvah zatím uspokojivě interpretován.

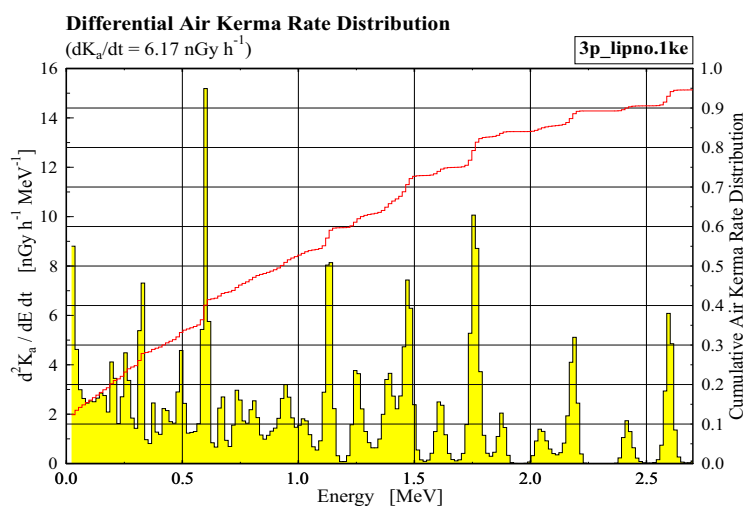
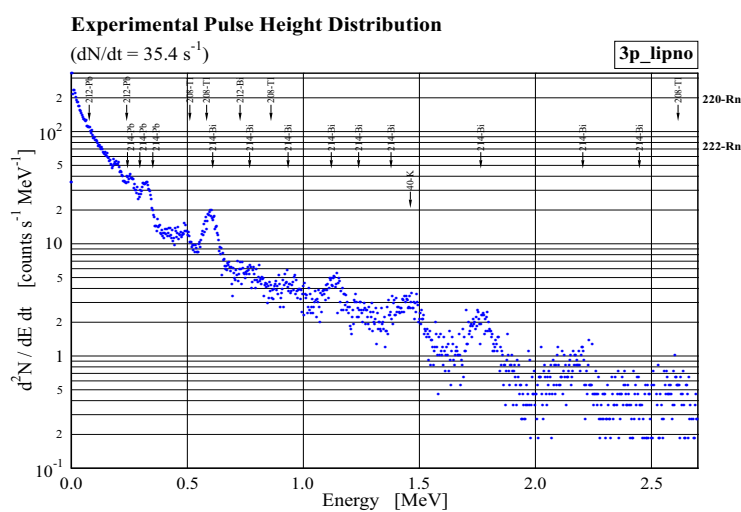


Obr. 5

Druhý možný způsob porovnání modelových výpočtů s experimentálními daty je rekonstrukce energetické distribuce příkonu fluence v místě měření z experimentálních spekter s využitím znalosti matice odezvy detekčního systému a dekonvoluční techniky [2]. Tento postup byl rovněž aplikován s podobnými výsledky jako na Obr. 2. Dekonvoluční techniku lze úspěšně použít také pro stanovení dozimetrických charakteristik fotonového pole v místě měření. Příklad takového kvantitativního vyhodnocení experimentálních spektrometrických dat je na Obr. 3. Uvedeny jsou výsledky pro spektrum z přehradní nádrže Lipno. V horní části obrázku je vykresleno experimentální spektrum (s vyznačením nejvýznamnějších energetických linií rozpadových produktů radonu), v dolní pak vypočtená energetická distribuce příkonu kermy ve vzduchu, resp. kumulativní průběh této veličiny.

Závěry

Modelová spektra vykazují přes použité aproximace (volba IWN modelu, průměrné relativní zastoupení složek) dobrou shodu s experimentálními daty. Vypočtený příkon kermy ve vzduchu pro měření na nádrži Lipno je 6,17 nGy/hod (viz. Obr. 3), pro všechna zmíněná spektra se pak pohybuje v rozmezí 6–7 nGy/hod. Na základě toho lze srovnáním s průměrnou hodnotou přírodního pozadí v referenční výšce 1 m nad terénem např. pro oblast jižních Čech (≈ 110 nGy/hod [1]) konzervativně odhadnout, že vliv atmosférické koncentrace rozpadových produktů radonu nepřekročí při zpracování in-situ gama spektrometrických měření hodnotu cca 6 %.



Obr. 3

REFERENCE

- [1] Klusoň, J., Thinová, L., Čechák, T., Trojek, T., Spectrometry Characteristic of Photon Fields and Atmospheric Radionuclide Deposits Monitoring in one Part of Southern Bohemia, Proceedings of the 6th International Conference on High Levels of Natural Radiation and Radon Areas. Amsterdam: Elsevier, pp. 418-419, ISBN 0-444-51431-7, 2005.
- [2] Klusoň, J., Environmental Monitoring and in Situ Gamma Spectrometry, Radiation Phys. Chem., vol. 61, no. 1, pp. 209-216, 2001.
- [3] Jacobi, W., André, K., The Vertical Distribution of Radon 222, Radon 220 and Their Decay Products in the Atmosphere, J. of Geophys. Research, Vol. 67, No. 13, pp. 3799 – 3814, 1963.
- [4] Cuculeanu, V., Popa, C., Analytical Calculation of the Vertical Activity Distribution of Radon Daughters in the Ambient Air, Rad. Prot. Dos., Vol. 56, No. 1 – 4, pp. 197 – 198, 1994.
- [5] MCNPX User's Manual, Version 2.5.0, April 2005, LA-CP-05-0369.

REJSTŘÍK AUTORŮ

Alwan R.	137	Froňka A.	240, 341
Aranyosiová M.	79	Fuchsová D.	272
Bailly Y.	137	Fülöp M.	62, 105, 120, 172, 177
Bartusková M.	216	Füri E.	140
Bečková V.	244, 289	Galamboš M.	208
Belanová A.	98	Galanda D.	79, 204
Beňa J.	230	Guermeur F.	137
Bernovský P.	27, 267	Halas	104
Bílková E.	337	Harvan D.	79
Bílková H.	272	Havránková R.	56
Böhm K.	83, 87	Hobzová L.	127
Böhm R.	30, 319	Hofman R.	193
Borek	104	Holá O.	297
Bradáčová K.	107	Holý K.	30, 197, 321, 325
Bulko M.	197	Hora V.	66
Buňata M.	75, 271	Horák A.	234, 286
Burclová J.	258	Horáková I.	124, 131
Bureš Z.	100	Horváthová M.	87, 116, 135, 141
Cabal G.	166	Hůlka J.	244, 277, 289
Cimrová J.	281	Hušák V.	120
Cvachovec F.	100	Chylý M.	224
Cvachovec J.	100	Jadrníčková I.	187
Čarný P.	224	Jančař A.	66
Čechák T.	53, 104, 137, 277, 303, 356	Javůrek D.	234, 286
Čeleda P.	100	Ješkovský M.	321
Češpírová I.	240	Jiránek M.	344
Činovský V.	234, 286	Judas L.	58
Danihelka P.	262	Jún	52
Daňková A.	263	Jursíková E.	112, 151
Davídková M.	45	Kadlčák	52
Dobešová J.	314	Kaizer J.	301
Dostál J.	248	Kaňkovský J.	275
Dostál M.	43	Kapišovský V.	269
Drábová D.	87, 135, 141	Kassa	52
Drahošová L.	236	Klupák V.	286
Đúran J.	191	Klusoň J.	220, 277, 303, 356
Dvořák H.	275	Koc J.	282, 318
Dvořák J.	66	Kodl O.	112, 151
Dvořák P.	53	Koch	52
Fárníková M.	318	Končík J.	108
Fejgl M.	244	Kopecký Z.	107
Ferencová M.	204	Koranda P.	120
Filgas R.	75	Kostolánský M.	236
Filipcová M.	154	Košťal J.	230
Fojtíková I.	27, 267	Kovařík P.	251
Földesová M.	297	Krajewski P.	216
Foltýn P.	275	Králik G.	135, 141
Fríbertová M.	135	Kratochví P.	107

Kristián D.	156	Pfeiferová V.	179, 183
Kuča	52	Plško J.	236
Kuča P.	277	Podlaha J.	67, 251
Kufčáková J.	208	Podzimek F.	43
Kucharová D.	311	Pohanka.....	52
Kuna P.	43, 56	Polášková A.	321
Kuruc J.	79	Pospíchal J.	199
Kusovská Z.	191	Pospíšilová H.	179, 183
Lahodová Z.	234, 286	Pražská M.	258
Langová V.	58	Ptáček J.	120
Lehký.....	52	Rada J.....	117
Lištjak M.	226, 311	Ragan P.	105, 177
Lokajíček M.	58	Rajec P.	208, 236, 348
Lukáš J.	66	Rehák R.....	269
Makovicka L.	137	Rosskopfová O.....	236
Malátová I.	38, 179, 183, 216, 289	Rovenská K.	329, 333
Mančíková M.	224	Rulík P.	71, 293
Marek M.	286	Sedlák A.....	28, 319
Martin E.	137	Sedláková M.	348
Martinčík J.	220	Shurshakov V.G.....	187
Mátel L.	48, 79, 204, 236, 348	Singer J.	56
Mečiar M.	258	Skládal	52
Merešová J.	98, 321	Slávik O.	226, 230, 311
Mihalík J.	307	Spěváček V.	137
Mocko S.	301	Spurný F.....	158, 162, 166, 187
Morávek J.....	226, 269	Striegler R.	199
Mrázová Z.	293	Studený J.....	66
Mudra J.	67	Súkupová L.	117
Muller P.....	224	Světlík I.	90
Müller T.	42, 46	Svoboda J.....	137
Müllerová M.	321, 325	Svoboda K.....	67
Musílek L.	53	Svoboda V.....	43
Mysliveček M.	120	Sýkora I.....	321
Nabizada J.	224	Šach J.	269
Navrátil L.	56	Šalát D.....	108
Navrátil M.	154	Šalátová A.....	108
Nemčovič V.	236	Ščurek	52
Neruda O.	43	Šemnická J.	145
Neužil J.....	234, 286	Ševečka Š.....	269
Nikodemová D.	30, 87, 108, 116, 141	Šídlová V.	90
Novák L.....	117	Šimek O.	90
Novotná-Pavlíková I.	124, 131	Šimon J.	197
Novotný J.	124, 127, 145	Šindelková E.	212
Oceánský J.	117	Škrkal J.	71, 314
Okruhlica P.	104, 207	Šooš F.	226
Ondřej P.	162	Štancl	52
Ošmera B.....	100	Štěpán V.....	45
Páleníková D.	34	Štubňa A.	108
Pašková Z.	156	Šuráň	52
Pavol R.....	172	Tecl J.....	94, 307
Pecha P.	200	Thinová L.....	303, 329, 333, 352
Petýrek P.	43	Thomas J.	27, 267

Tichý I.	248, 255, 281	Vokálek J.	282, 318
Tomášek L.	25, 27, 267	Voljanskij A.	286
Tomášková L.	90	Vondráček V.	154
Trnková L.	352	Vrba T.	168
Trojek T.	220, 303, 352	Vršková M.	98
Trtílek R.	248, 255, 281	Werbynský P.	281
Turek K.	166	Zapletal P.	255
Valachová D.	156	Zemanová M.	135
Valenta J.	148	Zimák J.	156
Velič D.	79	Žáčková H.	131
Viererbl L.	234, 286	Ždímal V.	333
		Ženatá I.	329

SEZNAM AUTORŮ

Baček	Daniel	bacek@biont.sk
Bartusková	Miluše	miluse.bartuskova@suro.cz
Bečková	Věra	vera.beckova@suro.cz
Belanová	Alena	belanova@vuvh.sk
Bernovský	Pavel	pavel.bernovsky@suro.cz
Bílková	Eva	eva.bilkova@sujb.cz
Bílková	Hana	hana.bilkova@sujb.cz
Böhm	Karol	bohm@uvzsr.sk
Böhm	Radoslav	bohm@fmph.uniba.sk
Borek	Petr	petr.bore@vf.cz
Bradáčová	Kateřina	KBradacova@seznam.cz
Buňata	Milan	milan.bunata@suro.cz
Bureš	Zbyněk	zbynek.bures@unob.cz
Cabal	Gonzalo	gonzalo@centrum.cz
Cvachovec	František	frantisek.cvachovec@unob.cz
Cvachovec	Jiří	jiri.cvachovec@fi.muni.cz
Čarný	Peter	carny@abmerit.sk
Čechák	Tomáš	cechak@fjfi.cvut.cz
Čeleda	Pavel	pavel.celeda@fi.muni.cz
Češpírová	Irena	irena.cespirova@suro.cz
Činovský	Vlastislav	cin@ujv.cz
Danihelka	Pavel	pavel.danihelka@vsb.cz
Daňková	Alena	alena.dankova@cdv.cz
Davidková	Marie	davidkova@ujf.cas.cz
Dobešová	Jana	jana.dobesova@suro.cz
Dostál	Jiří	dostal@alldeco.cz
Drábová	Dominika	ddrabova@gmail.com
Dulanská	Silvia	dulanska@fns.uniba.sk
Đúran	Juraj	duran@vuje.sk
Dvořák	Hynek	hynek.dvorak@cez.cz
Dvořák	Jakub	jakub.dvorak@vf.cz
Fárníková	Monika	monika.farnikova@cez.cz
Fejgl	Michal	michal.fejgl@suro.cz
Filgas	Radim	radim.filgas@suro.cz
Filipcová	Markéta	filipcovamarketa@seznam.cz
Fojtíková	Ivana	ivana.fojtikova@suro.cz
Foldesová	Mária	maria.foldesova@stuba.sk
Foltýn	Pavel	pavel.foltyn@cez.cz
Fřibertová	Mária	mfribert@ousa.sk
Froňka	Aleš	ales.fronka@suro.cz
Fuchsová	Dagmar	dagmar.fuchsova@sujb.cz
Fülöp	Marko	marko.fulop@szu.sk
Füri	Erzsébet	afuriova@ousa.sk
Galamboš	Michal	galambos@fns.uniba.sk
Galanda	Dušan	galanda.dusan@centrum.sk
Halas	Petr	petr.halas@vf.cz
Hobzová	Lenka	lenka.hobzova.@sujb.cz
Hofman	Radek	hofman@utia.cas.cz
Holá	Oľga	olga.hola@stuba.sk

Holý	Karol	holy@fmph.uniba.sk
Horáková	Ivana	ivana.horakova@suro.cz
Horváthová	Martina	mhorvath@truni.sk
Hůlka	Jiří	jiri.hulka@suro.cz
Hušák	Václav	vaclav.husak@quick.cz
Chylý	Miroslav	chyly@abmerit.sk
Jadrníčková	Iva	iva.jadnickova@fjfi.cvut.cz
Jančař	Aleš	ales.jancar@vf.cz
Jiránek	Martin	jiraneck@fsv.cvut.cz
Jursíková	Eva	eva.jursikova@sujb.cz
Kaizer	Ján	kaizer.jan@javys.sk
Kaňkovský	Josef	josef.kankovsky@cez.cz
Kantová	Žaneta	kantova@uvzsr.sk
Kapišovský	Vladimír	kapisovsky@vuje.sk
Klusoň	Jaroslav	kluson@fjfi.cvut.cz
Koc	Josef	josef.koc01@cez.cz
Kodl	Otto	otto.kodl@sujb.cz
Koch	Miroslav	miroslav.koch@vf.cz
Kopecký	Zdeněk	zdenek.kopecky@vf.cz
Kostolánsky	Miloš	kostolansky@ekosur.sk
Košťal	Juraj	kostial@vuje.sk
Kovařík	Petr	kvr@ujv.cz
Krajewski	Pawel	krajewski@clor.waw.pl
Králik	Gabriel	gkralik@ousa.sk
Kratochvíl	Pavel	pavel.kratochvil@vf.cz
Kuča	Petr	petr.kuca@suro.cz
Kufčáková	Jana	kufcakova@fns.uniba.sk
Kucharová	Daniela	kucharova@vuje.sk
Kuna	Pavel	pavel.kuna@tiscali.cz
Kuruc	Jozef	kuruc@fns.uniba.sk
Kusovská	Zdena	kusovska@vuje.sk
Lahodová	Zdena	laz@ujv.cz
Langová	Veronika	veronika.langova@lf1.cuni.cz
Lištjak	Martin	listjak@vuje.sk
Lukáš	Jan	jan.lukas@vf.cz
Malátová	Irena	irena.malatova@suro.cz
Mančíková	Mariana	Mancikova.Mariana@emo.seas.sk
Martinčík	Jiří	jiri.martincik@fjfi.cvut.cz
Mátel	Ľubomír	matel@fns.uniba.sk
Mečiar	Marek	meciar@alldeco.sk
Merešová	Jana	meresova@vuvh.sk
Mihalík	Ján	jan.mihalik@suro.cz
Mocko	Svetozár	mocko.svetozar@javys.sk
Morávek	Jozef	moravek@vuje.sk
Mrázová	Zlata	zlata.mrazova@suro.cz
Mudra	Josef	muj@ujv.cz
Muller	Peter	Muller.Peter@emo.sea.sk
Müller	Tomáš	tomas.muller@suro.cz
Müllerová	Monika	mullerova@fmph.uniba.sk
Musílek	Ladislav	musilek@fjfi.cvut.cz
Nabizada	Jawid	abmerit@abmerit.sk

Navrátil	Matěj	matej.navratil@seznam.cz
Nemčovič	Vladimír	nemcovic.vladimir@ebo.seas.sk
Neužil	Jiří	nej@ujv.cz
Nikodemová	Denisa	denisa.nikodemova@szu.sk
Novák	Leoš	leos.novak@suro.cz
Novotná- Pavlíková	Irena	irena.novotna@suro.cz
Novotný	Josef	josef.novotny@homolka.cz
Oceánský	Jiří	jiri.oceansky@suro.cz
Okruhlica	Petr	petr.okruhlica@vf.cz
Ošmera	Bohumil	osm@ujv.cz
Páleniková	Darina	palenikova@uvzsr.sk
Pašková	Zuzana	zuzana.paskova@sujb.cz
Pecha	Petr	pecha@utia.cas.cz
Pfeiferová	Vendula	vendula.pfeiferova@suro.cz
Ploc	Ondřej	ploc@ujf.cas.cz
Podlaha	Josef	pod@ujv.cz
Pospíchal	Jiří	jiri.pospichal@cez.cz
Pospíšilová	Helena	helena.pospisilova@suro.cz
Pražská	Milena	prazska@alldeco.sk
Rada	Jiří	jiri.rada@suro.cz
Ragan	Pavol	ragan@uvzsr.sk
Rajec	Pavol	rajec@fns.uniba.sk
Rehák	Rudolf	rehak@vuje.sk
Rosskopfová	Oľga	rosskopfova@fns.uniba.sk
Rovenská	Katka	katka.rovenska@centrum.cz
Rulík	Petr	petr.rulik@suro.cz
Sedlák	Antonín	antonin.sedlak@suro.cz
Singer	Jan	singerj@seznam.cz
Slávik	Ondrej	slavik@vuje.sk
Spěváček	Václav	vaclav.spevacek@fjfi.cvut.cz
Spurný	František	spurny@ujf.cas.cz
Striegler	Rostislav	rostislav.striegler@cez.cz
Súkupová	Lucie	lucie.sukupova@suro.cz
Světlík	Ivo	svetlik@ujf.cas.cz
Svoboda	Jiří	svoboda3@kmlinux.fjfi.cvut.cz
Svoboda	Karel	ska@ujv.cz
Šach	Jan	sach@egp.cz
Šalát	Dušan	uro@uro.sk
Šalátová	Anna	salatova@uro.sk
Šemnická	Jitka	jitka.semnicka@homolka.cz
Ševečka	Štefan	sevecka@vuje.sk
Šídlová	Věra	vera.sidlova@envinet.cz
Šimek	Ondřej	simek@hroch.ujf.cas.cz
ŠIMON	Ján	simon@fmph.uniba.sk
Šindelková	Eva	eva.sindelkova@sujb.cz
Škrkal	Jan	jan.skrkal@suro.cz
Šoóš	František	soos.frantisek@javys.sk
Štěpán	Václav	stepan@ujf.cas.cz
Štubňa	Arnold	stubna@uro.sk
Tecl	Josef	josef.tecl@suro.cz

Thinová	Lenka	thinova@fjfi.cvut.cz
Thomas	Josef	josef.thomas@suro.cz
Tichý	Ivan	tichy@alldeco.cz
Tomášek	Ladislav	ladislav.tomasek@suro.cz
Tomášková	Lenka	ltom@ujf.cas.cz
Trnková	Lenka	lenkatrnka@centrum.cz
Trojek	Tomáš	tomas.trojek@fjfi.cvut.cz
Trtílek	Radek	trtilek@alldeco.cz
Turek	Karel	turek@ujf.cas.cz
Valachová	Dana	dana.valachova@nmotol.cz
Viererbl	Ladislav	vie@ujv.cz
Vodráček	Vladimír	vladimir.vondracek@fnb.cz
Vokálek	Jiří	jiri.vokalek@cez.cz
Vrba	Tomáš	tomas.vrba@fjfi.cvut.cz
Vršková	Marta	vrskova@vuvh.sk
Werbynský	Petr	Petr.Werbynsky@cez.cz
Zapletal	P.	zapletal@alldeco.cz
Zemanová	Martina	mzemanov@ousa.sk
Zimák	Jaroslav	zimak@nmotol.cz
Ženatá	Ivana	ivana.zenata@sujb.cz