



VILNIAUS GEDIMINO TECHNIKOS UNIVERSITETAS

APLINKOS INŽINERIJOS FAKULTETAS

APLINKOS APSAUGOS KATEDRA

Inga Pelanytė

**PANAUDOTŲ PLUTONIO IR RADŽIO ŠALTINIŲ LAIDOJIMO
GRĘŽINIUOSE GALIMYBIŲ TYRIMAI**

**INVESTIGATION OF DISPOSAL OF SPENT PLUTONIUM AND
RADIUM SOURCES IN BOREHOLES**

Baigiamasis magistro darbas

Aplinkos inžinerijos studijų programa, valstybinis kodas 62404T104

Atliekų tvarkymo technologijų specializacija

Aplinkos inžinerijos mokslo kryptis

Vilnius, 2010



Vilniaus Gedimino technikos universitetas
Aplinkos inžinerijos fakultetas
Aplinkos apsaugos katedra

ISBN
Egz. sk. 2
Data 2010 05 17

Antrosios pakopos studijų **Aplinkos inžinerijos** programos baigiamasis darbas

Pavadinimas: **Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai**

Autorius: **Inga Pelanytė**

Vadovas: dr. **Raimondas Grubliauskas**

Kalba

☒ X lietuvių

☐ užsienio

Anotacija

Dirbant su jonizuojančiosios spinduliuotės šaltiniais, susidaro radioaktyviosios atliekos, kurios skleidžia jonizuojančiąją spinduliuotę. Šių atliekų pavojingumą lemia poveikio trukmė ir skleidžiamos jonizuojančiosios spinduliuotės intensyvumas, kuris priklauso nuo atliekose esančių radionuklidų rūšies, kiekio. Senstantys šaltiniai gali sąlygoti papildomą išorinę apšvitą. Tai yra svarbu tiek darbuotojų saugos, tiek ir šių šaltinių laidojimo saugos požiūriais. Darbo tikslai – patikrinti, ar naudotų šaltinių izotopinė sudėtis atitinka šaltinių pasuose deklaruojamą sudėtį, nustatyti galimų priemaišinių radionuklidų įtaką žmonių saugai ir įvertinti panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybes.

Pateikti radionuklidų americio ^{241}Am ir plutonio ^{241}Pu aktyvumo dūmų jutikliuose skaičiavimo rezultatai. Gautos vertės kinta nuo $(0,934 \pm 0,028)$ MBq iki $(91,2 \pm 4,6)$ MBq. Išmatuota gama spinduliuotės sukelta lygiavertės dozės galia. Nustatytos lygiavertės dozės galios vertės kinta nuo 220 nSv/h iki 500 nSv/h. Vidutinė dozės galia patalpoje yra apie 140 nSv/h. Įvertinta išorinė apšvita, sukelta dirbtinės kilmės ^{241}Am radionuklidų, esančių naudotuose dūmų jutikliuose. Nustatyta, kad metinė išorinė apšvita žmogui, dirbančiam patalpoje, kur sumontuotas dūmų jutiklis, kinta nuo 0,06 mSv iki 0,31 mSv. Modeliavimo programomis nustatyta radionuklidų, esančių plutonio ir radžio šaltiniuose, spinduliuotės įtaka lygiavertės dozės galiai.

Baigiamąjį darbą sudaro 6 dalys: įvadas; literatūros apžvalga; darbo metodika; darbo rezultatai; bendrosios išvados ir rekomendacijos; literatūros sąrašas. Darbo apimtis – 107 p. teksto be priedų, 81 paveikslas, 8 lentelės, 103 literatūros šaltiniai. Atskirai pridedami darbo priedai.

Prasminiai žodžiai: dūmų jutiklis, gama spektrometriniai tyrimai, aktyvumas, plutonis, radis, švininis ir plieninis konteineris, išorinė apšvita, gręžinys.



Vilnius Gediminas Technical University
Faculty of **Environmental Engineering**
Department of **Environment Protection**

ISBN ISSN
Copies No. 2
Date 2010 05 17

Master Degree Studies **Environmental Engineering** study programme Final work

Title: **Investigation of Disposal of Spent Plutonium and Radium Sources in Boreholes**

Author: **Inga Pelanytė**

Academic supervisor: **dr. Raimondas Grubliauskas**

Thesis language

☒ Lithuanian

☐ Foreign

Annotation

Radioactive wastes are the kind of wastes that emit ionizing radiation. People are constantly exposed to ionizing radiation. The level of danger posed by radioactive waste is determined by the intensity of ionizing radiation being emitted. That intensity depends on the type and amount of radionuclides contained in the waste. Ionizing radiation continues until radionuclides within them decay. Isotopic composition of several spent smoke detectors containing plutonium has been investigated.

Calculated results of ^{241}Am and ^{241}Pu activities in smoke detectors are also presented in the work. The received values vary from $(0,934 \pm 0,028)$ MBq to $(91,2 \pm 4,6)$ MBq. The equivalent dose rate of gamma radiation established vary from 220 nSv/h to 500 nSv/h. Dose caused by artificial radionuclides in spent smoke detectors was evaluated and compared in this work. It is established that annual dose due to the smoke detectors varies from 0,06 mSv to 0,31 mSv. The modeling programs were used to define impact of radionuclide radiation from plutonium and radium sources on equivalent dose rate. As radioactive wastes are the kind of wastes that emit ionizing radiation, therefore working with radioactive waste packages must comply with radiation safety requirements.

The final work consists of six parts: introduction; work method; work results; general conclusions and recommendations; list of literature. Thesis size – 107 pg. of text excluding annexes, 81 pictures, 8 tables, 103 source of literature. Thesis annexes are attached separately.

Keywords: Smoke detector, gamma spectrometric research, activity, plutonium, radium, lead and steel container, external exposure, borehole.

TURINYS

PAVEIKSLŲ SĄRAŠAS.....	6
LENTELIŲ SĄRAŠAS	9
IVADAS.....	10
1. ILGAAMŽIŲ RADIOAKTYVIŲJŲ ATLIEKŲ TVARKYMAS IR JŲ LAIDOJIMO GALIMYBIŲ TYRIMAI.....	12
1.1. Radioaktyviosios atliekos, jų klasifikavimas ir tvarkymo principai.....	12
1.2. Jonizuojančioji spinduliuotė ir gama spinduliuotės sąveika su medžiaga.....	16
1.3. Plutonio ir radžio savybės bei jų panaudojimas.....	20
1.4. Jonizuojančiosios spinduliuotės nulemta apšvita	24
1.5. Jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinių gama spektrometriniai bei dozimetriniai tyrimai ir metodai	28
1.6. Ilgaamžių radioaktyviųjų atliekų tvarkymo patirtis kitose šalyse	31
1.7. Ilgaamžių radioaktyviųjų atliekų tvarkymas Lietuvoje	40
1.8. Skyriaus išvados	47
2. EKSPERIMENTINIŲ TYRIMŲ METODIKA	48
2.1. Tyrimo objektas	48
2.2. Gama spektrometriniai tyrimai ir plutonio bei americio aktyvumų nustatymas	49
2.3. Šaltinio skleidžiamos gama spinduliuotės patalpoje tyrimas	53
2.4. Apšvitos nuo plutonio ir radžio šaltiniuose esančių radionuklidų jonizuojančiosios spinduliuotės modeliavimo metodika	57
2.5. Skyriaus išvados	65
3. DARBO REZULTATAI IR JŲ ANALIZĖ.....	67
3.1. Priemaišų naudotuose plutonio šaltiniuose nustatymas.....	67
3.2. Gama spinduliuotės tyrimo rezultatai	75
3.3. Skyriaus išvados	81
4. MODELIAVIMO REZULTATAI IR JŲ ANALIZĖ	83
4.1. Plutonio ir radžio šaltinio skleidžiamos spinduliuotės apšvitos modeliavimas	83
4.2. Konteineryje esančio jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinio skleidžiamos spinduliuotės apšvitos modeliavimas	89
4.3. Skyriaus išvados	96
BENDROSIOS IŠVADOS	97
REKOMENDACIJOS	99
LITERATŪRA	100
PRIEDAI	107

PAVEIKSLŲ SĄRAŠAS

1.1 pav. Radioaktyviųjų atliekų srautai.....	12
1.2 pav. Jonizuojančiosios spinduliuotės šaltiniai su ^{239}Pu ir ^{226}Ra radionuklidais.....	14
1.3 pav. Šaltinių skaičiaus kitimas 2004–2008 m.	15
1.4 pav. Panaudotų šaltinių tvarkymo schema.....	15
1.5 pav. Alfa skilimo schema.....	17
1.6 pav. Beta skilimo schema.....	17
1.7 pav. Komptono sklaida.....	18
1.8 pav. Elektrono ir pozitrono poros susidarymas.....	18
1.9 pav. Fotoelektrinis efektas	19
1.10 pav. Alfa, beta bei gama spinduliuotės skvarbos palyginimas	19
1.11 pav. Neptūnio eilė	22
1.12 pav. Urano eilė	23
1.13 pav. Apšvitos dozių, kurias lemia įvairūs gamtinės kilmės šaltiniai, vidurkiai Lietuvoje.....	25
1.14 pav. Darbuotojų vidutinių metinių apšvitos dozių pasiskirstymas Lietuvoje	26
1.15 pav. Dozės galios pasiskirstymas tirtose patalpose Lietuvoje	27
1.16 pav. Radioaktyvaus šaltinio skleidžiamos spinduliuotės pasiskirstymas patalpoje.....	27
1.17 pav. Germanio detektorius	29
1.18 pav. Puslaidininkio <i>pn</i> sandūra	29
1.19 pav. Atliekų talpinimo kontinentiniuose ledynuose schema.....	32
1.20 pav. Transmutacijos proceso principinė schema.....	33
1.21 pav. „BOSS“ gręžinio bandomasis modelis.....	35
1.22 pav. Panaudotų uždaryjū šaltinių kaupimo gręžinyje principinė schema	35
1.23 pav. „BOSS“ sistemos gręžinio įrengimo komponentai	36
1.24 pav. Nerūdijančio plieninio konteinerio korozija.....	37
1.25 pav. Konteinerių su radioaktyviaisiais šaltiniais dozės galios įvertinimas	38
1.26 pav. Švedijos pasirinkta giluminio kapinyno sandara.....	40
1.27 pav. Uždaryjū jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinių saugykla Suomijoje	41
1.28 pav. Paviršinis kapinynas	43
1.29 pav. Uždaryto kapinyno rūšio skersinis pjūvis	44
1.30 pav. Radionuklidų sklaidos sąlygotų dozių kaita Galilaukės aikštei	45
1.31 pav. Dozių kaita Apvardų aikštei	45
1.32 pav. Pagrindinės radionuklidų pernešimo zonos.....	46

Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai

2.1 pav. Plutonio ^{239}Pu dūmų jutiklis	48
2.2 pav. Dūmų jutiklio principinė schema	49
2.3 pav. Gama spektrometrinė sistema ir ADI šaltinis su Pu izotopais	50
2.4 pav. Gryno germanio detektorius	51
2.5 pav. Dozės galios matuoklis.....	53
2.6 pav. Matavimo vietų išdėstymo schema	54
2.7 pav. Dozės galios analizės schema	58
2.8 pav. Dozės, kurią gautų žmogus, prie šaltinio judėdamas tam tikra trajektorija, nustatymo modelis	58
2.9 pav. Jonizuojančiosios spinduliuotės srautų iš įvairių cilindro formos šaltinio taškų modelis	59
2.10 pav. Siauro gama spinduliuotės pluošto sąveikos su medžiaga principinė schema	60
2.11 pav. Plataus gama spinduliuotės pluošto sąveikos su medžiaga principinė schema.....	61
2.12 pav. Taškinis Kernelio metodas	62
2.13 pav. Konteinerio su jonizuojančiosios spinduliuotės šaltiniais principinė schema.....	63
2.14 pav. Konteinerio modelis	64
2.15 pav. Patalpos parametrų kūrimo langas	64
2.16 pav. AMBER 5.3 programos įrankių juosta	65
3.1 pav. Spektrų smailių plotai, kai šaltinių ekranai pakelti	67
3.2 pav. Spektrų smailių plotai, kai šaltinių ekranai nuleisti	68
3.3 pav. Plutonio šaltinio (su pašalintu ekranu) gama spektras	68
3.4 pav. Šaltinio Nr. 2 gama spektras	69
3.5 pav. Taškinių ^{241}Am šaltinio gama spektras	70
3.6 pav. Foninis spektras.....	70
3.7 pav. Apskaičiuoti americio ^{241}Am aktyvumai, kai šaltinių ekranai pakelti	71
3.8 pav. Apskaičiuoti americio ^{241}Am aktyvumai, kai šaltinių ekranai nuleisti	71
3.9 pav. Plutonio masė dūmų jutikliuose	73
3.10 pav. ^{241}Am aktyvumo kitimas laikui bėgant (šaltiniai pagaminti prieš 30 m.)	74
3.11 pav. ^{241}Am aktyvumo kaita (šaltiniai pagaminti prieš 40 m.)	75
3.12 pav. Vidutinė lygiavertė dozės galia 0,1 m atstumu nuo šaltinių	76
3.13 pav. Lygiavertės dozės galios reikšmių statistinis pasiskirstymas viename matavimo taške (0,1 m atstumu)	76
3.14 pav. Vidutinė lygiavertė dozės galia 1,0 m atstumu nuo šaltinių	77

3.15 pav. Lygiavertės dozės galios reikšmių statistinis pasiskirstymas viename matavimo taške (1,0 m atstumu)	77
3.16 pav. Dabartinė ^{241}Am jonizuojančiosios spinduliuotės nulemta metinė dozė.....	79
3.17 pav. Didžiausias americio ^{241}Am aktyvumas (šaltiniai pagaminti prieš 30 m.).....	79
3.18 pav. ^{241}Am jonizuojančiosios spinduliuotės nulemta didžiausia metinė dozė	80
3.19 pav. ^{241}Am jonizuojančiosios spinduliuotės nulemta didžiausia metinė dozė, atsižvelgiant į atstumą iki šaltinio	81
4.1 pav. Lygiavertė dozės galia nuo dūmų jutiklio, kai ^{241}Am aktyvumas yra 0,93 MBq	83
4.2 pav. Lygiavertė dozės galia nuo dūmų jutiklio, kai ^{241}Am aktyvumas yra 2,25 MBq	84
4.3 pav. Lygiavertė dozės galia nuo dūmų jutiklio, kai ^{241}Am aktyvumas yra 1,98 MBq	85
4.4 pav. Lygiavertė dozės galia nuo dūmų jutiklio, kai ^{241}Am aktyvumas yra 1,29 MBq	85
4.5 pav. Lygiavertė dozės galia nuo dūmų jutiklio, kai ^{241}Am aktyvumas yra 1,53 MBq	86
4.6 pav. Lygiavertės dozės galios 10 cm atstumu nuo šaltinių palyginimas.....	87
4.7 pav. Lygiavertės dozės galios sklaida, tolstant nuo radžio dūmų jutiklio.....	87
4.8 pav. Išorinės dozės galios patalpoje, kur sumontuotas radžio dūmų jutiklis, pasiskirstymas	88
4.9 pav. Lygiavertės dozės galios reikšmės ant švininio ir plieninio laidojimo konteinerio paviršiaus ir tam tikru atstumu nuo jo	90
4.10 pav. Lygiavertės dozės galios pasiskirstymas prie švininio konteinerio.....	91
4.11 pav. Dozės galios kitimas nuo plieninio ir švininio konteinerių, kuriuose patalpinti radžio šaltiniai	92
4.12 pav. Radionuklidų sklaidos sąlygotų dozių kaita gręžinyje, kuriame talpinami švino konteineriai su panaudotais plutonio šaltiniais	93
4.13 pav. Radionuklidų sklaidos sąlygotų dozių kaita gręžinyje, kuriame talpinami švino konteineriai su panaudotais plutonio ir radžio šaltiniais	94
4.14 pav. Radionuklidų sklaidos sąlygotų dozių kaita gręžinyje, kuriame talpinami plieniniai konteineriai su panaudotais plutonio ir radžio šaltiniais	95

LENTELIŲ SĄRAŠAS

1.1 lentelė. Įvairiose šalyse nagrinėjamos geologinės terpės giluminiame kapinyne įrengti	39
1.2 lentelė. Ražio ir plutonio šaltinių susidarymas ir tvarkymas 2005 m.	41
1.3 lentelė. Kai kurių radionuklidų aktyvumas po Maišiagalos saugyklos uždarymo	42
2.1 lentelė. Pagrindiniai tiriamų šaltinių parametrai	48
3.1 lentelė. Plutonio ^{241}Pu aktyvumo tiriamuose šaltiniuose reikšmės	72
3.2 lentelė. Vidutinės dozės galios pasiskirstymas įvairiuose darbuose	78
4.1 lentelė. Modeliavimo programomis nustatytų lygiavertės dozės galios verčių apibendrinti duomenys	88
4.2 lentelė. Nuklidinė šaltinio sudėtis ir vidutinis aktyvumas	92

IVADAS

Problema

Pastariesiems dešimtmečiams būdinga tai, kad dėl mokslo ir technikos pažangos žmogaus galimybės paveikti gamtą pradėjo gerokai viršyti gebėjimą suprasti, įvertinti ir numatyti šios veiklos gana dažnai netikėtas ir nepageidautinas pasekmes. Didelį poveikį aplinkai kelia atliekos, ypač radioaktyviosios atliekos. Radioaktyviųjų atliekų saugyklose yra susikaupę dideli kiekiai nenaudojamų uždarytų jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinių, kurie anksčiau buvo naudojami pramonėje, medicinoje bei įvairiems moksliniams tyrimams. Nuo 1989 m. Ignalinos AE saugyklose sukaupta apie 40000 naudotų uždarytų jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinių, iš jų 67 % sudaro dūmų jutikliai RID (Mokrik ir kt. 2008), o Lietuvos įmonės tebeturi virš 11 tūkst. šių šaltinių.

Iš visų radionuklidų, esančių šaltiniuose, labiausiai paplitę yra ilgaamžiai plutonio ^{239}Pu ir radžio ^{226}Ra radionuklidai. Abu pastarieji radionuklidai turi skilimo produktų, kurių pusėjimo trukmė gali būti dar ilgesnė (Crossland 2006). ^{239}Pu radionuklidams būdinga tai, kad branduolių virsmo metu spinduliuojamos alfa dalelės. Šias daleles visiškai sugeria oro sluoksnis arba paviršinis odos sluoksnis, todėl šio radionuklido šaltiniai nelemia papildomos išorinės apšvitos. Tačiau šaltiniuose esantys kiti radionuklidai, laikui bėgant ir senstant šaltiniams, gali būti svarbūs tiek žmonių saugos, tiek ir šių šaltinių laidojimo saugos požiūriais.

Jau kelis dešimtmečius pasaulio mokslininkai ieško būdų, kaip saugiai sutvarkyti radioaktyvias atliekas. Dėl didelio aktyvumo atliekose esančių ilgaamžių radionuklidų keliamo pavojaus žmonėms ir aplinkai, ilgaamžių radioaktyviųjų atliekų negalima laidoti paviršiniuose radioaktyviųjų atliekų kapinynuose (Kilda ir kt. 2008). Saugojimas saugyklose – tai tik laikinas saugus atliekų tvarkymo būdas. Šiuo metu vyrauja nuomonė, kad šio tipo radioaktyvias atliekas (naudotus uždaruosius jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinius) geriausia yra talpinti gręžiniuose arba geologinėse formacijose, naudojant inžinerinius ir natūralius barjerus. Potencialus galimas jonizuojančios spinduliuotės poveikis, prasidedantis po atliekų tvarkymo įrenginio uždarymo, gali kilti dėl tokių procesų, kaip barjerų irimas ar nenumatyti įvykiai, todėl prieš tai svarbu ištirti šaltinius.

Temos aktualumas

Šiuo metu viena aktualiausių problemų yra saugus ilgaamžių radioaktyviųjų atliekų laidojimas. Senieji radioaktyviųjų atliekų tvarkymo įrenginiai buvo suprojektuoti ir pastatyti neatsižvelgiant į kokybės užtikrinimą, jų saugą, pavyzdžiui, Maišiagalos saugykloje iki 1989 m. ilgaamžės radioaktyviosios atliekos buvo kauptos kartu su trumpaamžėmis. Nors pasaulyje dar nėra nė vieno eksploatuojamo kapinyno, skirto ilgaamžių radioaktyviųjų atliekų Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai

laidojimui, Lietuva gali būti viena iš tų valstybių, kuri jį įsirengs. Norint tą pasiekti reikia atlikti įvairius mokslinius tyrimus, kurie užtikrintų ilgalaikės kapinyno saugos reikalavimus.

Literatūroje pateikiama nemažai duomenų apie bendrąją naudotų šaltinių talpinimo grėžiniuose koncepciją (Mokrik ir kt. 2008; Potier 2006; Vicente 2007), tačiau kadangi ši sistema yra nauja, stinga duomenų apie panaudotų šaltinių kaupimo grėžiniuose išsamius tyrimus, šaltinių laidojimo problemos nėra ištirtos. Trūksta informacijos apie ilgaamžių radionuklidų esančių šaltiniuose lemiamą apšvitą. Tik įvertinus išorinę apšvitą, galima numatyti priemones, kurios padėtų optimizuoti dirbančiųjų apšvitą.

Darbo tikslai:

1. Patikrinti, ar panaudotų plutonio šaltinių izotopinė sudėtis atitinka šaltinių pasuose deklaruojamą sudėtį ir galimų priemaišinių radionuklidų įtaką žmonių saugai;
2. Įvertinti panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo grėžiniuose galimybes.

Darbo uždaviniai:

- Apžvelgti ilgaamžių radioaktyviųjų atliekų tvarkymo problemas ir išnagrinėti panaudotų jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinių laidojimo galimybes Lietuvoje;
- Nustatyti americio ^{241}Am radionuklido aktyvumą dūmų jutikliuose;
- Įvertinti darbuotojų apšvitos dozes atsižvelgiant į galimų priemaišinių radionuklidų įtaką žmonių saugai;
- Sumodeliuoti plutonio ir radžio šaltiniuose esančių radionuklidų jonizuojančiosios spinduliuotės sukeliama išorinę apšvitą;
- Įvertinti konteineryje esančio jonizuojančiojo spinduliuotės šaltinio skleidžiamą apšvitą.

Darbo naujumas

Iki šiol Lietuvoje nebuvo plačiau tirti dūmų jutikliai, kurie naudojami patalpų priešgaisrinėje signalizacijoje. Šiame darbe nustatyta, kad tirtųjų šaltinių radioizotopinė sudėtis ir aktyvumai akivaizdžiai neatitinka verčių, gamintojo deklaruotų šaltinių pasuose. Darbe taip pat pateikiami apšvitos nuo šaltinių tyrimo ir konteineryje esančių šaltinių išorinės apšvitos modeliavimo rezultatai.

Praktinė darbo vertė

Eksperimentiniai duomenys gali objektyviai įvertinti šaltinių kaupimo grėžiniuose galimybes. Gautus rezultatus galima palyginti su kitais planuojamais atlikti eksperimentais, kurių metu naudojami tokio tipo šaltiniai. Be to, remiantis atliktais dozės galios tyrimais nuo tam tikrų problemiškų šaltinių, gali būti parengtos mažiausių sąnaudų reikalaujančios, užtikrinančios darbuotojų apsaugą nuo jonizuojančios spinduliuotės, rekomendacijos. Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo grėžiniuose galimybių tyrimai

1. ILGAAMŽIŲ RADIOAKTYVIŲJŲ ATLIEKŲ TVARKYMAS IR JŲ LAIDOJIMO GALIMYBIŲ TYRIMAI

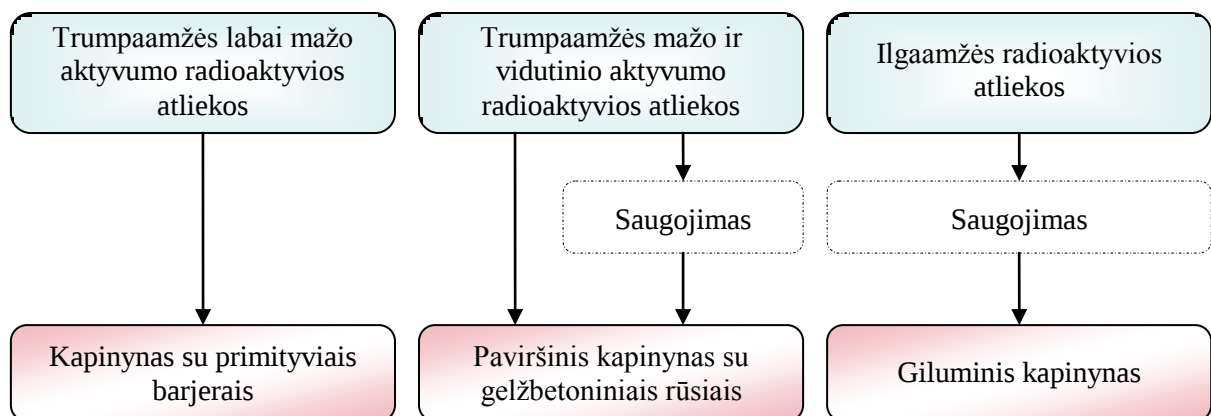
1.1. Radioaktyviosios atliekos, jų klasifikavimas ir tvarkymo principai

Dirbant su jonizuojančiosios spinduliuotės šaltiniais, susidaro radioaktyviosios atliekos. Jonizuojančiosios spinduliuotės šaltiniai Lietuvoje naudojami: pramonės įmonėse (dūmų jutikliai, defektoskopai); ligoms asmens sveikatos priežiūroje įstaigose diagnozuoti ir gydyti; mokslo ir mokymo įstaigose.

Radioaktyviosios atliekos ypatingos tuo, kad jos skleidžia jonizuojančiąją spinduliuotę, todėl jos yra pavojingos žmonėms ir aplinkai. Pagal žmogui ir aplinkai keliamą pavojų radioaktyviosios atliekos yra skirstomos į: labai mažai aktyvias; mažai ir vidutiniškai aktyvias; labai aktyvias. Remiantis Radioaktyviųjų atliekų tvarkymo strategija (Lietuvos Respublikos...2008) radioaktyviosios atliekos pagal radiologines charakteristikas ir technologines tvarkymo ypatybes skirstomos į:

- trumpaamžės labai mažo aktyvumo radioaktyvias atliekas;
- trumpaamžės mažo ir vidutinio aktyvumo radioaktyvias atliekas;
- panaudotą branduolinį kurą ir kitas ilgaamžės radioaktyvias atliekas;
- panaudotus uždaruosius jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinius.

Kiekvienos rūšies radioaktyviosios atliekos turi būti tvarkomos skirtingai (1.1 pav.).



1.1 pav. Radioaktyviųjų atliekų srautai

Radioaktyviųjų atliekų saugykla – radioaktyviųjų atliekų tvarkymo įrenginys, skirtas atliekas saugiai laikyti tam tikrą laiką tarpą (dažniausiai ne ilgiau 50–60 m.).

Radioaktyviųjų atliekų laidojimas – radioaktyviųjų atliekų patalpinimas tam tinkamame įrenginyje, neketinant jų išimti (Lietuvos Respublikos...2008).

Radioaktyviųjų atliekų kapinynas – radioaktyviųjų atliekų tvarkymo įrenginys, kuriame kaupiamos radioaktyviosios atliekos. Kapinyno sauga turi būti užtikrinama neribotą laiką (Lietuvos Respublikos...2008).

Eksploduojant atomines elektrines taip pat susidaro radioaktyviosios atliekos. Ignalinos AE eksploatavimo nutraukimo metu susidarys: apie 60 tūkst. m³ labai mažo aktyvumo radioaktyviųjų, 100 tūkst. m³ mažo ir vidutinio aktyvumo radioaktyviųjų, 2,5 tūkst. t panaudoto branduolinio kuro ir 10 tūkst. m³ kitų ilgaamžių radioaktyviųjų atliekų (Poškas *et al.* 2004). Didžiausia neišspręsta problema – ilgaamžės radioaktyviosios atliekos.

Ilgaamžės radioaktyviosios atliekos – tai atliekos, savo sudėtyje turinčios radionuklidų, kurių pusėjimo trukmė ilgesnė nei 30 metų: ²³⁵U, ²³⁸U, ²²⁶Ra, ²³⁹Pu, ⁶³Ni, ¹⁴C, ³⁶Cl, ¹²⁹I ir t.t. (Pellet *et al.* 2003).

Kad ilgaamžės radioaktyviosios atliekos taptų visiškai nepavojingomis turi praeiti keli šimtai tūkstančių ar net milijonas metų. Pavyzdžiui, ²³⁹Pu pusėjimo trukmė, t.y. laikas per kurį radionuklido aktyvumas sumažėja 2 kartus, yra 24100 mln. m., ²⁴²Pu – 279000 m., ²³⁸U – 4,47 mlrd. m. (Morkūnas 2007).

Ilgaamžės radioaktyviosios atliekos yra šios:

- Panaudotas branduolinis kuras (PBK). Tai pačios pavojingiausios radioaktyvios atliekos. Šios atliekos yra ilgaamžės ir labai aktyvios. PBK susidaro branduoliniuose reaktoriuose vykstant branduolių dalijimuisi (Bandzaitis ir kt. 2002). Apie 4 % panaudoto kuro masės sudaro branduolinės reakcijos produktai, t.y. dalijantis ²³⁵U branduoliams susidarę radionuklidai (Motiejūnas 2007), tokie kaip ⁸⁵Kr, ⁹⁰Sr, ⁹⁵Zr, ⁹⁹Tc, ¹³⁷Cs, ¹⁴⁰Ba, ¹⁴⁷Pm (Morkūnas 2007) ir pan.

- Reaktorių išmontavimo atliekos – reaktorių kanalai, valdymo strypai, aktyvuotos reaktoriaus dalys. Reaktorių eksploatavimo ir išmontavimo atliekos priskiriamos E klasei, jų paviršinė dozės galia didesnė kaip 10 mSv/h.

- Reaktoriuje panaudotas grafitas. Panaudotas grafitas priskiriamas D klasei (paviršinės dozės galia ≤10 mSv/h). Bendras Ignalinos AE abiejų reaktorių grafito kiekis yra beveik 3 tūkst. m³ (Lietuvos Respublikos...2008).

- Panaudoti jonizuojančiosios spinduliuotės šaltiniai (1.2 pav.). PUŠ priskiriami F klasei. Juos galima suskirstyti į dvi dideles grupes: uždaruosius ir atvirouosius šaltinius.



1.2 pav. Jonizuojančiosios spinduliuotės šaltiniai su ^{239}Pu ir ^{226}Ra radionuklidais

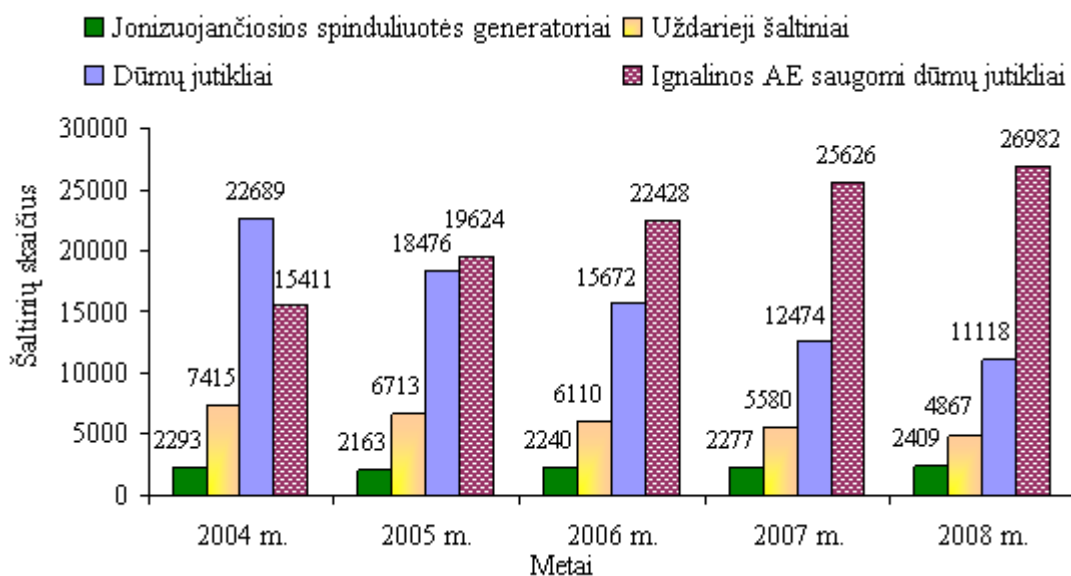
Uždarieji šaltiniai yra tokie, kuriuose radionuklidai yra hermetiškame apvalkale arba tokio pavidalo, kad negali patekti į aplinką. Atvirųjų šaltinių radionuklidai, nors ir yra tam tikrame apvalkale, į aplinką patekti gali (Morkūnas 2007). Panaudotais šaltiniais tampa tada, kai: nutraukiami darbai, kurių metu šie šaltiniai buvo naudojami; šaltiniai – nehermetiški; jų aktyvumai sumažėja, todėl jie tampa nebetinkami naudoti.

Sveikatos priežiūros įstaigose įvairioms ligoms diagnozuoti bei gydyti naudojami ^{125}I , ^{131}I , $^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{241}Am ir kt. radionuklidai. Pramonės įmonėse įvairiems technologiniams procesams valdyti ir kontroliuoti (statiniam elektros krūviui neutralizuoti, priešgaisrinėje signalizacijoje ir pan.) dažniausiai naudojami uždarieji šaltiniai su ^{239}Pu , ^{241}Am , ^{137}Cs , ^{192}Ir . Įvairiems dozimetriniams ir radiometriniams prietaisams kalibruoti dažniausiai naudojami šaltiniai su ^{239}Pu , ^{137}Cs , $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ radionuklidais.

Kaip matyti iš 1.3 paveikslo uždarytųjų šaltinių skaičius Lietuvoje mažėja. Šiuo metu uždarieji jonizuojančios spinduliuotės šaltiniai išimami iš prietaisų bei jų apsaugos sistemų ir talpinami saugojimo konteineriuose, taip mažinami radioaktyviųjų atliekų tūriai (Butkus 2006). Kasmet ilgalaikiam saugojimui perduodami seni nenaudojami uždarieji šaltiniai, kurių galiojimo terminas pasibaigęs. Per 2007 metais iš smulkiųjų atliekų gamintojų (pramonė, medicina ir mokslo tyrimai) buvo surinkta 2158 vnt. prietaisų su panaudotais uždaraisiais jonizuojančiosios spinduliuotės šaltiniais, kurių aktyvumas siekė $1,10 \cdot 10^{14}$ Bq. Didžiąją dalį šių atliekų sudarė dūmų jutikliai ir matavimo prietaisai.

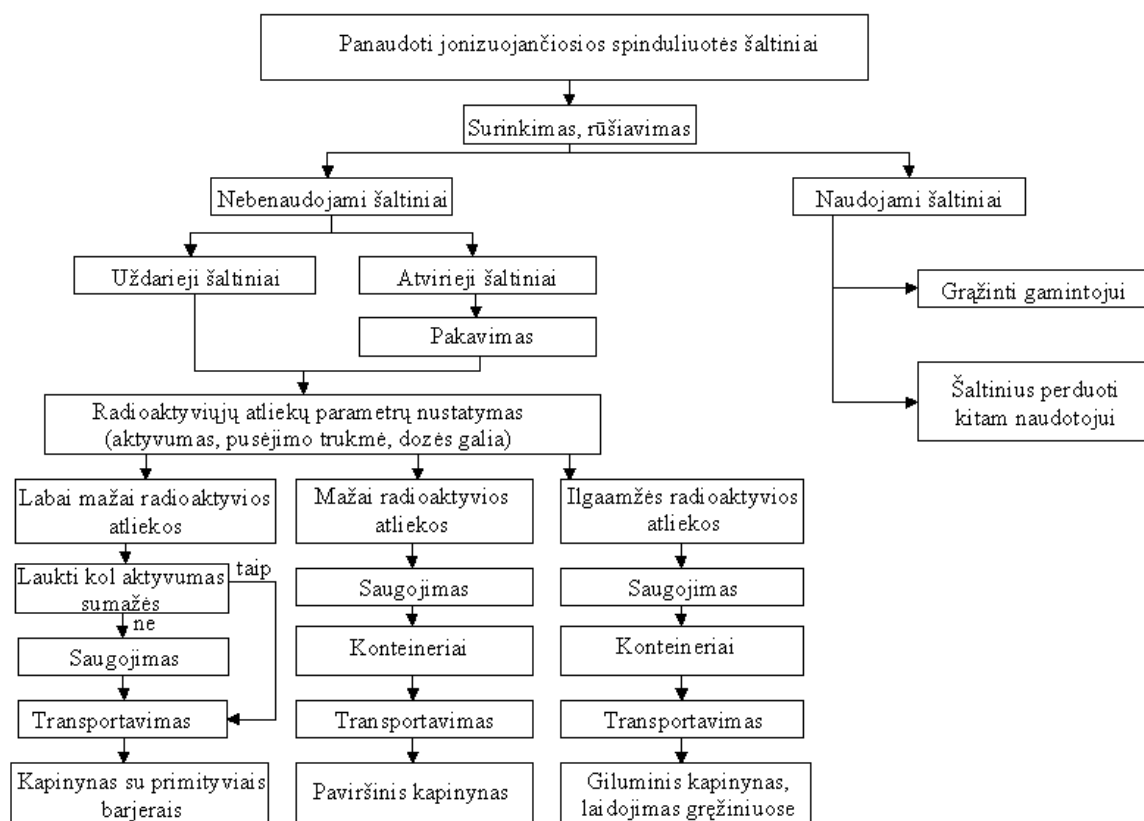
Šiuo metu Lietuvoje uždarieji jonizuojančiosios spinduliuotės šaltiniai saugomi:

- 1) Ignalinos saugykloje;
- 2) uždarytoje Maišiagalos saugykloje;
- 3) įmonėse yra naudojami šaltiniai, kurių neketinama grąžinti gamintojams.



1.3 pav. Šaltinių skaičiaus kitimas 2004–2008 m. (Radiacinės saugos... 2009)

Bendroji naudotų jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinių tvarkymo schema pateikta 1.4 paveiksle. Saugoti naudotą šaltinį tol, kol suskils jame esantys radionuklidai ir jį bus galima laikyti nebekontroliuojamu verta tik tada, kai jo pusėjimo trukmė ir aktyvumas – maži.



1.4 pav. Panaudotų šaltinių tvarkymo schema

Norint sumažinti radioaktyviųjų atliekų poveikį aplinkai ir įvairias išlaidas susijusias su

Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai

šių atliekų tvarkymu, taikomas vienas iš paprasčiausių būdų – atliekų kiekio mažinimas, apima organizacinius, technologinius ir ekonominius aspektus (Burcl *et al.* 1998). Pats efektyviausias būdas kaip būtų galima sumažinti atliekų kiekį yra teisingi sprendimai planuojant naujus įrenginius, technologinius procesus.

Įprastiniai veiksmai, leidžiantys sumažinti radioaktyviųjų atliekų kiekį (Grigaliūnienė 2005):

- kontroliuojamų zonų dydžių ribojimas (mažinimas);
- medžiagų pakartotinis naudojimas;
- atliekų rūšiavimas – būtina atliekas kruopščiai skirstyti į radioaktyvias ir neradioaktyvias ir pašalinti skirtingų atliekų susimaišymo galimybę;
- nuoseklus atliekų kiekio mažinimo filosofijos diegimas (atliekų kiekio mažinimo programos parengimas, modernių technologijų diegimas, reguliarūs darbuotojų mokymai, informacijos apie atliekų tvarkymo pasiekimus skleidimas).

Lietuvoje kaip ir visame pasaulyje yra siekiama sutvarkyti visas esančias ir susidarančias ilgaamžes radioaktyvias atliekas, kad jos nekenktų žmonėms ir aplinkai. Šių atliekų tvarkymas reikalauja daug lėšų, tačiau žiūrint į tolimesnę ateitį pigiau tvarkyti atliekas šiandien, negu ateityje likviduoti taršos padarinius.

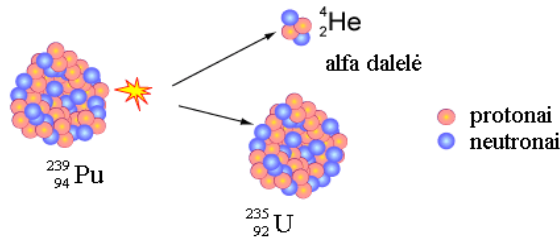
1.2. Jonizuojančioji spinduliuotė ir gama spinduliuotės sąveika su medžiaga

Radioaktyviosios atliekos ypatingos tuo, kad jos skleidžia *jonizuojančiąją spinduliuotę*, todėl jos yra pavojingos žmogui ir aplinkai. Spinduliuotė sklinda tol, kol suskyla atliekose esantys radionuklidai.

Jonizuojančioji spinduliuotė – tai spinduliuotė, kuri tiesiogiai (dalelė išmuša elektroną) ar netiesiogiai (įlėkusi dalelė ar elektromagnetinė spinduliuotė paveikia atomo branduolį) gali jonizuoti aplinką. Veikiant jonizuojančiajai spinduliuotei aplinkoje iš atomų ir molekulių susidaro skirtingų krūvių dalelės – jonai (Nedveckaitė 2004). Taigi jonizuojančioji spinduliuotė, sklisdama medžiaga, ją jonizuoja, t.y. perduoda savo energiją medžiagos atomams ir branduoliams. Šios energijos perdavimo pasekoje išstumiami elektronai iš atomų orbitų ir atomai virsta jonais. Skiriamos šios jonizuojančiosios spinduliuotės rūšys:

- *elektromagnetinė* – rentgeno ir gama spinduliuotė;
- *korpuskulinė* jonizuojančioji spinduliuotė – dalelių spinduliuotė: beta dalelės (elektronai, pozitronai), protonai, deutronai, alfa dalelės, sunkieji jonai, neutronai, π^- mezonai.

Alfa (α) spinduliuotė (1.5 pav.) – nestabilus branduolys išspinduliuoja dalelę – helio branduolį, sudarytą iš dviejų protonų ir dviejų neutronų (${}^4_2\text{He}$). Sužadintam branduoliui grįžtant į pagrindinę, nuostoviąją, būseną, išspinduliuojami gama fotonai.



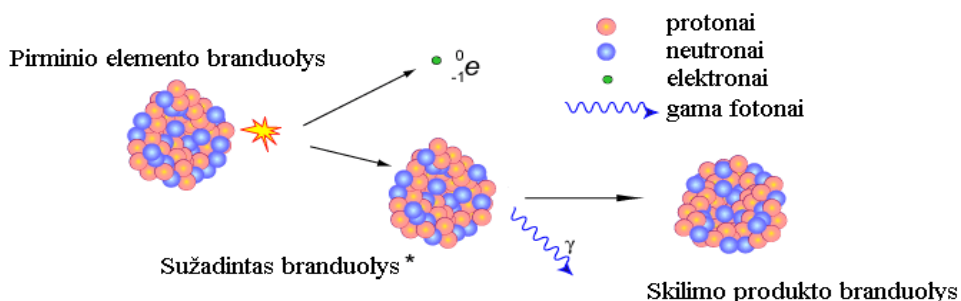
1.5 pav. Alfa skilimo schema

Beta (β) skilimas yra kelių tipų:

1) elektroninis (β^-) – radioaktyviųjų branduolių virsmas, kai išspinduliuojami elektronai (1.6 pav.).

2) pozitroninis (β^+) – dirbtinis radioaktyvusis virsmas, kurio metu atsiranda pozitronų. Jeigu antrojo elemento branduolys yra sužadintos būsenos, tai pradinis izotopo branduolys, spinduliuodamas pozitroną, virsta sužadintu branduoliu, kuris, pereidamas į pagrindinę būseną, spinduliuoja γ fotoną.

3) elektrono pagava (K pagava) – branduolyje protonas virsta neutronu.



1.6 pav. Beta skilimo schema

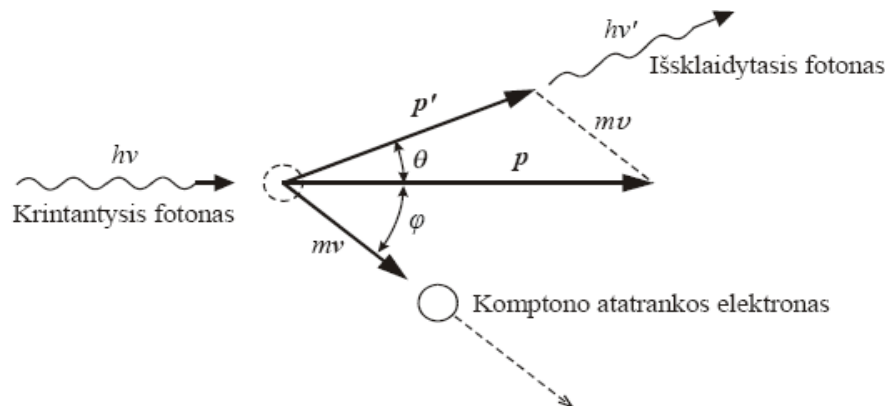
Gama (γ) spinduliuotė – savaiminis branduolių gama fotonų spinduliavimas. To paties elemento branduoliai gali būti pagrindinėje ir sužadintoje būsenoje. Kai branduolys iš sužadintos būsenos grįžta į mažesnės energijos būseną – išspinduliuojamas gama fotonas. *Fotonas* – elementarioji dalelė, neturinti rimties masės ir elektros krūvio.

γ spinduliuotė yra netiesiogiai jonizuojančioji. Jos fotonai, judėdami medžiaga, elektriškai nesąveikauja su medžiagos elektronais. γ spinduliuotės fotonai medžiagoje susiduria su įvairiomis jos dalelėmis – atomais, elektronais, branduoliais. Sąveikaudama su medžiaga, gama spinduliuotė dalyvauja šiuose sąveikos procesuose:

Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai

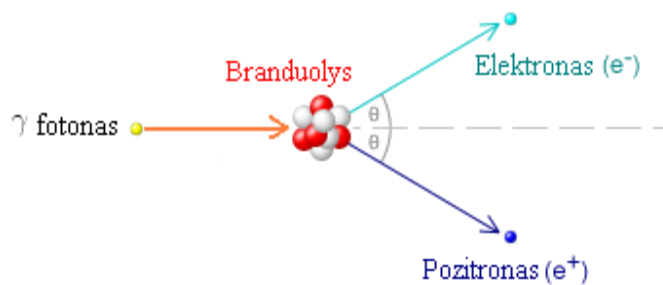
- Komptono sklaidos;
- porų susidarymo;
- fotoelektrinės sugerties.

Komptono sklaida vyksta susidūrus gama spinduliuotės fotonui ir medžiagos atomo elektronui. Dėl Komptono sklaidos (1.7 pav.) vietoj pirminio γ fotonu, kurio energija $h\nu$, atsiranda išsklaidytasis γ fotonas, kurio energija $h\nu' < h\nu$ (išsklaidytosios bangos ilgis yra didesnis negu kritusios), o elektronas, kuris išsklaidė γ fotoną, įgyja kinetinę energiją $E = h\nu - h\nu'$ (Poškus 2008).



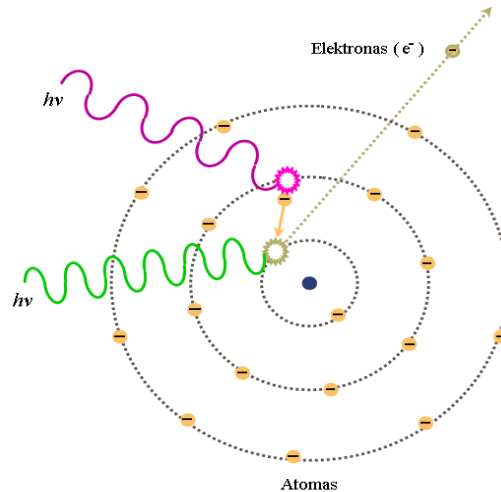
1.7 pav. Komptono sklaida: $h\nu$ – krintančiojo fotonu energija, $h\nu'$ – išsklaidytojo fotonu energija, m – elektrono masė, θ – fotonu sklaidos kampas, p ir p' – fotonu judesio kiekio vektoriai (Poškus 2008)

Porų susidarymo procesas vyksta branduolio lauke. Gama fotonas virsta elektrono ir pozitrono pora (1.8 pav.). Elektrono ir pozitrono poros susidarymas vyksta pagal energijos ir impulso tvermės dėsnius.

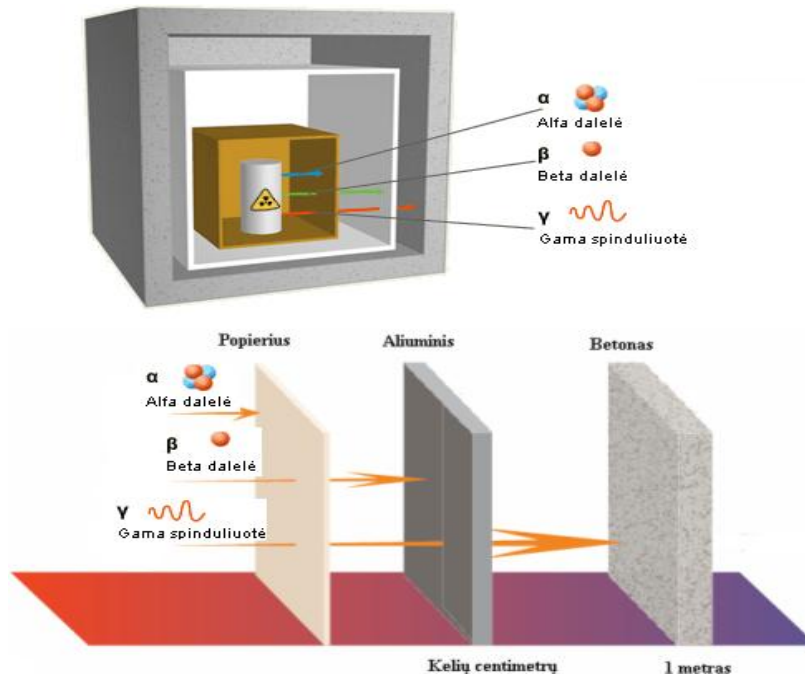


1.8 pav. Elektrono ir pozitrono poros susidarymas

Fotoelektrinės sugerties metu gama fotonas sąveikauja su šalia branduolio esančiu elektronu. Gama fotonas visą savo energiją perduoda elektronui, o šis judėdamas savo energiją perduoda medžiagai, kuria juda. Elektronas įgyja kinetinės energijos ir gali išlėkti už atomo ribų (1.9 pav.).

**1.9 pav.** Fotoelektrinis efektas

Apsaugai nuo išorinės jonizuojančiosios spinduliuotės naudojami ekranai. Ekranų gamybai naudojamos medžiagos pasirinkimas priklauso nuo spinduliuotės rūšies, energijos, šaltinio aktyvumo, atstumo nuo šaltinio ir t.t. 1.10 paveiksle pateikiama α , β ir γ skvarba medžiagose: α dalelės (nepajėgia įsiskverbti net į paviršinį odos sluoksnį) sulaiko rašomojo popieriaus lapas, netgi 10 cm oro tarpas; β dalelės sulaiko storesnė kaip 1 cm organinio stiklo plokštė ar aliuminio sluoksnis kelių centimetrų storio (β dalelių masė apie 7000 kartų mažesnė negu α dalelių); γ spinduliavimą sulaiko betono, švino arba plieno sluoksnis.

**1.10 pav.** Alfa, beta bei gama spinduliuotės skvarbos palyginimas (Visagino atominės...2008)

Svarbu teisingai parinkti apsauginių konteinerių, patalpų sienų storius, ekranus, asmenines apsaugos priemones, kadangi šaltinių sukuriama dozė 1 m atstumu gali siekti net Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo grėžiniuose galimybių tyrimai

keletą sivertų per valandą. Skiriami pagrindiniai apsaugos būdai: apsauga naudojant ekranus; apsauga laiku; apsauga atstumu.

Jonizuojančioji spinduliuotė nėra naujas reiškinys mūsų planetoje. Gyvybę ir jos raidą nuolat veikia spinduliuotė iš kosmoso, žemės plutos, vandens ir atmosferos. Atradus radioaktyvumo reiškinį, sukūrus branduolinį ginklą ir branduolinės energetikos ciklą, pradėjus šį reiškinį taikyti medicinoje, pramonėje ir kt., dirbtinės kilmės jonizuojančioji spinduliuotė vis labiau veikia žmogų (Nedveckaitė 2004). Taigi dėl antropogeninės veiklos aplinkoje atsiranda vis daugiau radionuklidų ir jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinių.

Uždarieji jonizuojančiosios spinduliuotės šaltiniai pagal spinduliavimo tipą ir taikymo sritį yra tokie: alfa šaltiniai, pavyzdžiui, ^{226}Ra (α dalelių energija 8.4 MeV), ^{238}Pu (α dalelių energija 5.5 MeV), ^{239}Pu (α dalelių energija 5.2 MeV); beta šaltiniai, pavyzdžiui, ^{226}Ra skilimo produktai; gama šaltiniai, pavyzdžiui, ^{226}Ra (γ energija 0,186 MeV); neutronų šaltiniai, pavyzdžiui, $^{226}\text{Ra}/\text{Be}$, $^{238}\text{Pu}/\text{Be}$.

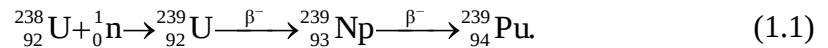
Pasaulyje uždarytų jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinių formoje labiausiai paplitęs ilgaamžis radionuklidas yra ^{226}Ra . Šio radionuklido aktyvumas atskirose šalyse dažniausiai mažesnis už $4 \cdot 10^{10}$ Bq, tačiau gali būti ir apie $2,4 \cdot 10^{12}$ Bq. Dar yra ir kiti ilgaamžiai radionuklidai, pavyzdžiui, ^{241}Am , ^{239}Pu ir pan. (Crossland 2006). ^{239}Pu ir ^{226}Ra radionuklidai turi skilimo produktų, kurių pusėjimo trukmė yra žymiai didesnė nei pastarųjų. ^{239}Pu bendras aktyvumas atliekose Maišiagalos saugykloje yra mažesnis kaip $1,5 \cdot 10^{12}$ Bq, Ignalinos AE saugykloje – mažesnis nei $1,1 \cdot 10^{12}$ Bq (Mokrik ir kt. 2008).

1.3. Plutonio ir radžio savybės bei jų panaudojimas

Plutonis – tai cheminis periodinės elementų lentelės elementas, kurio eilės numeris 94. 1940 m. Kalifornijoje Berklio laboratorijoje Glenas Teodoras Siborgas (*Glenn Theodore Seaborg*) ir Edvinas Matisonas Mak Milanas (*Edwin Mattison McMillan*) pirmą kartą susintetino plutonį. Atrasta ir apibūdinta dvidešimt skirtingų plutonio izotopų. Pats ilgaamžiškiausias yra ^{244}Pu , kurio pusėjimo trukmė ($T_{1/2}$) siekia 80,8 mln. m. Pagrindiniai plutonio izotopai yra šie (Carson Mark *et al.* 2009): ^{238}Pu ($T_{1/2} = 87,74$ m.; α skilimas), ^{239}Pu ($T_{1/2} = 24100$ m.; α skilimas), ^{240}Pu ($T_{1/2} = 6560$ m.; α skilimas), ^{241}Pu ($T_{1/2} = 14,3$ m.; β skilimas), ^{242}Pu ($T_{1/2} = 376000$ m.; α skilimas).

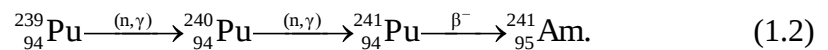
Plutonis radioaktyviosiose atliekose sudaro gana mažą dalį (net panaudotame branduoliniame kure jo yra 1 %), tačiau po trumpaamžių dalijimosi produktų skilimo, atliekose

tūkstančius metų dominuoja ^{239}Pu (Šapolaitė 2009). Plutonio ^{239}Pu susidarymą iliustruoja lygtis:



Reakcija vyksta, kai urano radioizotopas ^{238}U pagauna lėtąjį neutroną. Susidaro radioaktyvusis izotopas ^{239}U , kurio skilimo pusėjimo trukmė – 23,5 min. Šis urano izotopas yra β^- radioaktyvusis, todėl vyksta radioaktyvusis skilimas, kurio metu susidaro ^{239}Np (Butkus 2006). ^{239}Np pusėjimo trukmė – 2,3565 d. Neptūnio izotopas taip pat yra β^- radioaktyvusis ir vykstant skilimui susidaro ^{239}Pu .

^{239}Pu nuklidai, veikiami neutronų srauto virsta ^{240}Pu , o šie – ^{241}Pu nuklidais. Šis plutonio izotopas yra β^- radioaktyvusis ir virsta ^{241}Am :



Pavyzdžiui, lengvojo vandens reaktoriuose pasigaminančio plutonio įprastinė izotopinė sudėtis yra tokia: apie 55 % ^{239}Pu , 23 % ^{240}Pu , 12 % ^{241}Pu , 7 % ^{242}Pu , 3 % ^{238}Pu (Plukienė *et al.* 2003).

Plutonio skleidžiamos alfa dalelės neįveikia odos sluoksnio, tačiau jos gali paveikti vidinius organus. Radioaktyviosios alfa dalelės pasižymi didele jonizuojančia galia. Žmogaus odos epitelis nemaža dalimi apsaugo nuo išorinio alfa dalelių poveikio, nes jis sulaiko neskvarbias alfa daleles, tačiau šios dalelės tampa pavojingomis, kai jos patenka į organizmą ir gali pažeisti bronchų epitelio ir plaučių audinio ląsteles (Peter 1994).

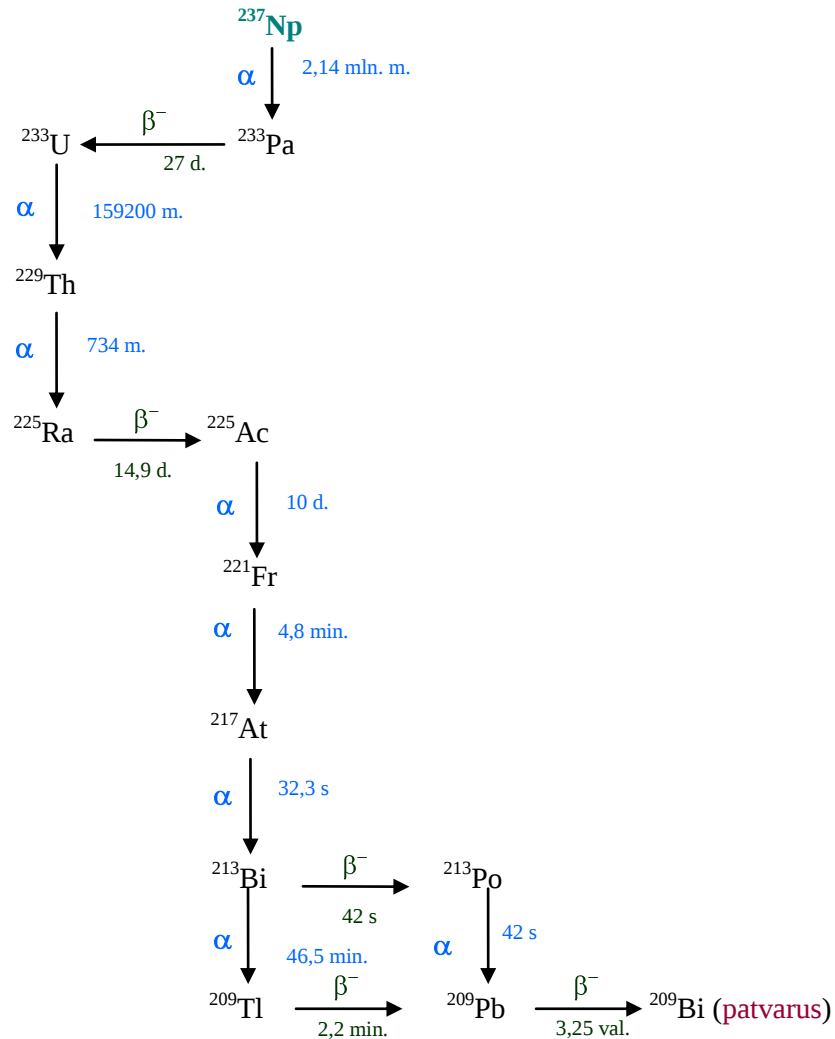
Plutonio radionuklidai į žmogaus organizmą gali patekti prarijus, per atviras žaizdas ir įkvėpus (Luciani and Polig 2000). Plutonio kiekis žmogaus organizme nustatomas tiriant iš organizmo šalinamas medžiagas.

Plutonio naudojimo sritys:

- 1) medžiaga branduolinėms bomboms;
- 2) medžiaga branduoliniam kurui gaminti;
- 3) energijos šaltiniuose (širdies stimulatoriuose, erdvėlaiviuose, pavyzdžiui, Amerikoje plutonis buvo naudojamas kaip energijos šaltinis 24 kosminiuose aparatuose, kurie darė tolimųjų planetų nuotraukas);
- 4) dūmų jutikliuose;
- 5) statinio elektros krūvio neutralizatoriuose.

Americis (Am) pirmą kartą susintetintas 1944 m. Čikagoje Argono laboratorijoje. Americio izotopų atominė masė yra nuo 231 iki 249 u. Visi 13 susintetintų americio izotopų – nestabilūs. Patys ilgaamžiškiausi americio izotopai yra ^{243}Am ($T_{1/2} = 7370$ m.), ^{241}Am ($T_{1/2} = 432,2$ m.) ir ^{242}Am ($T_{1/2} = 141$ m.) (Nakamura *et al.* 2007).

Vykstant branduoliniam virsmui ^{241}Am branduoliai virsta žymiai ilgaamžiškesnio neptūnio ^{237}Np branduoliais. Jo pusėjimo trukmė 2,14 mln. m. Neptūnio eilė (1.11 pav.) baigiasi patvariuoju bismutu (^{209}Bi).



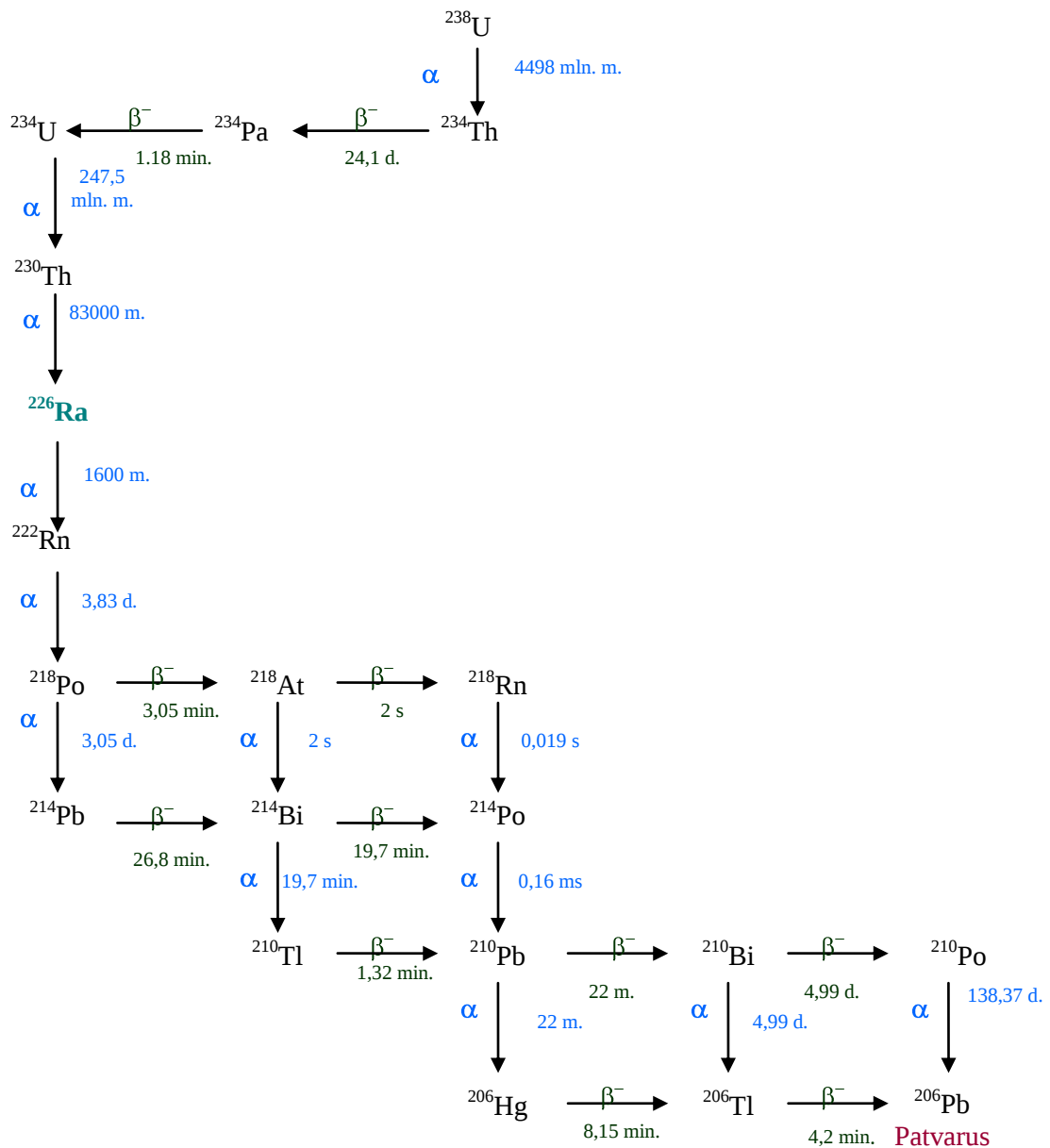
1.11 pav. Neptūnio eilė (Lowles *et al.* 1990)

Radis (Ra) – tai cheminis periodinės elementų lentelės elementas, kurio eilės numeris 88. Šį cheminį elementą aptiko Pjeras Kiuri (*Pierre Curie*), Marija Sklodovska-Kiuri (*Maria Sklodowska-Curie*). 1902 m. buvo išskirta viena dešimtoji gramo radžio chlorido, vėliau pavyko gauti ir gryną radį – jis pasirodė esąs blizgantis baltas metalas, du milijonus

kartų aktyvesnis už uraną.

Atrasti ir apibūdinti 25 skirtingi radžio izotopai, iš kurių keturi randami gamtoje (labiausiai paplitęs ^{226}Ra). Izotopų pusėjimo trukmės svyruoja nuo 10^{-3} iki 1600 m. Radiologiniu požiūriu svarbūs yra tik ^{228}Ra ($T_{1/2} = 6,7$ m.) ir ^{226}Ra . Pastarasis izotopas yra ilgaamžiškiausias ($T_{1/2} = 1600$ m.). Radis netenka apie 1 % savo aktyvumo per 25 m.

^{224}Ra yra torio eilės radionuklido skilimo produktas. Eilė prasideda radioaktyviuoju ^{232}Th , kuris skylant branduoliams ir jiems spinduliuojant α daleles, tampa β ^{228}Ra . Eilė baigiasi patvariuoju ^{208}Pb . ^{226}Ra yra urano ^{238}U eilės (1.12 pav.) radionuklido skilimo produktas. Eilė baigiasi patvariuoju ^{206}Pb .



1.12 pav. Urano eilė (Chisté et al. 2008)

Radis anksčiau buvo naudojamas: dažų gamybai; medicinoje, t.y. gaminti radono dujas; laikrodžiuose, kurių rodyklės buvo nudažomos radžio ir fosforo mišiniu, kad šviestų tamsoje; orlaivių jungikliuose (Waller *et al.* 2008). ^{226}Ra iki atsirandant branduoliniams reaktoriams ir greitintuvams, buvo plačiai naudojamas vėžinių susirgimų terapijoje, pramonėje, netgi plataus vartojimo gaminiuose. Dabar naudojamas dirbtinės kilmės radionuklidams gaminti.

Radis aptinkamas daugelyje vietovių. Kai kuriuose natūraliuose vandens šaltiniuose yra radžio, kurio veikioji koncentracija sudaro 10 Bq/l. Į žmogaus organizmą radis gali patekti su maisto produktais, įkvėpus. Radis yra biologiškai aktyvus kalcio cheminis analogas, todėl intensyviai migruoja aplinkoje (Human...2005). Žmogus radžio įkvepia nedaug, aktyvumo kaitos sparta yra apie $0,15 \cdot 10^{-5}$ Bq/h. 70–90 % organizme esančio radžio yra susikaupę kauluose.

1.4. Jonizuojančiosios spinduliuotės nulemta apšvita

Žmones veikia jonizuojančiosios spinduliuotės apšvita, kurią sukelia radioaktyviosios medžiagos, esančios arba atsirandančios: kosmoso ir Saulės spinduliuotėje; grunte; gyvenamųjų patalpų konstrukcijose; bandant branduolinį ginklą; įvykus branduolinių įrenginių avarijoms; medicininių procedūrų metu; gamyboje.

Apšvita gali būti dvejopa:

1) išorinė, kai radionuklidai, esantys ore arba nusėdę ant įvairių paviršių, veikia žmogų iš išorės;

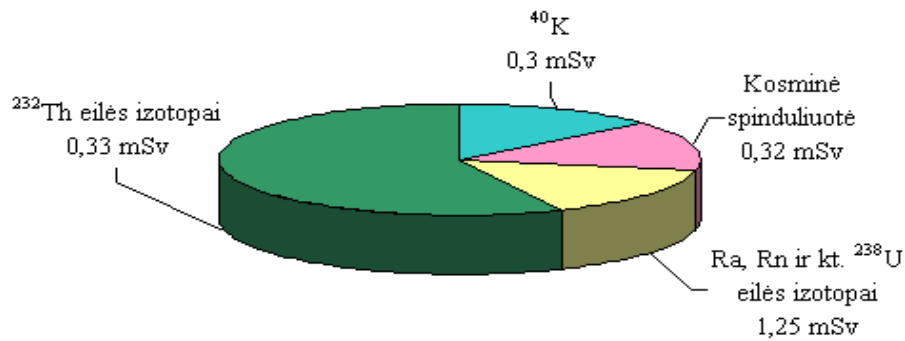
2) vidinė, kai radioaktyviosios medžiagos patenka į žmogaus organizmą su maistu, kvėpuojant arba tiesiog per kūno odą.

Išorinė apšvita gali būti nutraukta, pavyzdžiui, perkėlus žmones į kitą vietą, panaudojus apsauginį ekraną, tuo tarpu vidinė apšvita vyksta tol, kol radioaktyviosios medžiagos yra žmogaus organizme.

Vienas pagrindinių saugos nuo jonizuojančiosios spinduliuotės tikslų yra dozių, kurias dėl įvairių šaltinių gauna žmonės, įvertinimas. Dėl visų reguliuojamos veiklos rūšių gyventojų apšvitos dozė (neįskaitant gamtinės ir medicininės apšvitos) neturi padidėti daugiau negu 1 mSv/m. (Nedveckaitė 2004).

Visi gamtinės apšvitos šaltiniai Lietuvoje sąlygoja 2,2 mSv (1.13 pav.) vidutinę efektingą dozę (pasaulio vidurkis – 2,4 mSv). Didžiąją šios dozės dalį lemia ^{238}U eilės izotopai

(1,25 mSv). Žmogaus vidutinė efektinė dozė, gauta iš gamtinių šaltinių, yra lygi 82 %, tuo tarpu dirbtinių 18 %.



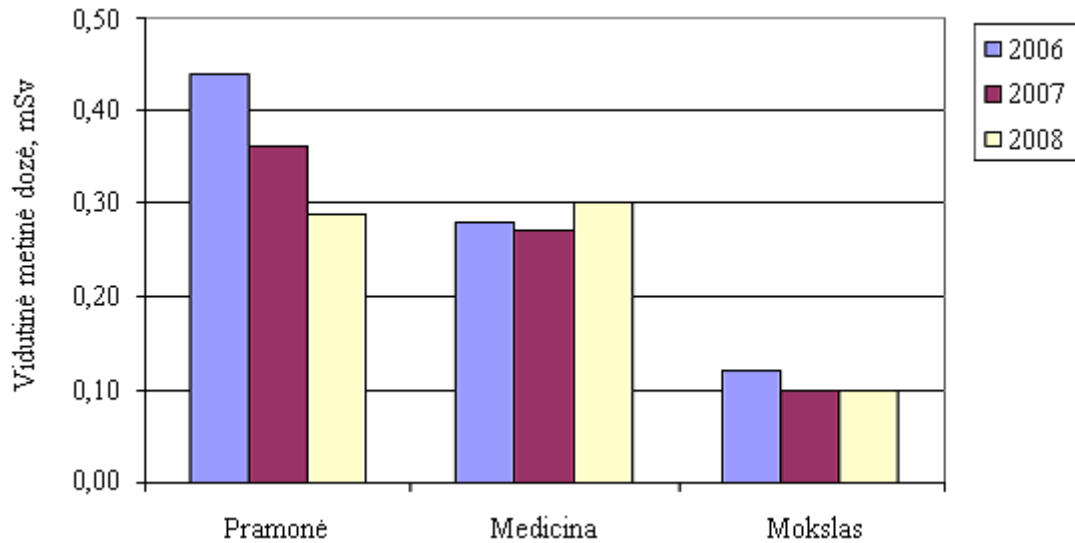
1.13 pav. Apšvitos dozių, kurias lemia įvairūs gamtinės kilmės šaltiniai, vidurkiai Lietuvoje (Gricienė ir kt. 2002)

Prieš pradėdant talpinti naudotus uždaruosius jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinius gręžinyje, turi būti įvertintos ir apšvitos dozės tam tikrai grupei žmonių (kritinei grupei). Kritinė grupė apibrėžiama kaip grupė asmenų, gyvenanti vietovėje, kurioje yra didžiausi į biosferą patenkančio radionuklidų aktyvumo lygiai, ir gaunanti didžiausią metinę apšvitos dozę. Ši grupė turi būti gana maža, santykinai vienoda pagal amžių (Nedveckaitė 2004). TATENA yra parengusi pagrindinius metodinius reikalavimus, kritinės grupės narių dozėms įvertinti (IAEA...2001). Individualioji dozė, kurią gali lemti konkretus šaltinis, yra ribojama nustatant apribotąją dozę. Vidutinė kritinės grupės narių gaunama dozė neturi viršyti vienos penktosios ribinės dozės vertės, t.y. 0,2 mSv/m.

Darbuotojų, dirbančių su jonizuojančiosios spinduliuotės šaltiniais, gaunamų dozių tyrimai yra viena iš svarbiausių priemonių, padedančių optimizuoti dirbančiųjų apšvitą. Lietuvoje vidutinė metinė dozė, kurią nuo jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinių gauna su jais dirbantys darbuotojai, yra 1,61 mSv. Bendra visų apšvitos šaltinių nulemta vidutinė metinė dozė darbuotojams, įskaitant ir apšvitą nuo gamtinių šaltinių, yra 4,24 mSv (Nedveckaitė 1998). Darbe (RSC...2009) nustatyta, kad darbuotojo, dirbančio su jonizuojančiosios spinduliuotės šaltiniais išmatuota metinė vidutinė dozė buvo 0,29 mSv ir sudarė 1,5 nuo leistinos metinės dozės ribos (20 mSv). Iš 1.14 paveikslo matyti, kad didžiausias apšvitos dozes gauna žmonės dirbantys pramonės sektoriuje, tačiau pastaraisiais metais jų gaunamos dozės sumažėjo nuo 0,44 mSv (2006 m.) iki 0,29 mSv (2008 m.). Mokslo bei mokymo, medicinos įstaigų darbuotojų gaunamos profesinės apšvitos dozės nesiekia 0,30 mSv.

Vertinant darbuotojų apšvitą ir jos kitimo tendencijas Lietuvoje matyti, kad padėtis panaši į daugelio išsivysčiusių pasaulio šalių, kadangi Lietuvoje kaip ir visame pasaulyje Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai

darbuotojų radiacinei saugai užtikrinti naudojamos tokios pat priemonės. Žinoma, kai kurių kategorijų darbuotojų apšvitą galima būtų dar sumažinti.



1.14 pav. Darbuotojų vidutinių metinių apšvitos dozių pasiskirstymas Lietuvoje (RSC...2009)

Jonizuojančiosios spinduliuotės pokyčių patalpose įvertinimas

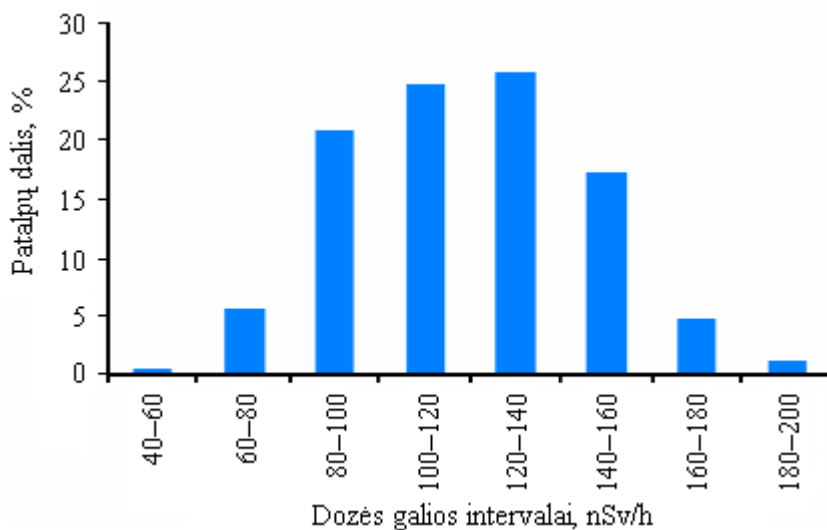
Ne tik radioaktyvūs šaltiniai sąlygoja išorinę apšvitą patalpoje, bet ir radionuklidai, esantys statybinėse medžiagose. Taigi kadangi žmonės apie 80 % savo gyvenimo praleidžia patalpose, todėl reikia įvertinti išorinę apšvitą. Skaičiuojant išorinės apšvitos, nuo statybinėse medžiagose esančių radionuklidų jonizuojančiosios spinduliuotės, dozes svarbiausia reikia atsižvelgti į ^{226}Ra , nes skylant radžiui išsiskiria radonas (Pilkytė 2006).

Darbe (UNSCEAR 2000) nustatyta, kad vidutinė sugertoji dozės galia patalpoje yra 84 nSv/h, o kai kuriose šalyse nustatytos dozės galios vertės yra kur kas didesnės, nes patalpose naudojamos įvairios mineralinės žaliavos. Taigi įvairiuose darbuose atlikti tyrimai rodo, kad lygiavertės dozės galia patalpoje svyruoja nuo 50 iki 200 nSv/h (Al-Ghorabie 2005; Hewamanna *et al.* 2001; Sivakumar *et al.* 2002).

(Vaitiekūnas ir Lukošiuūtė 2005) darbe aprašoma metodika, kurios pagalba galima ne tik eksperimentiškai, bet ir remiantis matematiniu modeliu įvertinti statybinėse medžiagose esančių radionuklidų gama spinduliuotę. Nustatyta, kad vidutinė lygiavertės dozės galia patalpoje – 140 nSv/h.

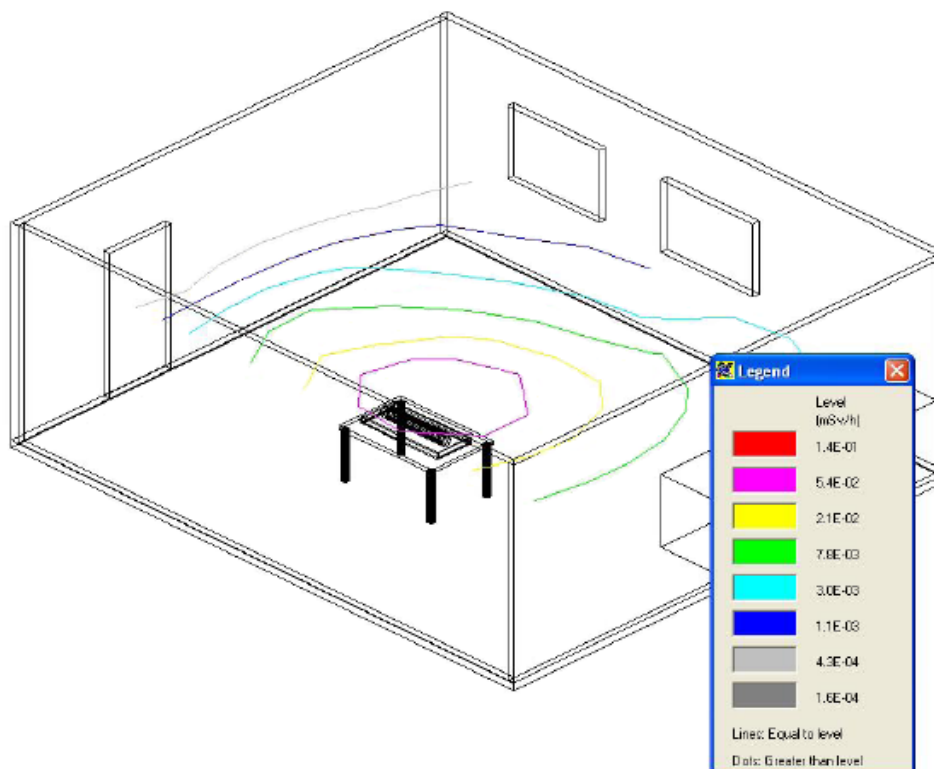
1.15 paveiksle pateikta dozės galios pasiskirstymas tirtose patalpose Lietuvoje. Daugiausia yra tokių patalpų kur lygiavertės dozės galia svyruoja nuo 100 iki 140 nSv/h. Šios vertės 60–71 % mažesnės už Lietuvoje reglamentuojamą gama spinduliuotės lygiavertės dozės

galią gyvenamosiose patalpose ir 69–78 % mažesnės už dozės galią darbo vietose (Pilkytė 2006).



1.15 pav. Dozės galios pasiskirstymas tirtose patalpose Lietuvoje (Pilkytė 2006)

Remiantis modeliavimo programa *VISIPLAN-3D* (Prítrský and Ondra 2006) darbe nustatyta ilgaamžio radioaktyvaus šaltinio keliama apšvita laboratorijos patalpoje. Gautos vertės kinta nuo 0,14 mSv/h iki 160 nSv/h. Kaip matyti iš 1.16 paveikslo tolstant nuo šaltinio dozės galia mažėja.



1.16 pav. Radioaktyvaus šaltinio skleidžiamos spinduliuotės pasiskirstymas patalpoje (Prítrský and Ondra 2006)

Norint sumažinti išorinę apšvitą patalpoje, reikia naudoti tokias medžiagas, kurių radionuklidų aktyvumai būtų nedideli.

1.5. Jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinių gama spektrometriniai bei dozimetriniai tyrimai ir metodai

Matavimo metodų, kurių pagalba tiriama radionuklidų, esančių šaltiniuose, jonizuojančiosios spinduliuotės įtaka apšvitai yra įvairių. Jų pasirinkimą lemia: tiriamas objektas, matavimo jautris, radionuklidų aktyvumai ir pan. Šiuos metodus galima suskirstyti į dvi grupes:

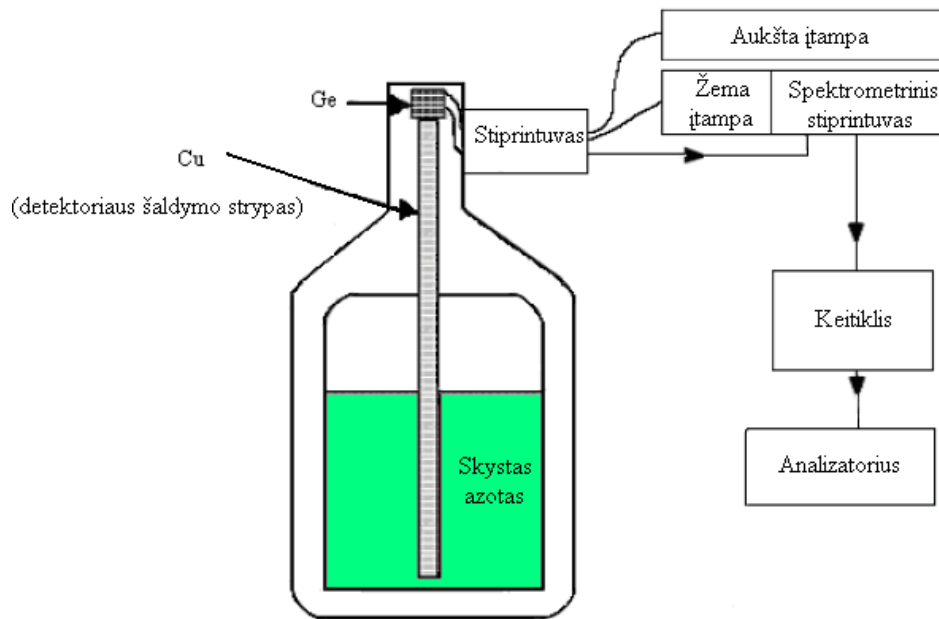
- 1) radionuklidų aktyvumų tyrimai naudotuose jonizuojančiuose spinduliuotės šaltiniuose;
- 2) apšvitos nuo tam tikrų radioaktyviųjų šaltinių jonizuojančiosios spinduliuotės dozių matavimo metodai.

Radionuklidų aktyvumai matuojami spektrometrais. Radžio ^{226}Ra , americio ^{241}Am , plutonio ^{241}Pu , cezio ^{137}Cs aktyvumai dažniausiai matuojami gama spektrometriniu metodu, šis metodas įteisintas ir Lietuvoje (LAND 36-2000). Tačiau metodas nėra taikytinas, kai mėginiuose vyrauja maži aktyvumai. Gama spektrometrijoje laboratorijos sąlygomis naudojami stacionarūs gama spektrometrai, lauko sąlygomis – nešiojamieji, mažų matmenų gama spektrometrai.

Gama spektrometrijai vis dažniau naudojami puslaidininkiniai detektoriai. Jais gautų spektrų apdorojimo principas toks pat, kaip ir spektrų, gautų scintiliaciniais spektrometrais. Šie prietaisai turi savų privalumų ir trūkumų. Pavyzdžiui, scintiliacinių detektorių santykinė energetinė skyra (smailės pločio pusėje jos aukščio santykis su didžiausiąja šią smaile atitinkančia energija) yra apie 10 %, o puslaidininkinių detektorių – 0,1 % (Morkūnas 2007).

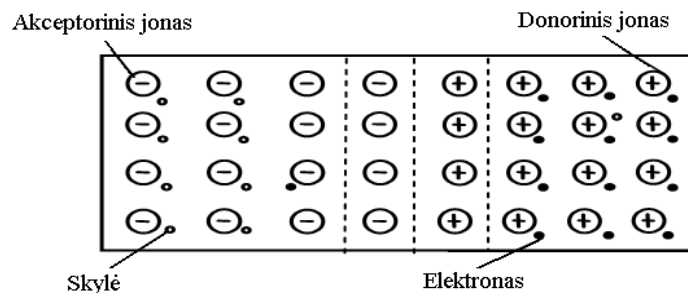
Gama spektrometrų detektoriams naudojamos įvairios medžiagos. Tačiau natrio jodidas (aktyvuotas taliu) (NaI(Tl)), ir grynas germanis (HPGe) dėl jų savybių yra naudojami plačiausiai (El-Hussein 2005). Danijoje, Islandijoje, Latvijoje, Norvegijoje, Portugalijoje, Suomijoje ir Švedijoje populiariausi gama spektrometrai su puslaidininkiniais Ge ir HPGe jutikliais. Lietuvoje naudojami puslaidininkiniai Ge(Li) , HPGe ir NaI(Tl) spektrometrai (Svirplytė ir Ladygienė 2008). Puslaidininkyje yra jonizuojami kietojo kūno atomai. 1.17 paveiksle pateikta principinė germanio detektoriaus schema. Detektorius yra pn sandūros, kurio sandūroje yra gryno germanio sluoksnis. Jutiklis sudarytas iš Ge kristalo, kuris per šilumai laidų Cu strypą – palaikomas skystojo azoto temperatūroje.

Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai



1.17 pav. Germanio detektorius (Chadyšienė ir kt. 2004)

pn sandūra gaunama sulietus du skirtingo laidumo p (puslaidininkiai, kuriuose skylių yra daug daugiau negu laisvųjų elektronų) ir n (puslaidininkiai, kuriuose laisvųjų elektronų yra daug daugiau negu skylių) tipo puslaidininkius. Iš n -tipo puslaidininkio elektronai keliauja į p puslaidininkio sritį, o iš p -tipo į n -tipo puslaidininkį. Tarp šių sričių ir susidaro pn sandūra (1.18 pav.).



1.18 pav. Pusalaidininkio pn sandūra (Poškus 2008)

Tipiškas radionuklidų aktyvumų naudotuose šaltiniuose matavimo metodas aprašomas (Navarro and Salgado Mojena 2005) darbe. Naudoti uždarieji jonizuojančiosios spinduliuotės šaltiniai buvo tiriami NaI(Tl) nešiojamu detektoriumi. Matavimo metu tiriamieji šaltiniai buvo pakankamai dideliu, 3,0 m atstumu, nuo gama spektrometro jutiklio. Kadangi šaltiniuose naudojamas ekranas galėjo įtakoti matavimo rezultatus, todėl jis buvo pakeltas.

(Masahiro *et al.* 2002) darbe aprašoma, kaip ^{238}U ir ^{232}Th skilimo grandinių narių aktyvumai buvo nustatomi pagal ^{214}Bi smaile, kurios energija 609 keV, ^{212}Pb – 239 keV. Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai

smaile. Spektrai buvo analizuojami naudojantis mažiausiu kvadratų metodu. Taikant šį metodą tiriamą objektą galima aprašyti funkcija:

$$y = \Psi(x_1, x_2, \dots, x_n, b_1, b_2, \dots, b_m), \quad (1.3)$$

čia: y – tiriamą charakteristika, priklausanti nuo kelių kintamųjų, kuriuos galima suskirstyti į dvi grupes: $(x_1, x_2, \dots, x_n)$ – šių kintamųjų reikšmės galima pasirinkti eksperimento metu, o $(b_1, b_2, \dots, b_m)$ – nežinomi parametrai, kurie nustatomi minimizuojant kvadratinę paklaidą:

$$\sum_{i=1}^N (y_i - \Psi(x_1^i, x_2^i, \dots, x_n^i, b_1, b_2, \dots, b_m))^2 \longrightarrow \min_{b_1, b_2, \dots, b_m}. \quad (1.4)$$

Darbe (Carrel *et al.* 2009), naudojant 40 % santykinio efektyvumo HPGe detektorius, buvo įvertinti plutonio šaltiniuose esantys priemaišiniai radionuklidai ir jų aktyvumai. Tiriamųjų šaltinių gama spektruose identifikuotos ryškios 60 keV ir 208 keV energijų gama smailės. Šios smailės atitinka americio ^{241}Am ir ^{237}U gama fotonų energiją.

Tipiškas radžio, plutonio, americio radionuklidų aktyvumų matavimo metodas aprašomas (Witcher 2009) darbe. Įvairių šaltinių, kurie buvo plačiai naudojami mokslo įstaigose (Didžiojoje Britanijoje) 1960–1970 m., aktyvumai buvo tirti didelės skiriamosios gebos gama spektrometru.

Kitas toks pavyzdys yra pateiktas (Proctor and Pohl 2003) darbe, kuriame tiriami ekranuoti ir neekranuoti urano, plutonio šaltiniai. Šiame darbe atlikti kompleksiniai tyrimai. Buvo panaudoti HPGe, NaI(Tl), kadmio cinko (CZT), gyvsidabrio jodido (HgI_2) detektoriai. Detektoriai buvo išdėstyti skirtingais atstumais nuo šaltinių (0,3–1,0 m). Vieno matavimo trukmė buvo 60 min. Remiantis eksperimento rezultatais nustatyta, kad esant didelei radionuklido energijai, spektrai gaunami labiau detalizuoti naudojant HPGe detektorius.

Gama spektroskopija ir Monte Karlo metodas (Ridikas *et al.* 2005) darbe buvo pritaikytas, nustatant konteinerio su radioaktyviomis atliekomis būdingų radionuklidų aktyvumus. Nustatyta, kad taikant šią metodiką šaltinio aktyvumą galima įvertinti ir kai šaltinis yra patalpintas į atliekų pakuotę.

Radionuklidų jonizuojančiosios spinduliuotės sukeltai apšvitos dozei matuoti naudojami dozimetrai, kurie parenkami atsižvelgiant į spinduliuotės energiją ir rūšį.

(Navarro and Salgado Mojena 2005) darbe aprašoma metodika, kai išorinės dozės galia įvertinama remiantis gama spektroskopijos matavimo rezultatais. Svarbu tai, jog naudojantis gama spektrometriniu metodu, galima įvertinti atskirų radionuklidų įnašą į apšvitos dozę.

Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai

(Ivanov 2009) darbe panaudojus radiometrą ištirta išorinė gama dozės galia patalpose, kur sumontuoti dūmų jutikliai. Nustatytos dozės svyravo nuo 0,04 $\mu\text{Sv/h}$ iki 0,19 $\mu\text{Sv/h}$. Didžiausia dozė buvo užfiksuota toje vietoje, kur vis dar naudojami pasenę dūmų jutikliai.

Kitas pavyzdys yra pateiktas (Chabala 2002) darbe, kuriame aprašoma kaip Zambijoje buvo tiriami naudoti jonizuojančiosios spinduliuotės šaltiniai. Pirmasis apšvitos nuo šaltiniuose esančių radionuklidų jonizuojančiosios spinduliuotės dozių tyrimo etapas buvo dozės galios matavimai. Matavimai buvo atliekami nešiojamais gama spinduliuotės dozės galios matuokliais 0,05–1,0 m atstumu nuo šaltinių. Nustatyta, kad tolstant nuo šaltinių dozės galia mažėja. Tai rodo, kokią didelę reikšmę turi matavimo geometrija, t.y. matavimo prietaiso ir tiriamojo šaltinio išdėstymas vienas nuo kito atžvilgiu.

Lietuvoje esančioje RADON tipo radioaktyviųjų atliekų saugykloje taip pat nuolatos atliekami gama spinduliuotės dozės galios tyrimai, naudojant universalų radiometrą RSD–200, kuris yra prijungtas prie stacionaraus kompiuterio. Dozės galia svyruoja nuo 55 nSv/h iki 82 nSv/h. Gautos vertės nesiskiria nuo natūralaus fono (Mažeika *et al.* 2008). Panašūs tyrimai atliekami ir Azerbaidžano IZOTOP uždarytoje radioaktyviųjų atliekų saugykloje. Gama dozės galia yra apie 60–120 nSv/h (Huseynov *et al.* 2007). Rezultatai rodo, kad žmonės, gyvenantys šių saugyklų apylinkėse, nėra veikiami padidėjusios gama spinduliuotės, kuri galėtų atsirasti dėl saugyklose saugomų atliekų.

1.6. Ilgaamžių radioaktyviųjų atliekų tvarkymo patirtis kitose šalyse

Jau ne vieną dešimtmetį viso pasaulio mokslininkai ieško būdų, kaip saugiai sutvarkyti radioaktyviąsias atliekas, kadangi dažnai jos išlieka pavojingos šimtus ar net tūkstančius metų. Taigi radioaktyviųjų atliekų tvarkymas yra didelė aplinkosauginė problema (Beckblom 1998).

Radioaktyvios atliekos turi būti tvarkomos taip, kad:

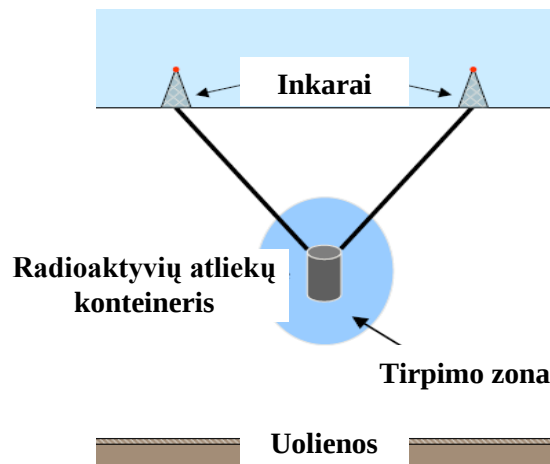
- būtų sumažintas radiologinis pavojus žmonėms iki priimtino lygio;
- pavojus žmonių sveikatai peržengiant valstybių sienas, turėtų būti ne didesnis nei priimtinas tos šalies, kurioje susidarę;
- nekenktų aplinkai, t.y. aplinkos apsauga;
- netaptų našta ateities kartoms ir žmonės ateityje būtų tinkamai apsaugoti nuo radioaktyviųjų atliekų poveikio;
- radioaktyviųjų atliekų susidarytų kuo mažiau;
- būtų laikomasi radiacinės saugos reikalavimų.

Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai

Pasaulyje pirmą kartą radioaktyviosios atliekos buvo palaidotos 1944 m. Oak Ridge, Jungtinėse Amerikos Valstijose (JAV). Pirmoji atliekų laidojimo vieta buvo paprasčiausia duobė, užpildyta neapdorotomis atliekomis (Han *et al.* 1997). Nuo to laiko buvo sukaupta didelė atliekų tvarkymo patirtis – pasiūlyta ir įgyvendinta daug įvairių laidojimo būdų: paviršiniuose kapinynuose, įrengus specialius inžinerinius barjerus; nenaudojamų kasyklų šachtose; įvairaus skersmens, gylio gręžiniuose ir pan.

Didžiausia šiuo metu egzistuojanti problema – ilgaamžių radioaktyviųjų atliekų tvarkymas. Pasaulio mokslininkai anksčiau svarstė ir šiuo metu tyrinėja tokius šios rūšies atliekų tvarkymo būdus:

- *Laidojimas kontinentiniuose ledynuose ar daugiamečio išalo zonose* (Cerefice 2001). Šis atliekų šalinimo būdas (1.19 pav.) niekada nebuvo išsamiai ištirtas.



1.19 pav. Atliekų talpinimo kontinentiniuose ledynuose schema (Cerefice 2001)

Norint taip laidoti ilgaamžes radioaktyvias atliekas reiktų pasinaudoti Kanados, Grenlandijos arba Antarktidos ledynais. Tačiau Kanados ledynas yra per mažas, o gabenti atliekas kitur trukdytų per dideli atstumai, be to, tarptautiniai įsipareigojimai draudžia šalinti atliekas Antarktidoje. Yra dar viena problema susijusi su šiuo šalinimo būdu, t.y. radioaktyviosios atliekos gali būti išleistos į aplinką, dėl pasaulinio klimato pokyčių, kurie sąlygoja ledynų tirpsmą. Šį tvarkymo būdą plačiausiai tyrinėjo JAV.

- *Šalinimas jūros dugne.* Kai kurie mokslininkai mano, kad tai būtų viena iš priimtinausių atliekų šalinimo alternatyvų. Ji yra potencialiai saugi, išskyrus transportavimo avarijas.

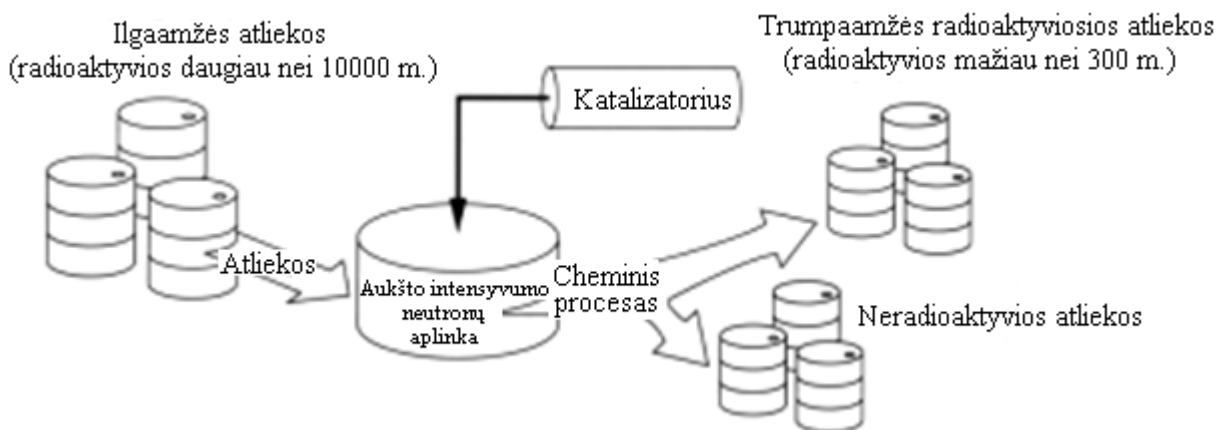
Mokslininkai ištyrė Ramiojo ir Atlanto vandenyno vietas, kurios galėtų tikti šiam atliekų šalinimui. Jie nustatė, kad kai jūros vanduo ir bandinio nuosėdų mišiniai kaitinami esant 300 °C ir aukštam slėgiui, tirpalo pH vertė pasikeičia iš 8 į 3. Skaičiavimai leidžia manyti, kad Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai

mažiau nei 2 m^3 neapdorotų nuosėdų reikės neutralizuoti, visas rūgštis sugeneruoti. Prireiktų bent 500 m ir tik tada skilimų veikla būtų priimtina (Rao 2008). Radioaktyviųjų atliekų saugyklą siūloma pastatyti 2 km po jūros dugnu. Šio metodo privalumai – atliekos pašalinamos iš biosferos, nedidelė korozija pačiame jūros dugne, o trūkumai – tarptautiniai išipareigojimai, tikėtinos didelės šalinimo išlaidos. Daugiausia šį metodą tyrinėjo Švedijos, JAV ir Jungtinės Karalystės (JK) mokslininkai.

○ *Šalinimas kosmose*, t.y. paleidimas į kosmosą. Nors tai yra techniškai įmanoma, šalinimo sąnaudos būtų labai didelės. Tyrimai parodė, kad skrydžių skaičius, reikalingas transportuoti didelį kiekį radioaktyviųjų atliekų būtų nepraktiškas. Šalinimas erdvėje galėtų būti įmanomas transportuojant tik labai mažą kiekį perdirbtų aukšto lygio atliekų. Mokslininkai yra apskaičiavę, kad rizika susijusi su erdvėlaivių avarijomis, gali siekti apie vieną procentą kiekvienam skrydžiui (International Nuclear...1998). Lazerinės paleidimo sistemos galėtų sumažinti transportavimo kainą ir taip būtų galima išspręsti didėjančią radioaktyviųjų atliekų problemą.

Išsamius tyrimus, kurie susiję su atliekų šalinimu kosmose, atliko JAV agentūra atsakinga už kosmoso programas – NASA. Intensyviausi tyrimai buvo atliekami 1970–1980 m. Kol kas tik radioizotopiniai termoizoliaciniai generatoriai, kuriuose yra keli kilogramai ^{238}Pu yra paleisti NASA (World Nuclear...2008).

○ *Atskyrimas ir transmutacija* (1.20 pav.). Atskyrimo procesas yra toks: pasirinkti radionuklidai yra atskiriami cheminiu procesu nuo ilgaamžių radioaktyviųjų atliekų, juos apšvitinant elementariosiomis dalelėmis (Motiejūnas 2009). Ši technologija dar ne visai ištyrinėta, be to, tikėtinos didelės išlaidos. Transmutacija gali tik papildyti atliekų tvarkymo procesą, t.y. sumažinti atliekų kiekį ir jų ilgaamžiškumą. Šį metodą tyrinėja šios šalys: JAV, Japonija, Prancūzija.



1.20 pav. Transmutacijos proceso principinė schema (Nuclear Energy...2003)

○ *Rūsiai*. RADON tipo saugyklos būdingos buvusios Sovietų Sąjungos ir Rytų Europos šalims (Armėnijai, Baltarusijai, Bulgarijai, Kazachstanui, Latvijai, Lietuvai, Rumunijai, Rusijai, Ukrainai, Vengrijai). Jos buvo statomos praėjusio amžiaus septintame aštuntame dešimtmečiuose. Tai standartinio tipo saugyklos, kuriose trumpaamžės ir ilgaamžės radioaktyviosios atliekos, dažniausiai nenaudojant konteinerių, buvo talpinamos rūsiuose. Ilgalaikės saugos požiūriu tokio tipo saugyklos yra problematiškos, todėl, kad jose palaidota nemažai ilgaamžių radioaktyviųjų atliekų su ^{226}Ra , ^{239}Pu radionuklidais (Ojovan *et al.* 2003).

○ *Gręžiniai ir šachtos*. Gali būti naudojami didesnio aktyvumo atliekoms palaidoti, ypač jeigu atliekų tūris nedidelis, pavyzdžiui, šalinant uždaruosius jonizuojančius šaltinius, kurie plačiai naudojami pramonėje, medicinoje ir įvairiems moksliniams tyrimams. Kadangi šaltiniai naudojami beveik visose pasaulio šalyse, todėl jų tvarkymas yra didelė problema.

Tarybų Sąjungoje buvo taikomi standartiniai gręžiniai, kai šaltiniai buvo nuleidžiami į 4,0 m gylio gręžinius ir užsandarinami. Gręžiniuose buvo 0,20 m skersmens spiralės formos plieniniai vamzdžiai, į kuriuos buvo patogų mesti šaltinius iš transportavimo konteinerių (Motiejūnas 2009).

Visame pasaulyje yra susidaręs gan didelis kiekis šaltinių, pavyzdžiui, JAV kiekvienais metais susidaro 200000 šaltinių (Coursey and Nath 2000), Baltarusijoje yra sukaupta apie 45000 naudotų dūmų jutiklių (Ojovan *et al.* 2003), kuriuose yra šaltiniai su radioaktyviuoju plutonio ^{239}Pu izotopu. TATENA, bendradarbiaudama su Pietų Afrikos Respublikos (PAR) Branduolinės energetikos bendrove NESCSA, parengė ilgaamžių uždarytų jonizuojančios spinduliuotės šaltinių laidojimo nuo 80 m iki 100 m gylio gręžiniuose „BOSS“ (*BOrehole Disposal of Sealed Sources*) koncepciją (Mokrik ir kt. 2008; Vicente *et al.* 2004). Pati „BOSS“ sistema buvo sukurta 1996 m. Ši koncepcija yra daugiau skirta besivystančioms Afrikos šalims (Potier 2006), tačiau puikiausiai tinka ir kitoms valstybėms, turinčioms ne tokius didelius radioaktyviųjų atliekų kiekius. Pagal ją nedidelio skersmens (apie 0,26 m) gręžiniai gali būti naudojami panaudotiems šaltiniams palaidoti.

Prieš pradedant tokio tipo gręžinio modulių statybą turi būti įrengtas demonstracinis kapinyno inžinerinių barjerų modelis. Jo paskirtis – įrodyti inžinerinių barjerų funkcionalumą ir patikimumą bei sukaupti duomenis, reikalingus saugos vertinimui. Stebėjimai truktų ne mažiau 10 m. 1.21 paveiksle pateikiamas demonstracinis „BOSS“ gręžinio modelis, kuris buvo suprojektuotas PAR. Vertinimai rodo, kad gręžiniams parinkus radionuklidų migravimui nepalankią geologinę terpę, pavyzdžiui, vandeniui nelaidų molį, juose galima saugiai laidoti atliekas, netgi neįrengus papildomų inžinerinių barjerų (IAEA...2005).

Šio metodo privalumai (Nel and Potier 2005):

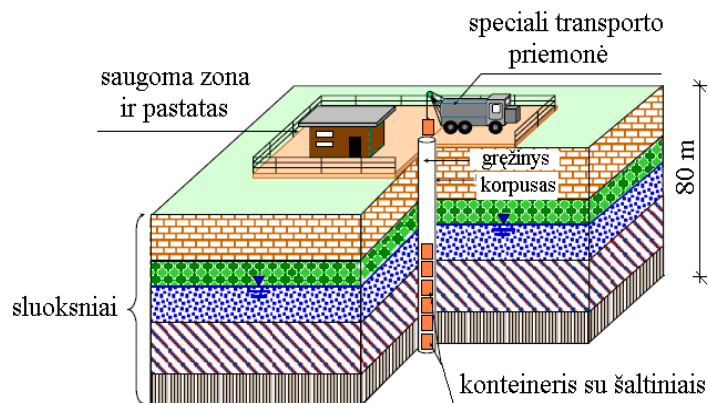
Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai

- 1) nesudėtingi, pigūs ir saugūs įrenginiai;
- 2) reikalingi tik nedideli plotai ir ribota infrastruktūra;
- 3) statyba neužima daug laiko;
- 4) reikalingi tik minimali kontrolė po atliekų šalinimo vietos uždarymo;
- 5) apsaugoma aplinka ir žmonių sveikata nuo šaltinių neigiamo poveikio.



1.21 pav. „BOSS“ gręžinio bandomasis modelis (Potier 2006)

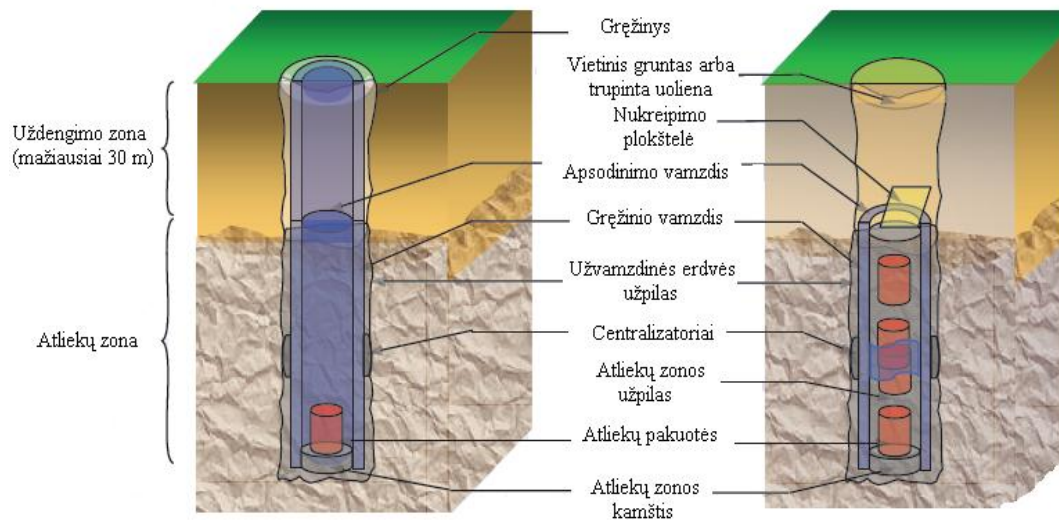
Didelis šio sprendimo privalumas tas, kad tokio gręžinio pažeidimo tikimybė yra labai maža (Crossland 2006). Šio atliekų tvarkymo metodo pagrindinis principas yra toks: šaltiniai talpinami į hermetiškas atliekų pakuotes, kurios specialaus transporto pagalba nuleidžiamos į įrengtus gręžinius (1.22 pav.) ir užpilamos skystu betonu ar kitu tinkamu užpildu. Taip atliekų apsauginiai barjerai išliks patvarūs tol, kol suskils jose esantys radionuklidai ir atliekos taps nebepavojingos.



1.22 pav. Panaudotų uždarytų šaltinių kaupimo gręžinyje principinė schema

Radionuklidams migruoti iš tokio tipo atliekų tvarkymo modulio trukdytų inžineriniai ir gamtiniai barjerai (Goldammer 2005). 1.23 paveiksle pateikiami pagrindiniai „BOSS“

sistemos gręžinio įrengimo komponentai: atliekų zona; uždengimo zona. Pačiame gręžinio dugne įrengiamas betono kamštis. Aplink atliekų pakuotę užpilamas betonas. Kai betonas su apsemta atliekų pakuote sustingsta, jo viršutinė dalis naudojama kaip platforma kitai atliekų pakuotei talpinti. Pati atliekų zona turi būti bent 30 m žemiau žemės lygio. Virš paskutinės atliekų pakuotės įrengiama nukreipimo plokštė, kuri apsaugo nuo netyčinio patekimo į atliekų šalinimo zoną. Uždengimo zona sudaryta iš: uždengimo zonos užpilo ir vietinio grunto sluoksnio (iki 2 m), pastarasis sluoksnis naudojamas tam, kad tiksli gręžinio padėtis nebūtų žinoma. Tiksli gręžinio padėtis, saugumo sumetimais, gali būti nustatyta įgaliotų asmenų, naudojant specialią įrangą. (Mokrik ir kt. 2008; Potier 2005).



1.23 pav. „BOSS“ sistemos gręžinio įrengimo komponentai (Nachmilner 2006)

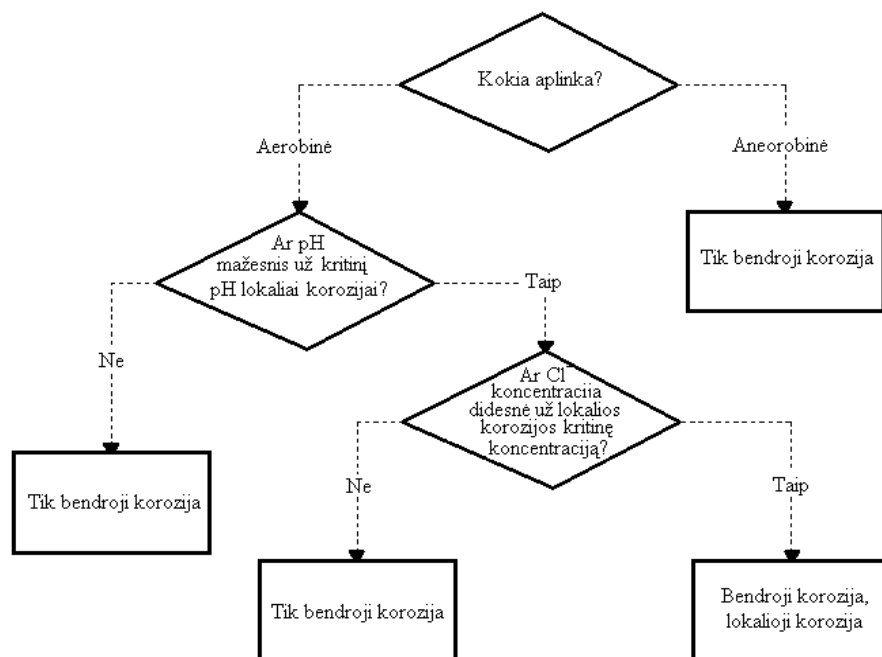
Konteineris yra vienas iš svarbiausių laidojimo sistemos elementų, nes padeda izoliuoti atliekas ir apsaugoti nuo kontakto su požeminiu vandeniu tūkstančius metų, todėl svarbu įvertinti atliekų pakuotės saugos parametrus. Be to, išėmus iš prietaisų radioaktyviuosius šaltinius ir patalpinus į konteinerį, galima sumažinti radioaktyviųjų atliekų tūrį šimtus kartų. Kad visos radioaktyviųjų atliekų pakuotės būtų saugiai patalpintos gręžinyje, turi būti atlikta nemažai operacijų nuo atliekų priėmimo ir talpinimo laidojimo konteineriuose iki konteinerių patalpinimo galutinio laidojimo vietoje bei užsandarinimo, todėl būtina įvertinti radioaktyviąją apšvitą.

Atliekų pakuotė, t.y. konteineris, turi kelis saugos barjerus: konteinerio užpilas; konteinerio sienelės.

Galimi keli konteinerių tipai – korozijai atsparios arba neatsparios medžiagos. Pirmuoju atveju konteineris gaminamas iš korozijai atsparių medžiagų, pavyzdžiui, vario.

Antruoju atveju konteineris gaminamas iš lengvai rūdijančių metalų, pavyzdžiui, plieno ar ketaus.

„BOSS“ sistemoje dažniau naudojamas nerūdijančio plieno (316) konteineris. Mokslininkai nustatė, kad naudojant plieninį konteinerį, nerūdijančio plieno sienelė, sukoroduotą per 400000 metų, to nepakaktų, kad pakuotėje suskiltų itin ilgaamžiai ^{241}Am ir ^{239}Pu skilimo produktai. Tačiau šių radionuklidų mobilumas labai mažas, todėl jų sukeltos dozės irgi būtų labai mažos (Mokrik ir kt. 2008; Vicente 2007). 316 nerūdijančio plieno tolygiosios korozijos greitis (*uniform corrosion rate*) aplinkos temperatūroje aerobinėse sąlygose (1.24 pav.) neutralios ir šarminės terpės atvejais yra apie $0,02 \mu\text{m/m}$. (Blackwood *et al.* 2002). Panaši korozijos greičio vertė ir anaerobinėse sąlygose (Crossland 2006).



1.24 pav. Nerūdijančio plieninio konteinerio korozija

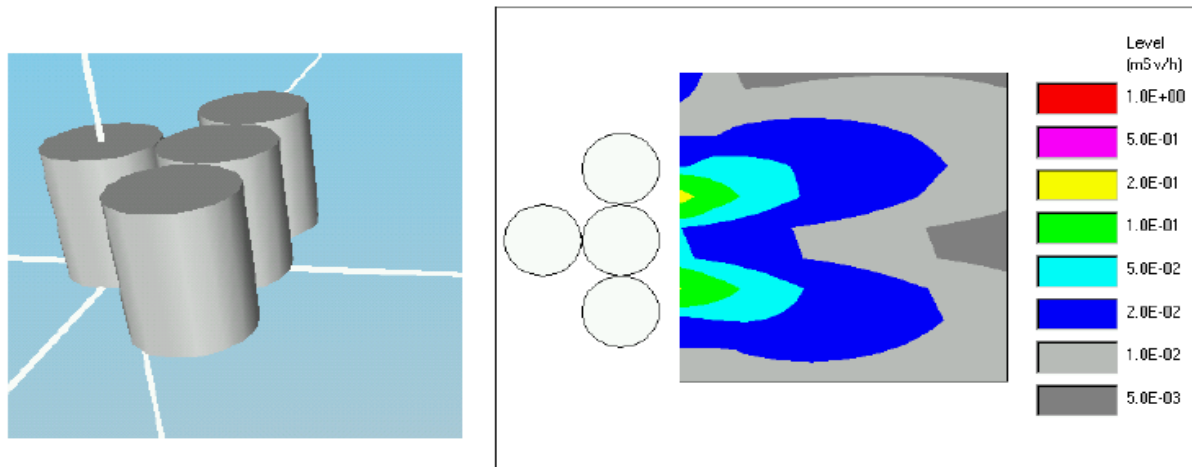
Nerūdijančio plieno lokaloji korozija gali pasireikšti, jei pakuotės aplinkoje susidaro rūgščios terpės tirpalai, kurie suformuoja duobutes ir plyšius. Lokalos korozijos greitį lemia chloridų, turinti aplinka. Kaip matyti iš 1.24 paveikslo lokaloji korozija gali vykti tik anaerobinėmis sąlygose. Pavyzdžiui, kambario temperatūroje nerūdijančiame pliene ir esant 1000 mg/l Cl^- koncentracijai, lokaloji korozija gali prasidėti, kai pH 6–7. Tuo tarpu, esant pH 13, lokaloji korozija gali prasidėti tik tuomet, jei Cl^- koncentracija daugiau nei 10 kartų didesnė (Crossland 2006).

Brazilų mokslininkai nagrinėjo šaltinių palaidojimą švino konteineryje. Švinas, kaip ekranas, daug geresnis negu tokio pat dydžio cemento ir plieno konteineris, be to, švinas

Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai

atsparesnis korozijai (Vicente 2007). Kitas toks pavyzdys yra pateiktas (Margeanu *et al.* 2008) darbe. Šiame darbe aprašoma, kaip Rumunijoje buvo vertinami radioaktyviųjų atliekų pakuočių saugai svarbūs parametrai. Tam, kad būtų sumažinta apšvita, užtikrinta sauga, naudojamas švino konteineris (skersmuo – 180 mm) pripildytas betono. Nustatyta, kad lygiavertės dozės galia prie nagrinėto konteinerio paviršiaus yra 0,05 mSv/h, o lygiavertės dozės galia 1 m atstumu lygi 0,01 μ Sv/h.

Remiantis modeliavimo programomis *VISIPLAN-3D* ir *Microshield* (Vermeersch 2005b) darbe įvertinta konteineryje esančių radioaktyviųjų šaltinių skleidžiamos spinduliuotės apšvita. Atliekų pakuotės pagrindiniai parametrai: aukštis – 76,25 cm, o skersmuo – 30,5 cm; užpildas – betonas, kurio tankis 1,79 g/cm³. *VISIPLAN-3D* programa gauta dozės galia kito nuo 1,00 mSv/h iki 5,00 μ Sv/h (1.25 pav.). Nustatyta, kad vidutinė dozės galia nagrinėjamame plote buvo lygi 3,10 μ Sv/h (*Microshield*) ir 4,7 μ Sv/h (*VISIPLAN-3D*). Iš gautų rezultatų matyti, kad dozės galia mažėja, didėjant atstumui.



1.25 pav. Konteinerių su radioaktyviaisiais šaltiniais dozės galios įvertinimas (Vermeersch 2005b)

○ Saugiausias ilgaamžių radioaktyviųjų atliekų galutinio sutvarkymo būdas yra jų talpinimas žemės gelmėse, specialiai tam įrengtuose *giluminiuose kapinynuose*. Tinkamiausios laidoti yra senos, giliai slūgsančios, stabilios geologinės formacijos, kurias galima įvertinti remiantis šiuolaikine technika. Žmonių ir aplinkos saugą užtikrintų natūralūs barjerai, t.y. giliai slūgsančios uolienos kartu su dirbtiniais. Laidojant giluminiame kapinyne ilgaamžės radioaktyviosios atliekos izoliuojamos keletu barjerų, kurie vienas kitą sustiprina ir papildo, nes šio tipo atliekos išlieka milijonus metų radioaktyvios. Tai yra atliekos, turinčios ²²⁶Ra, ²³⁸U, ²³⁹Pu, ²⁴¹Am radionuklidų.

Kol kas įvairiose šalyse tik ieškoma vietų tokiems kapinynams ir atliekami jų tyrimai

(Beckblom 1998; Conca *et al.* 1998; Poškas ir kt. 2004). JAV 1950–1960 m. pradėjo pirmuosius tyrimus susijusius su ilgaamžių radioaktyvių atliekų laidojimu giluminiame kapinyne. Europoje šis ilgaamžių radioaktyvių atliekų tvarkymo būdas išpopuliarėjo tik per pastaruosius 25–30 m. Taigi tokios valstybės kaip Belgija, Prancūzija, Suomija, Švedija, Šveicarija, JAV, Japonija yra nemažai nuveikusios rengiantis laidoti ilgaamžes radioaktyvias atliekas. Nuo 1979 m. pagrindiniai darbai buvo vykdomi šiomis kryptimis: mokslo ir technologijų įvairios studijos susijusios su saugiu ilgaamžių atliekų šalinimu; įvairūs eksperimentiniai ir inžineriniai darbai. Šalyse pradėti konstruoti konteineriai ir statomos požeminės laboratorijos, viena iš jų įrengta Šveicarijoje. Kelios iš aukščiau išvardintų šalių – JAV, Suomija ir Švedija – jau dabar yra pasirengusios pradėti įgyvendinti giluminių kapynų įrengimo darbus. Kaimyninės Lietuvos valstybės – Baltarusija, Latvija, Lenkija, Ukraina – taipogi nagrinėjo ilgaamžių radioaktyvių atliekų laidojimo galimybę.

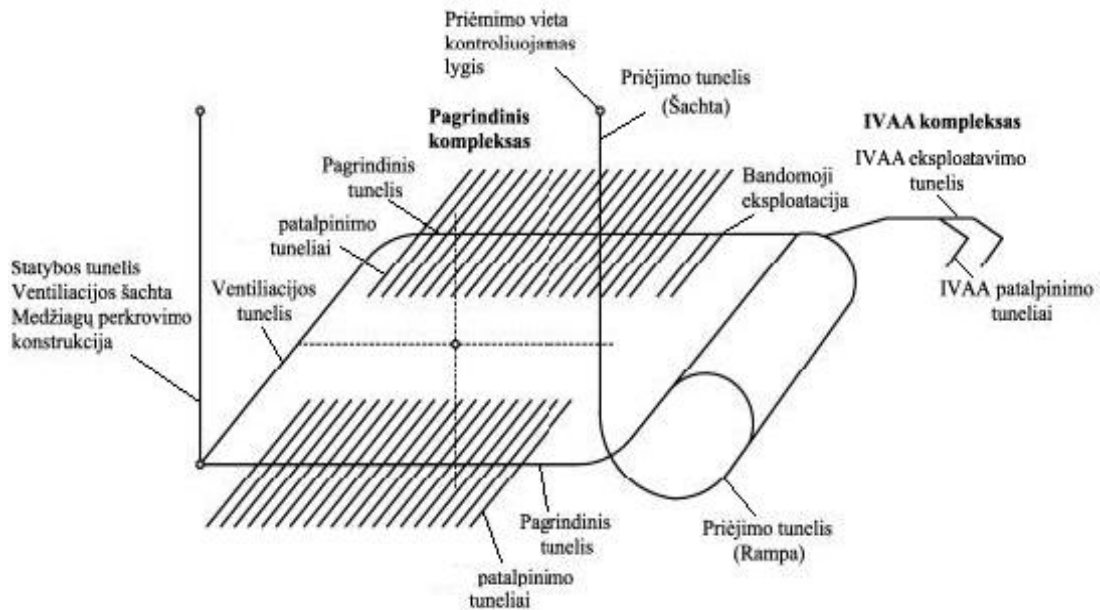
Projektuojant kapiną reikia atsižvelgti į jo gylį, kuris priklauso nuo vietovės geologinių sąlygų, t.y. nuo kapiną supančios uolienos. Šiuo metu pasaulyje tyrinėjamos įvairios geologinės terpės kapinynui įrengti – akmens druska, granitai ir panašios kristalinės uolienos, molingos uolienos (Kanopienė ir Marcinkevičius 2000), vulkaninis tufas (1.1 lent.). Daugiausia mokslinių tyrimų buvo atlikta su kristalinėmis uolienomis, pirmiausia gneisais ir granitais. Švedija yra pirmaujanti šalis plėtojant ilgaamžių radioaktyvių atliekų laidojimo kristalinėse uolienose koncepciją (1.26 pav.), todėl dauguma šalių seka jos pavyzdžiu, ne išimtis yra ir Suomija.

1.1 lentelė. Įvairiose šalyse nagrinėjamos geologinės terpės giluminiam kapinynui įrengti

Šalys	Geologinė terpė	Kapinyno gylis, m
JAV	akmens druska, vulkaninis tufas	350
Prancūzija	molis, granitai	400–1000
Vokietija	akmens druska, molis	220
Suomija	granitai	500
Švedija	granitai	500
Japonija	granitai, nuosėdinės uolienos	>300
Šveicarija	molis, kristalinės uolienos	650

Svarbiausias inžinerinis barjeras – konteineris. Švedijos koncepcijoje numatoma naudoti varinį (King *et al.* 2001) laidojimo konteinerį ir atliekų pakuotes talpinti 500 m gylyje kristalinėse uolienose. Taikant šį metodą variniai konteineriai gali būti talpinami vertikaliai arba horizontaliai. Mokslininkai nagrinėjo ir plieninius konteinerius. Poškas ir kt. (2004) nustatė, kad ant plieinio laidojimo konteinerio, kuris būtų naudojamas, jei giluminis kapinynas būtų statomas molio formacijoje, dozės galia yra apie 7 mSv/h.

Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo grėžiniuose galimybių tyrimai



1.26 pav. Švedijos pasirinkta giluminio kapinyno sandara (Thurner *et al.* 2006)

Taigi yra nemažai sugalvota ilgaamžių radioaktyvių atliekų tvarkymo būdų, tačiau dauguma alternatyvių šalinimo būdų yra nesaugūs ar sunkiai įgyvendinami. Pavyzdžiui, Londono konvencija (1972 m.) yra uždraudusi šalinimą jūros dugne, todėl iš naujo turėtų būti deramasi norint atidaryti tokio tipo saugyklą (IAEA...2003).

Tikėtina, kad ateityje padidės atliekų kiekiai, todėl valstybės bus priverstos skirti didesnę dėmesį ilgaamžių radioaktyviųjų atliekų tvarkymui, esamų technologijų tobulinimui. Atsirastų naujų, efektyvesnių ir saugesnių technologijų, kurios galės visiškai pakeisti esamas.

1.7. Ilgaamžių radioaktyviųjų atliekų tvarkymas Lietuvoje

Ilgaamžių radioaktyviųjų atliekų tvarkymo sektoriaus esamos būklės analizė

Dabartiniu metu atliekos, susidarančios medicinos, pramonės, mokslo ir mokymo įstaigos yra vežamos saugoti į Ignalinos AE teritorijoje esančias saugyklas. Saugyklose saugomi priešgaisriniai dūmų jutikliai, statinio krūvio neutralizatoriai, gama relės, radžio druskos ir kt. prietaisai. Šiuo metu Ignalinos AE radioaktyviųjų atliekų saugykloje saugomų šaltinių su plutonio radionuklidais aktyvumas siekia $1,14 \cdot 10^{15}$ Bq, o pavyzdžiui, Suomijos uždarytą jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinių saugykloje (1.27 pav.) šio radionuklido aktyvumas kiek didesnis ir siekia $1,62 \cdot 10^{15}$ Bq. Suomijoje saugomų ilgaamžių radioaktyviųjų atliekų su ^{226}Ra radioizotopu aktyvumas siekia 231 GBq (Kettunen and Järvinen 2006). Lietuvoje planuojama statyti naują saugyklą, kadangi senoji šiuo metu jau užpildyta. Naujoji

saugykla bus suprojektuota talpinti apie 2000 m³ ilgaamžių atliekų. Numatoma saugojimo joje trukmė yra 50 m., nors atlikta analizė parodė, kad ši trukmė gali būti iki 100 m.



1.27 pav. Uždarųjų jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinių saugykla Suomijoje
(Kettunen and Järvinen 2006)

Lietuvoje RATA sistema informaciją apie Lietuvoje esančias ilgaamžes radioaktyvias atliekas ir analizuoja jų savybes. 1.2 lentelėje pateiki radžio ir plutonio šaltinių tvarkymo srautai 2005 m. Didžiąją dalį sudaro plutonio šaltiniai.

1.2 lentelė. Ražio ir plutonio šaltinių susidarymas ir tvarkymas 2005 m. (Mokrik ir kt. 2008)

Iš smulkių atliekų gamintojų surinkti šaltiniai		
Radionuklidas	Šaltinio kiekis, vnt.	Aktyvumas, Bq
²³⁹ Pu	140	1,03·10 ¹¹
Ignalinos AE saugomi šaltiniai		
Radionuklidas	Šaltinio kiekis, vnt.	Aktyvumas, Bq
²³⁸ Pu	2	3,70·10 ¹¹
²³⁹ Pu	23	5,03·10 ⁴
Pu	15390	1,14·10 ¹⁵
Lietuvos įmonėse naudojami Pu ir Ra šaltiniai		
Radionuklidas	Šaltinio kiekis, vnt.	Aktyvumas, Bq
²³⁹ Pu	22175	6,13·10 ⁸
²²⁶ Ra	10	2,55·10 ⁸

Maišiagalos saugykloje ilgaamžės radioaktyviosios atliekos kartu su trumpaamžėmis buvo kauptos iki 1989 m. Po to buvo nuspręsta saugyklą uždaryti, nes ji neatitiko aplinkosaugos reikalavimų. Į saugyklą atliekos buvo vežamos ne tik iš Lietuvos, bet ir iš Kaliningrado bei Gardino sričių. Šioje saugykloje buvo sukaupta 120 m³ radioaktyviųjų atliekų, t.y. saugykloje saugoma apie 3470 šaltinių, iš jų 2038 uždarytųjų jonizuojančios spinduliuotės šaltinių pavadinimas yra žinomas. Didžioji dalis atliekų buvo supilta į (15×5×3) m betoninį bunkerį, kurio viršus yra žemės paviršiaus lygyje. Atliekos bunkeryje buvo maišomos su betonu. Likusi dalis, apie 1 m, buvo užpilta betonu. Paviršius buvo Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai

padengtas bitumo sluoksniu ir 1,5–2,0 m aukščio dirvos kauburiu (Baltrūnas ir Kalinauskas 1999). Kad radioaktyvios medžiagos nepatektų į aplinką Maišiagalos saugykloje buvo įrengti nauji apsaugos barjerai – grunto ir dviejų vandeniu nelaidžių membranų sistema. Radioaktyviųjų atliekų galimai migracijai iš kaupo kontroliuoti, išgręžta 10 monitoringo gręžinių, kurie skirti gruntinio vandens bandiniams paimti. Tačiau ilgalaikės saugos požiūriu saugykla yra problematiška, todėl, kad joje yra nemažai ilgaamžių radioaktyviųjų atliekų su ^{14}C , ^{36}Cl , ^{226}Ra , ^{239}Pu , ^{137}Cs radionuklidais. Iš 1.3 lentelės matyti, jog per šiuos metus ^{239}Pu aktyvumas nepakito, kai kurių radionuklidų, pvz., ^{226}Ra , ^{137}Cs , ^{90}Sr aktyvumai sumažėjo.

1.3 lentelė. Kai kurių radionuklidų aktyvumas po Maišiagalos saugyklos uždarymo

Radionuklidas	Pusėjimo trukmė, m.	Aktyvumas, Bq	
		1989 m. vasaris	2009 m. vasaris
^{239}Pu	24110	$9,15 \cdot 10^{11}$	$9,15 \cdot 10^{11}$
^{226}Ra	1600	$1,11 \cdot 10^{11}$	$1,10 \cdot 10^{11}$
^{137}Cs	30,07	$5,57 \cdot 10^{13}$	$3,45 \cdot 10^{13}$
^{14}C	5730	$1,77 \cdot 10^{11}$	$1,77 \cdot 10^{11}$
^{36}Cl	$3,01 \cdot 10^5$	$1,20 \cdot 10^9$	$1,20 \cdot 10^9$
^{90}Sr	28,84	$6,45 \cdot 10^{11}$	$3,90 \cdot 10^{11}$
^{147}Pm	2,62	$1,07 \cdot 10^{10}$	$4,32 \cdot 10^7$
^{85}Kr	10,76	$2,20 \cdot 10^9$	$5,75 \cdot 10^8$
^{238}U	$4,47 \cdot 10^9$	$4,31 \cdot 10^7$	$4,31 \cdot 10^7$
^3H	12,33	$2,51 \cdot 10^{14}$	$7,78 \cdot 10^{13}$
Iš viso:		$3,09 \cdot 10^{14}$	$1,14 \cdot 10^{14}$

Taigi galutinis ilgaamžių radioaktyviųjų atliekų tvarkymo etapas yra sudėtingiausia atliekų tvarkymo programos dalis. Lietuvoje šiuo metu svarstomi keli šio tipo atliekų galutinio sutvarkymo būdai.

Tyrimai, susiję su uždarytų šaltinių palaidojimu Lietuvoje

Kaip jau minėta anksčiau ilgaamžės radioaktyviosios atliekos gali būti laidojamos specialiuose, tam tikro gylio kapinyuose. Giluminio kapinyno įrengimas panaudotų jonizuojančios spinduliuotės šaltinių šalinimui yra neekonomiškas dėl labai mažo laidoti skirtų atliekų tūrio. Be to, daugelis šalių dėl savo ekonominės ar politinės situacijos nesugebėtų įsirengti giluminio kapinyno. Todėl Lietuvoje kaip ir kitose šalyse be ankščiau pateiktų ilgaamžių radioaktyviųjų atliekų laidojimo koncepcijų, pradėta rengti panaudotų uždarytų šaltinių ir kitų ilgaamžių radioaktyviųjų atliekų palaidojimo gręžiniuose („BOSS“ sistema) galimybių studija. Atlikti pirmieji darbai: įvertintos hidrogeologinės sąlygos; išnagrinėta seisminių tyrimų medžiaga; nustatyta, kad norint palaidoti šiuo metu Lietuvoje esančius

panaudotus šaltinius viso reikėtų apie 5710 konteinerių, o atliekų zona sekliuose gręžiniuose (iki 70–80 m gylio) užimtų apie 40 m; atliekų zona giliuose gręžiniuose (iki 500 m gylio) užimtų apie 280 m (Mokrik ir kt. 2008). Dar reikia atlikti daug tikslesnių eksperimentinių tyrimų, sukaupti tikslią informaciją apie gręžinio vietos geologines, hidrogeologines, geochemines ir kt. charakteristikas.

Ne visus panaudotus uždaruosius jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinius tektų talpinti „BOSS“ sistemos gręžiniuose. Didelė dalis PUŠ su tokiais radionuklidais, kaip ^3H , ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{137}Cs ir kt., pateks į paviršinį trumpaamžių mažo ir vidutinio radioaktyvumo atliekų kapinyną. Tuo tarpu „BOSS“ gręžiniuose šalinami tie PUŠ su tokiais radionuklidais, kaip ^{241}Am , ^{239}Pu , ^{226}Ra ir kt.

Paviršinis kapinynas turi papildomus ilgaamžius gelžbetoninius barjerus, kurie daug geriau apsaugo radioaktyvias atliekas, negu gamtinė aplinka. *Trumpaamžių mažai ir vidutiniškai radioaktyvių atliekų* laidojimas paviršiniuose kapinyuose (Zuloga 2005) yra visuotinai pripažintas ir naudojamas daugelyje valstybių, pavyzdžiui, Švedijoje, Prancūzijoje (1.28 pav.), Ispanijoje, Japonijoje ir t.t.



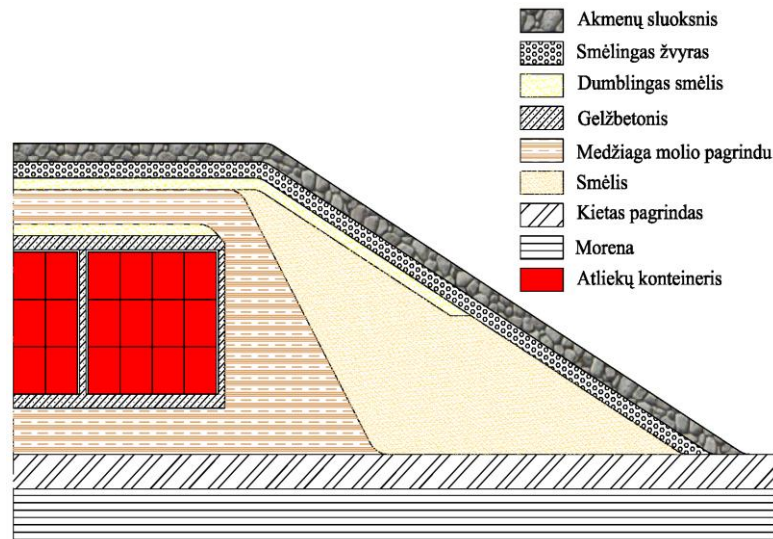
1.28 pav. Paviršinis kapinynas: a – mažo ir vidutinio aktyvumo Prancūzijos l' Aube;
b – neeksploatuojamas la Mansche

Privalumai kaupiant atliekas paviršiniame kapinyne:

- nedideli kapitaliniai kaštai;
- paprasta įgyvendinti;
- didelė užsienio šalių patirtis.

Bendradarbiaujant su Švedijos ekspertais, Lietuvoje buvo parengta radioaktyviųjų atliekų laidojimo paviršiniame kapinyne koncepcija (1.29 pav.). Įvertinus Lietuvos gamtinių sąlygų ypatumus, pasirinkta pilkapio tipo daugiabarjerė konstrukcija. Tai tokia konstrukcija, kai įrengiama vienas kitą papildančių natūralių ir dirbtinių barjerų sistema (Goldammer 2005),

kuri patikimai izoliuoja radioaktyviasias atliekas ir apsaugo aplinką nuo galimos taršos. Kadangi akmenys Lietuvoje yra vertinga statybinė medžiaga, jų naudojimas paviršiui formuoti didintų kapinyno pažeidimo tikimybę, todėl šį sluoksnį galima pakeisti daugiamečių žolinių augalų danga. Augalų šaknys gerai sutvirtina šlaitus ir apsaugo juos nuo vėjo bei vandens sukeltos dirvožemio erozijos.

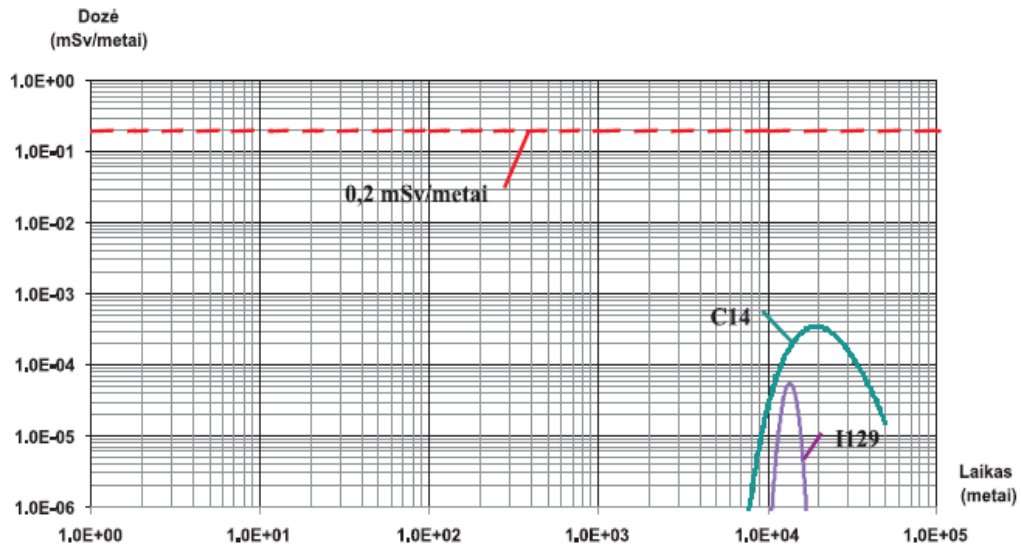


1.29 pav. Uždaryto kapinyno rūsio skersinis pjūvis (Kilda ir kt. 2006b)

Paviršiniuose kapinyuose kartu su kitomis radioaktyviosiomis atliekomis kaupiami uždarieji šaltiniai gali sąlygoti atliekų aktyvumo heterogeniškumą kapinyne. Tokiais atvejais atliekų aktyvumas kapinyne būna pasiskirstęs netolygiai. (Kilda ir kt. 2006a) nustatė, kad gyventojų metinė išorinės apšvitos dozė, nulemta trumpaamžio ^{60}Co ($T_{1/2} = 5,27$ m.) radionuklido, kapinyno aplinkoje neviršija 0,16 mSv ir yra mažesnė už apribotąją dozę.

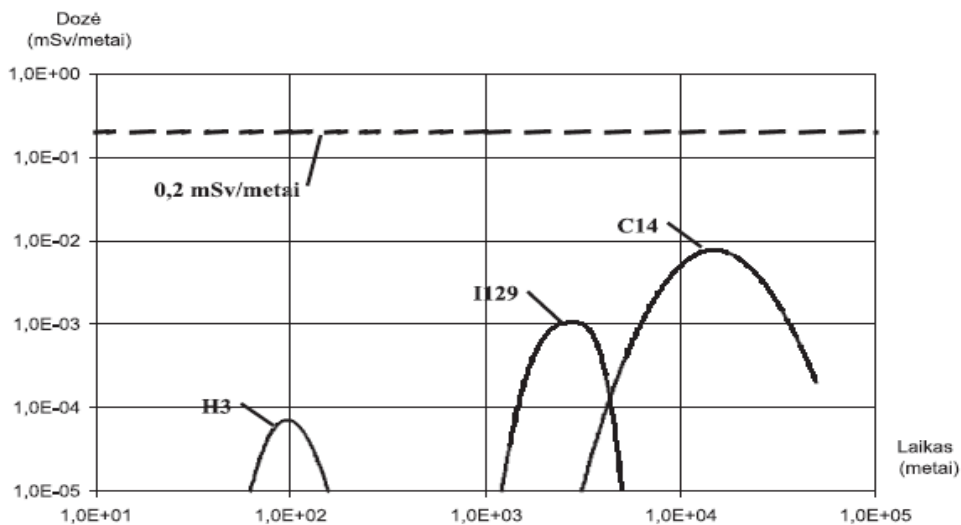
Buvo analizuotos 3 aikštelės, esančios Ignalinos rajone, tinkamos paviršinei talpyklai įrengti: Galilaukės, Apvardų ir Stabatiškės. Kilda ir kt. (2007) išanalizavo atliekose esančių 18 radionuklidų sklaidą paviršinio Galilaukės aikštelės kapinyno zonoje bei geosferoje, nustatė, kad tik 12 iš jų vandeningame horizonte esančiu gruntiniu vandeniu pasiektą biosferos zoną. Gręžinio nepasiektų trumpaamžių ^{90}Sr radionuklidas, trumpaamžiai ^{137}Cs ir ^{241}Pu radionuklidai, o iš ilgaamžių – ^{238}Pu bei ^{241}Am radionuklidai. Kapinyno natūralios raidos scenarijaus atveju, potencialiai didžiausią apšvitą sąlygotų ^{14}C radionuklidas, tačiau kai matyti iš 1.30 paveikslo apskaičiuota metinė dozė yra mažesnė už metinę apribotąją dozę, lygią 0,2 mSv. Vertinant Stabatiškės aikštelę, nustatyta, kad visų biosferą pasiekusių radionuklidų sąlygotos metinės dozės vertės, apskaičiuotos pagal kapinyno normalios raidos scenarijų neviršija $1,5 \cdot 10^{-3}$ mSv (pagal gręžinio modelį) ir $9 \cdot 10^{-3}$ mSv (pagal ežero modelį) (Kilda ir kt. 2007).

Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai



1.30 pav. Radionuklidų sklaidos sąlygotų dozių kaita Galilaukės aikštei (Kilda ir kt. 2007)

Vertinant radionuklidų sąlygotos dozės kaitą Apvardų aikštei, kai apšvitos trasa – grėžinys, įrengtas šalia kapinyno, matyti, kad apšvitos didžiausia reikšmė lygi 0,009 mSv/m. (1.31 pav.), o tai sudarytų apie 19 % mažesnę metinę dozę už apribotąją – 0,2 mSv.

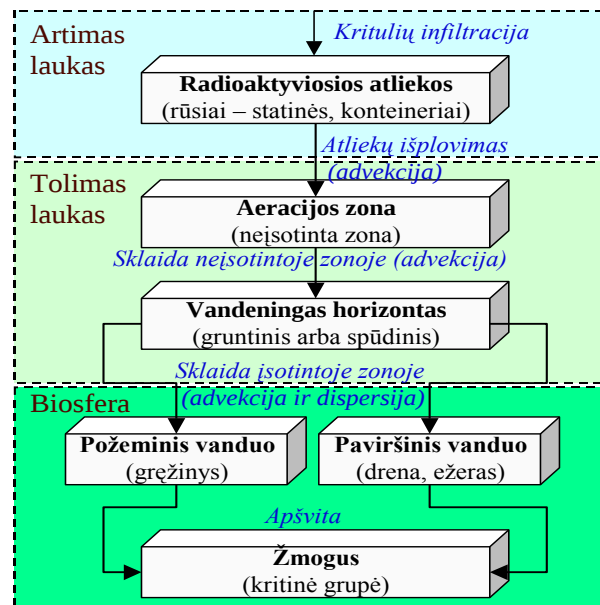


1.31 pav. Dozių kaita Apvardų aikštei (Kilda ir kt. 2008)

Taigi parenkant tinkamiausią radioaktyviųjų atliekų tvarkymo metodą yra labai svarbus etapas – tai radionuklidų sklaidos modeliavimas. Pasaulyje sukurta įvairių matematinių modelių radionuklidų pasiskirstymui ir transportavimui į aplinką, įvertinant radioaktyvumą įprastinio kapinyno eksploatavimo metu ir avarijos atveju (Urbanavičienė ir Motiejūnas 2007; Van Dorp *et al.* 1999). Radionuklidų migracijos analizė – tai procedūra, įvertinanti radionuklidų pasklidimo kelius, jų galimą poveikį žmogui bei aplinkai.

Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo grėžiniuose galimybių tyrimai

Radionuklidų esančių atliekose sklaidos iš kapinyno ypatumai priklauso nuo inžinerinių barjerų savybių (Lujanienė *et al.* 2006). Vertinant radionuklidų sklaidą yra išskiriamos trys pagrindinės radionuklidų pernešimo zonos (1.32 pav.).



1.32 pav. Pagrindinės radionuklidų pernešimo zonos (Urbanavičienė ir Motiejūnas 2007)

Naudotų šaltinių šalinimui būdingi šie barjerai:

✚ **Artimoji aplinka**, kuri apima atliekų tvarkymo įrenginį (pavyzdžiui, gręžinį), jame kaupiamus uždaruosius jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinius, inžinerinius barjerus ir gręžinio užsandaravimo elementus. Radionuklidų sklaidą iš gręžinio vandens keliu gali sąlygoti nesandarūs laidojimo konteineriai.

✚ **Tolimoji aplinka** – gamtiniai geologiniai sluoksniai. Gamtinių geologinių sluoksnių paskirtis yra sulaikyti iš atliekų pakuotės sistemos pernešamus radionuklidus, kad dozės, kurias gali patirti kritinės grupės individas būtų mažesnės už nustatytus lygius (Crossland 2006).

✚ **Biosfera**. Radionuklidams patekus į šią zoną, jie toliau sklinda įvairiose ekosistemose. Paviršiniuose vandenyse gali skiestis, ežero dugno nuosėdose gali kauptis, per gyvūnus ir augalus gali sąlygoti žmonių apšvitą.

Medžiagos, patekusios į požeminį vandenį, migracijos procesams būdingi reiškiniai (Dobkevičius 2001):

- ✓ advekinė (geofiltracinė) medžiagos pernaša, sąlygojama hidrodinaminio spūdzio gradiento, geofiltracijos greičių lauko ir efektyviojo poringumo (plyšiuotumo);
- ✓ molekulinė difuzija, atsirandanti dėl skysčių koncentracijos gradiento.

Modeliuojant radionuklidų išnešimą iš „BOSS“ gręžinio, kuriame panaudoti šaltiniai laidojami konteineriuose, reikia atsižvelgti į radionuklidų užlaikymą konteineriuose. Visiško suirimo laikas priklauso nuo konteinerio sienelės storio ir degradacijos greičio. Kadangi „BOSS“ sistemoje naudojama 6 mm storio nerūdijančio plieno sienelė, konteinerio korozijos greitis yra apie 0,022 $\mu\text{m}/\text{m}$. (Crossland 2006).

Taigi šaltinių, ypač ilgaamžių, galutinis tvarkymo etapas vis dar išlieka svarbiu klausimu, kurį būtina spręsti.

1.8. Skyriaus išvados

1. Lietuvoje per 2007 m. iš smulkiųjų atliekų gamintojų buvo surinkta 2158 vienetai prietaisų su uždariaisiais jonizuojančiosios spinduliuotės šaltiniais: dūmų jutikliai (50 %), matavimo prietaisai (46 %) ir kitos paskirties įrenginiai (4 %).

2. Uždarytų jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinių formoje labiausiai paplitęs ilgaamžis radionuklidas radis ^{226}Ra , kurio aktyvumas atskirose šalyse dažniausiai mažesnis už $4 \cdot 10^{10}$ Bq.

3. Išmatuota įvairiose šalyse dozės galia patalpos ore, sukelta šaltiniuose esančių radionuklidų jonizuojančiosios spinduliuotės, yra plačiose ribose (nuo 40 nSv/h iki 0,14 mSv/h).

4. Mokslinės literatūros analizė parodė, kad šaltiniuose esančių radionuklidų jonizuojančioji spinduliuotė yra žymus žmonių apšvitos šaltinis. Būtina ištirti ir identifikuoti tuos šaltinius, kuriuose esančių radionuklidų jonizuojančiosios spinduliuotės sukeltos apšvitos dozės gali būti didžiausios bei numatyti priemones, mažinančias apšvitą.

5. Remiantis moksline literatūra nustatyta, kad darbuotojo, dirbančio su jonizuojančiosios spinduliuotės šaltiniais metinė vidutinė dozė yra 0,29 mSv ir sudaro 1,5 % nuo leistinos metinės dozės ribos.

6. Remiantis Lietuvos ir užsienio autorių nuomone galima teigti, kad pagrindinis, mažiau pavojingas ilgaamžių radioaktyviųjų atliekų izoliavimo būdas yra kapinynas, nes laikant atliekas laikinose saugyklose yra būtina jų nuolatinė priežiūra.

7. Lietuvoje esantiems panaudotiems šaltiniams palaidoti galima pritaikyti „BOSS“ koncepciją, kai šaltiniai talpinami gręžiniuose.

8. Siekiant palaidoti šiuo metu Lietuvoje esančius plutonio ir radžio šaltinius iš viso reiktų apie 5470 konteinerių.

2. EKSPERIMENTINIŲ TYRIMŲ METODIKA

2.1. Tyrimo objektas

Nuo 1989 m. iki 2005 m. Ignalinos AE saugyklose sukaupta apie 15400 panaudotų plutonio šaltinių, o Lietuvos įmonės tebeturi virš 18 tūkst. šaltinių, iš jų 99 % – dūmų jutikliai RID ir KI su ADI, ABI, AIP modelio šaltiniais (Mokrik ir kt. 2008). Kiekviename RID, kaip nurodyta techniniame pase, yra du šaltiniai su radioaktyviuoju plutonio izotopu ^{239}Pu .

Tyrimui parinkti dūmų jutikliai, kurie buvo naudojami patalpų priešgaisrinėje signalizacijoje. Buvo tirti KI-1 prietaisai su ABI-KI šaltiniais (2.1 pav.) ir RID-1 prietaisais su ADI šaltiniu (2.3 pav.). Kiekviename dūmų jutiklyje yra po vieną ^{239}Pu šaltinį, o RID dūmų jutiklyje – po du ^{239}Pu šaltinius. Kaip nurodyta šaltinių pasuose branduolinės medžiagos kiekis viename prietaise yra 0,016 g ^{239}Pu .



2.1 pav. Plutonio ^{239}Pu dūmų jutiklis

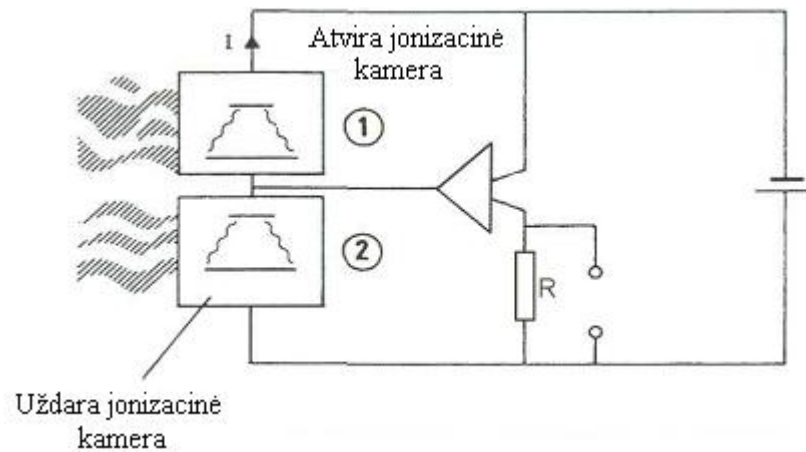
2.1 lentelėje pateikti pagrindiniai tirtųjų šaltinių parametrai. Šie prietaisai buvo pagaminti 1970–1980 m. Tikslī data nėra žinoma, kadangi šaltiniai neturi jokių žymų.

2.1 lentelė. Pagrindiniai tiriamų šaltinių parametrai

Šaltinis	Aktyvumas, MBq	Skersmuo, mm	Aukštis, mm
ABI-KI	37,0	22,0	30,0
ADI	18,5	16,0	24,0

Principinė dūmų jutiklio schema pateikta 2.2 paveiksle. Prietaisą sudaro dvi jonizacijos kameros, kuriose patalpinti šaltiniai su ^{239}Pu (naujuose prietaisuose naudojamas americis ^{241}Am) radionuklidais. Viena kamera yra uždara, kita atvira, todėl į ją gali patekti oras. Kilus gaisrui į atvirą kamerą patenka dūmų dalelės, pasikeičia per ją tekanti srovė ir srovių palyginimo sistema įjungia pavojaus signalą.

Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai



2.2 pav. Dūmų jutiklio principinė schema (RSC...2002)

Kadangi americis ^{241}Am yra mažiau pavojingas nei plutonis ^{239}Pu , tai šiuolaikiniuose prietaisuose dažniau naudojamas americis ^{241}Am . Pastarojo šaltinio aktyvumas buitiniuose dūmų jutikliuose yra apie 1000 kartų mažesnis nei plutonio ^{239}Pu šaltinių aktyvumas. Skirtingai, negu plutonio radionuklidai, americis ^{241}Am spinduliuoja ne tik α daleles, bet ir nedidelės energijos gama spindulius. Pačios intensyviausios gama linijos yra šių energijų: 14 keV ir 59,5 keV (Unger and Trubey 1982).

2.2. Gama spektrometriniai tyrimai ir plutonio bei americio aktyvumų nustatymas

Gama spektrometrija – tai matavimo metodas, kiekybiškai ir kokybiškai nustatantis radioaktyviuosius gama izotopus. Taikant šį metodą naudojamos dvi gama spinduliuotės savybės – tai, kad jos energija yra charakteringa ją spinduliuojančiam radionuklidui, ir tai, kad ši spinduliuotė yra apibrėžtos energijos. Tai naudojama nustatyti, koks radionuklidas spinduliuoja registruojamą energiją. Kvantinė išeiga (tam tikros energijos fotono išspinduliavimo tikimybė) taip pat yra charakteringa gama radionuklidui. Ji naudojama nustatyti skylančių branduolių skaičiui (Pilkytė 2006). Gama fotonai, praeidami pro užtvartinį puslaidininkinio kristalo sluoksnį, jame sukuria krūvininkus – laisvuosius elektronus bei skyles ir kristalu prateka elektros srovės impulsas. Jo stiprumas yra proporcingas fotono energijai. Sustiprinti elektriniai impulsai analizuojami ir sumuojami daugiakanaliais impulsų analizatoriais. Pagal radionuklidų spinduliuojamų gama fotonų energiją atitinkančių impulsų skaičių yra įvertinamas mėginio aktyvumas.

Šis tyrimų metodas, nereikalauja sudėtingų mėginio paruošimo procedūrų. Tai yra jautrus, aiškus ir kontroliuojamas metodas. Metodo taikymo ribos:

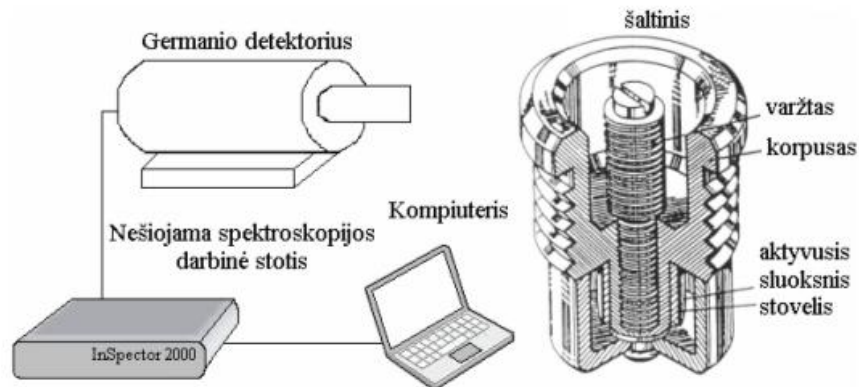
1) matavimo ribos – nuo 0,01–1 Bq iki 10 MBq, priklausomai nuo detektoriaus jautrumo, foninės spinduliuotės, matuojamo radionuklido savybių (gama fotonų energijos ir fotonų emisijos tikimybės) bei matavimo trukmės;

2) matuojamų energijų sritis – nuo 50 keV iki 2 MeV;

3) matavimo trukmė – nuo 1 min. iki 1 sav. (priklausomai nuo mėginio aktyvumo, detektoriaus jautrumo, foninės spinduliuotės, matuojamo radionuklido savybių bei būtino tikslumo);

4) matavimo paklaida – nuo 5 % iki 30 % (priklauso nuo detektoriaus efektyvumo, kalibravimo tikslumo, mėginio aktyvumo, foninės spinduliuotės, matuojamojo radionuklido savybių bei matavimo trukmės).

Gama spektrų tyrimai atlikti pagal aplinkos apsaugos normatyviniame dokumente LAND 36-2000 pateiktą metodiką. Matavimai atlikti panaudojus nešiojamą darbinę stotį InSpector 2000 (Canberra, JAV) ir gama spektrometrą GC-2018 (Canberra, JAV) su 20 % santykinio efektyvumo HPGe detektoriumi (2.4 pav.), kurio skiriamoji geba 1332 keV energijai yra 1,8 keV, o 122 keV energijai yra lygi 0,8 keV (2.3 pav.). Kadangi prietaisas – mažų matmenų, mobilus, todėl su juo galima dirbti tiek laboratorijoje, tiek ir lauko sąlygomis.



2.3 pav. Gama spektrometrinė sistema ir ADI šaltinis su Pu izotopais

Detektorius yra pagrindinis spektrometrinės sistemos elementas. Detektoriaus vakuuminė sistema prijungta prie detektoriaus šaldymo strypo, termiškai sujungto su skystuoju azotu (Chadyšienė ir kt. 2004). Kadangi germanio detektoriai veikia tik esant žemai temperatūrai, todėl šaldymui yra naudojamas skystas azotas.

Prietaisas, buvo iš anksto paruoštas – tinkamai atšaldytas ir energetiškai sukalibruotas. Energetinio kalibravimo tikslas – susieti spektrometro kanalo numerį su gama fotonų energija. Kalibruoti naudojamas žinomos izotopinės sudėties radioaktyvusis šaltinis, turintis gama linijas visame matuojamų energijų intervale. Sukaupus šaltinio gama spektrą, yra identifikuojamos

Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai

linijos (nustatoma jas sukuriančių gama fotonų energija) ir nubrėžiama kalibravimo kreivė (smailės centrą atitinkančio kanalo numerio priklausomybė nuo energijos). Kadangi kalibravimo procedūra yra spektrometrinės sistemos valdymo ir spektrų apdorojimo programinės įrangos sudėtinė dalis, tai sistema kalibruojama automatiškai.



2.4 pav. Gryno germanio detektorius

Matavimo trukmė turi būti tokia, kad gama smailėje būtų sukaupta ne mažiau 1000 impulsų. Eksperimento metu kiekvieno tiriamojo šaltinio gama spektro kaupimo trukmė buvo 300 s, todėl spektrus nesunku tarpusavyje palyginti vizualiai.

Spektrų analizės programa Genie™ 2000 panaudota radionuklidams identifikuoti. Čia spektrai aproksimuojami Gauso pasiskirstymo formos kreive mažiausių kvadratų metodu.

Tam, kad tiriamasis šaltinis būtų kuo artimesnis taškiniam šaltiniui, matavimo metu tiriamasis šaltinis buvo pakankamai dideliu, 0,5 m atstumu, nuo gama spektrometro jutiklio. Kartu buvo išmatuotas ir žinomo aktyvumo taškinio kalibracinio ^{241}Am spektras. Matavimai atlikti pagal 59,5 keV energijos gama smailę. Kitų bent kiek reikšmingesnių gama smailių nepastebėta.

Didelis dėmesys buvo skiriamas kokybės kontrolei. Ji yra efektyviausias būdas gama spektrometrų darbo stabilumui tikrinti. Tikrinami svarbiausi parametrai, kurie lemia matavimų kokybę – skiriamoji geba, fonas. Kokybės kontrolės matavimų tikslas yra nustatyti, ar šie parametrai yra apibrėžtuose intervaluose.

Foninio gama spektro matavimas atliekamas be šaltinio, t.y. spektras su smailėmis, atsiradusiomis dėl aplink detektorių ir jame esančių radionuklidų spinduliuotės bei spinduliuotės, atsirandančios kosminei spinduliuotei sąveikaujant su aplink detektorių esančiomis medžiagomis. Spektro kaupimo trukmė ta pati, t.y. 300 s, kad visus spektrus galima būtų palyginti.

Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo grėžiniuose galimybių tyrimai

Kad būtų sumažinta išorinės spinduliuotės įtaka matuojami šaltiniai padedami ant švino šarvo. Naudojamas pakankamai „senas“ švinas, kuriame yra mažiau radioaktyviojo ^{210}Pb ($T_{1/2} = 21$ m.). Matuojant 50–100 keV energijų intervale, siekiant išvengti neigiamo švino spinduliuotės poveikio, „šarvas“ iš vidaus turi būti padengtas kelių milimetrų vario ir kadmio sluoksniais.

Gama spektrometrinių sistemų veikimas vertinamas pagal matavimo rezultatų nuokrypį nuo vidurkio. Jei šis nuokrypis neviršija 2σ (standartinių nuokrypių), sistema veikia gerai. Jei nuokrypis yra tarp 2σ ir 3σ , sistema dirba patenkinamai, priemonių imtis nereikia, tačiau įspėjama, kad gali kilti problemų. Tai reiškia, kad reikia atidžiau stebėti spektrometro darbą, t.y. matuoti foną (Pilkytė 2006).

Pagrindinės skaičiavimuose naudojamos formulės

Aktyvumas mėginyje apskaičiuojamas žinant, kad spektro smailių plotai yra proporcingi radionuklidų aktyvumams:

$$A = \frac{S}{S_k} \cdot A_k, \quad (2.1)$$

čia: A – tiriamojo šaltinio (bandinio) aktyvumas, MBq; A_k – kalibracinio šaltinio aktyvumas, MBq; S – bandinio gama smailės plotas, imp.; S_k – kalibracinio šaltinio gama smailės plotas, imp.

Plutonio ^{241}Pu radionuklido aktyvumas apskaičiuojamas pagal formulę:

$$A_1 = \frac{A_2(\lambda_2 - \lambda_1)}{\lambda_2(e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t})} \quad (2.2)$$

čia: A_2 – americio izotopo ^{241}Am aktyvumas, MBq; λ_1 – plutonio izotopo ^{241}Pu skilimo konstanta, s^{-1} ; λ_2 – americio izotopo ^{241}Am skilimo konstanta, s^{-1} ; t – laikas, prabėgęs nuo izotopų atskyrimo (šaltinio pagaminimo), s.

^{241}Am aktyvumo kitimas laikui bėgant apskaičiuojamas pagal formulę:

$$A_2(t) = A_1^0 \cdot \frac{\lambda_2}{\lambda_2 - \lambda_1} \cdot (e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t}) + A_2^0 \cdot e^{-\lambda_2 t}, \quad (2.3)$$

čia: A_2^0 – americio izotopo ^{241}Am aktyvumas pradinio laiko momentu ($t = 0$), MBq; A_1^0 – plutonio izotopo ^{241}Pu aktyvumas pradinio laiko momentu ($t = 0$), MBq.

Laiko momentas, kuomet americio ^{241}Am aktyvumas pasiekia didžiausią reikšmę apskaičiuojamas pagal formulę:

$$t_{\max} = \left(1,44 \frac{T_p \cdot T_d}{(T_p - T_d)} \right) \cdot \ln \left(\frac{T_p}{T_d} \right), \quad (2.4)$$

čia: T_d – americio izotopo ^{241}Am pusėjimo trukmė, m.; T_p – plutonio izotopo ^{241}Pu pusėjimo trukmė, m.

Branduolinės medžiagos kiekis viename tiriamame šaltinyje apskaičiuojamas pagal formulę:

$$m_{^{239}\text{Pu}} = \frac{A_1(\lambda_1 - \lambda_3) \cdot (\lambda_3 - \lambda_4) \cdot M_{^{239}\text{Pu}}}{\lambda_1 \left(1 - e^{-(\lambda_1 - \lambda_3)t} \right) \cdot \lambda_3 \left(1 - e^{-(\lambda_3 - \lambda_4)t} \right) \cdot N_A \cdot \lambda_4}, \quad (2.5)$$

čia: $m_{^{239}\text{Pu}}$ – plutonio ^{239}Pu masė, kg; λ_3 – plutonio izotopo ^{240}Pu skilimo konstanta, s^{-1} ; λ_4 – plutonio izotopo ^{239}Pu skilimo konstanta, s^{-1} ; t – laikas, prabėgęs nuo izotopų atskyrimo (plutonio šaltinio pagaminimo), s; N_A – Avogadro skaičius, mol^{-1} ; $M_{^{239}\text{Pu}}$ – plutonio radioizotopo ^{239}Pu molinė masė, $\text{kg} \cdot \text{mol}^{-1}$.

Pritaikius šią aukščiau aprašytą metodiką galima patikrinti, ar nenaudojamų plutonio šaltinių (dūmų jutiklių) izotopinė sudėtis atitinka šaltinių pasuose deklaruojamą sudėtį.

2.3. Šaltinio skleidžiamos gama spinduliuotės patalpoje tyrimas

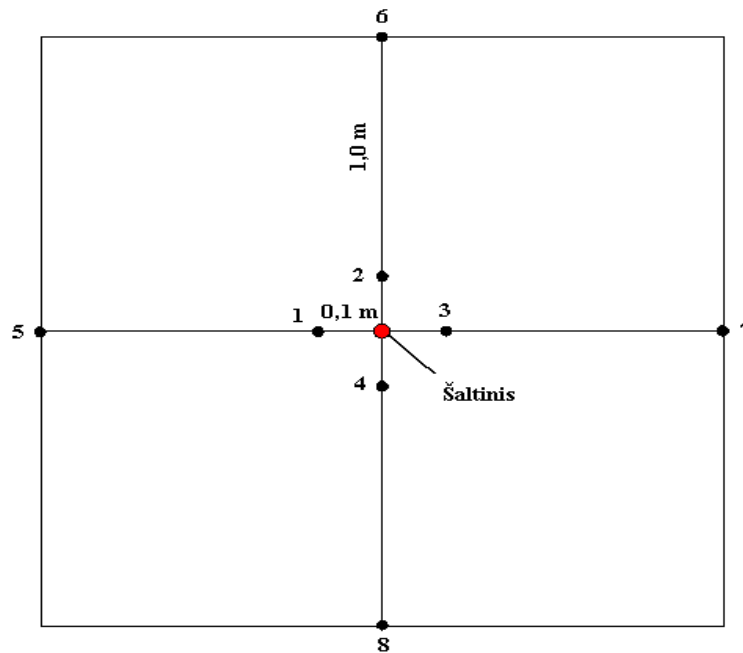
Išorinė lygiavertės dozės galia matuota ESM FH 40 G-L dozimetru (2.5 pav.). Tai vartotojui patogus nešiojamasis gama spindulių matuoklis, skirtas sudėtingiems matavimams radiacinės saugos tikslais. Prietaiso charakteristikos: dozės galios matavimo diapazonas nuo 10 nSv/h iki 100 mSv/h; temperatūros diapazonas nuo -30°C iki $+55^\circ\text{C}$.



2.5 pav. Dozės galios matuoklis

Nuolat matuojama vienoje vietoje atliekant ne mažiau kaip 10 matavimų. Išmatavus ieškomąjį dydį keletą kartų, nustatome galutinį matavimo rezultatą, t.y. vidurkį ir įvertiname paklaidą. Taip pat ESM FH 40 G-L dozimetru išmatuojamas fonas, t.y. įvertinama lygiavertės dozės galia patalpoje, kurioje nėra naudotų plutonio ar kitų uždarytų jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinių.

Matavimo taškų skaičius ir jų išdėstymo schema pateikiama 2.6 paveiksle.



2.6 pav. Matavimo vietų išdėstymo schema

Dozė, kurią gauna žmonės, būdami aplinkoje, kur įrengta priešgaisrinė signalizacija, priklauso nuo radionuklidų aktyvumų šaltinyje, laiko tarpo, kurį žmogus praleidžia patalpoje ir atstumo nuo priešgaisrinės signalizacijos įrengimo vietos iki žmogaus (to, kaip arti nuo žmogaus tas šaltinis gali būti). Žinomo aktyvumo jonizuojančiosios spinduliuotės nulemtą dozę H atstumu d (m) nuo šaltinio, galima apskaičiuoti pagal formulę:

$$H = T \cdot \frac{\Gamma \cdot A}{d^2}, \quad (2.6)$$

čia: H – dozė atstumu d nuo šaltinio, mSv; Γ – gama konstanta 1 m atstumu nuo šaltinio, $\Gamma = 8,48 \cdot 10^{-5} \text{ (mSv} \cdot \text{m}^2 \text{)/(h} \cdot \text{MBq)}$ (Unger and Trubey 1982); T – laikas, h.

Apšvitos dozės ir jų ribos

Gyventojų apšvita nuo dirbtinės kilmės jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinių neturi viršyti normų, kurios taikomos gyventojų atitinkamų kontrolinių grupių vidutinėms dozėms

vertinti (Butkus 2006):

- 1) metinė efektinė dozė – 1 mSv;
- 2) metinės efektinės dozės ypatingais atvejais – 5 mSv, su sąlyga, kad 5 iš eilės metus vidutinė dozė nebus didesnė kaip 1 mSv/m.;
- 3) lygiavertė metinė dozė akies lęšiukui – 15 mSv;
- 4) lygiavertė dozė odai – 50 mSv (ši riba taikoma dozei, tenkančiai vidutiniškai 1 cm² odos ploto, gaunančio didžiausią apšvitą).

Taip pat darbuotojų apšvita nuo dirbtinės kilmės jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinių neturi viršyti normų (Butkus 2006):

- 1) efektinė dozė – 100 mSv per 5 metų laikotarpį;
- 2) didžiausia metinė efektinė dozė – 50 mSv;
- 3) lygiavertė dozė akies lęšiukui – 150 mSv;
- 4) lygiavertė dozė odai, galūnėms (plaštakoms ir pėdoms) – 500 mSv (ši riba taikoma dozei, tenkančiai vidutiniškai 1 cm² odos ploto, gaunančio didžiausią apšvitą).

Matavimo rezultatų statistinė analizė

Matavimo rezultatų statistinė analizė atliekama pagal žemiau pateiktas formules (Butkus ir kt. 2005b).

Vidutinė lygiavertės dozės galios vertė apskaičiuojama pagal formulę:

$$\dot{H}_{\text{vid}} = \frac{\sum_{i=1}^n \dot{H}_i}{n}, \quad (2.7)$$

čia: n – bendras bandymų skaičius; $\dot{H}_i$ – i -ojo matavimo lygiavertės dozės galios vertė, nSv/h;
 $\dot{H}_{\text{vid}}$ – vidutinė lygiavertės dozės galia, nSv/h.

Bandymų serijos $\dot{H}$ vidutinės vertės vidutinis kvadratinis nuokrypis apskaičiuojamas pagal formulę:

$$\sigma = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (\dot{H}_{\text{vid}} - \dot{H}_i)^2}{n(n-1)}}, \quad (2.8)$$

čia: σ – vidutinė kvadratinė paklaida, nSv/h.

Absoliučioji paklaida apskaičiuojama pagal formulę:

$$\Delta \dot{H}_{\text{vid}} = \sigma \cdot t_{\alpha, n}, \quad (2.9)$$

čia: $t_{\alpha,n}$ – Stjudento koeficientas, kuris parenkamas pagal patikimumo tikimybę ir matavimo skaičių.

Rezultatų tikslumo rodiklis (p) įvertinamas pagal formulę:

$$p = \frac{\sigma}{H_{\text{vid}}} \cdot 100. \quad (2.10)$$

Jei šis rodiklis viršija 5 %, tai būtina atlikti papildomus bandymus, kurių skaičius nustatomas pagal formulę:

$$n_p = \frac{\nu^2 \cdot C^2}{p_1^2 \cdot 100}, \quad (2.11)$$

čia: C – patikimumo rodiklis, jei bandymų patikimumas yra 0,95, tai $C = 1,96$; p_1 – planuojamas bandymų tikslumo rodiklis (dažniausiai $p_1 = 5\%$); ν – variacijos koeficientas, apskaičiuojamas pagal formulę:

$$\nu = \frac{100 \cdot \sigma}{H_{\text{vid}}}. \quad (2.12)$$

Galutinė vidutinė lygiavertės dozės galia nustatoma pagal visų matavimų rezultatus:

$$H_{\text{vid}} = \frac{\sum_{i=1}^j H_i}{j}, \quad (2.13)$$

čia: j – bendras bandymų skaičius.

Koreliacijos koeficientas apskaičiuojamas pagal formulę:

$$r = \frac{n \sum_{i=1}^n x_i y_i - \sum_{i=1}^n x_i \sum_{i=1}^n y_i}{\sqrt{\left[n \sum_{i=1}^n x_i^2 - \left(\sum_{i=1}^n x_i \right)^2 \right] \cdot \left[n \sum_{i=1}^n y_i^2 - \left(\sum_{i=1}^n y_i \right)^2 \right]}}, \quad (2.14)$$

čia: x_i ir y_i – matavimo ir modeliavimo metu gauti duomenys.

Šiame darbe koreliacijos koeficientas įvertinamas *Excel* programa. Pasirinkus *Insert Function* automatiškai atsirado langas. Kairėje lango dalyje stulpelyje *Function category* pažymime eilutę *Statistical*, dešiniajame *Function name* stulpelyje pažymime funkciją *CORREL*. Įvedus visus duomenis pateikiama galutinė koreliacijos koeficiento reikšmė.

Taigi statistinė analizė yra atliekama norint, įvertinti matavimo rezultatų tikslumą ir patikimumą.

2.4. Apšvitos nuo plutonio ir radžio šaltiniuose esančių radionuklidų jonizuojančiosios spinduliuotės modeliavimo metodika

Dozių įvertinimas yra sunki užduotis, ypač jei darbo vietoje ar kokioje kitoje aplinkoje yra daug įvairiai geometriškai išsidėsčiusių jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinių. Pasitelkus specialiai sukurtas dozių modeliavimo programas, taupomos lėšos ir laikas. Pavyzdžiui, šiuo tikslu buvo sukurtos *CHAVIR* ar *VISIPLAN-3D* programos, kurios, pasitelkus informaciją apie geometriją, medžiagas ir radiacinę būklę, padeda planuoti darbus virtualioje 3D erdvėje. Taigi yra sukurta daug ir įvairių programų skirtų įvertinti dozes. Vienos jų yra sudėtingos, kitos žymiai paprastesnės (fundamentalesnės programos), pritaikytos nesudėtingoms jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinių geometrijoms, pavyzdžiui, *Microshield*.

Šiame darbe išorinės lygiavertės dozės galiai nuo naudotuose šaltiniuose esančių radionuklidų jonizuojančiosios spinduliuotės modeliuoti, naudojamos kompiuterinės programos: *VISIPLAN-3D*, sukurta Belgijos Branduolinių tyrimų centre SCK-CEN (Vermeersch 2005a); *RadPro Version 3.26*, sukurta JAV (McGinnis 2009).

Modeliavimo programos taikomos trimis etapais:

1. Reikiamų duomenų kaupimas ir analizuojamo modelio sudarymas: kompiuterinis aplinkos modelis sudaromas remiantis sukaupta informacija apie aplinkos geometriją, aplinkos medžiagas ir joje esančius jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinius. Jeigu šaltiniai yra žinomi, iš karto galima įvertinti radiacinę būklę. Jeigu šaltinių intensyvumas nėra žinomas, jį galima įvertinti, pasitelkus šaltinio pasiskirstymo patalpoje algoritmą, naudojant duomenis, gautus atlikus dozės galios įvertinimą darbo zonoje. Iš informacijos apie vietą galima nustatyti pagrindinių apšvitos šaltinių išsidėstymą. Šiame etape nustatomi pagrindiniai nagrinėjamos geometrijos duomenys (*Input Box*, *Input Cylinder*, *Input Sphere*), taip pat apibrėžiamos kitos dėl papildomo spinduliuotės ekranavimo modifikuotos lauko geometrijos.

Taigi norint tinkamai apibrėžti kompiuterinį modelį reikia įvertinti:

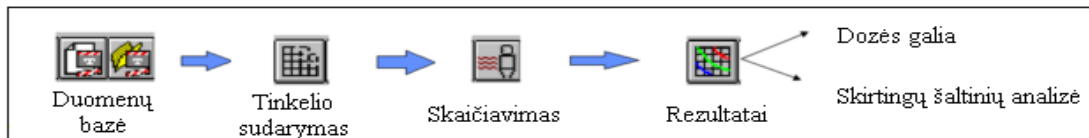
- šaltinio geometriją,
- medžiagą, iš kurios šaltinis sudarytas,
- radionuklidus, esančius šaltinyje, ir jų aktyvumus.

Galimi keli radionuklidų pasiskirstymo šaltinyje atvejai: tolygiai arba netolygiai pasiskirstę. Įvertinant tuos radionuklidus, kurie yra šaltinyje, galima laikyti, jog radionuklidai analizuojamame geometrijoje pasiskirstę tolygiai visame tūryje, kad yra vienas radionuklidas arba jų mišinys. Jeigu radionuklidai šaltinyje pasiskirstę netolygiai, tai šaltinį galima apibūdinti kaip tam tikrą skirtingo aktyvumo šaltinių rinkinį, pavyzdžiui, šaltiniai išsidėstę sluoksniais.

Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai

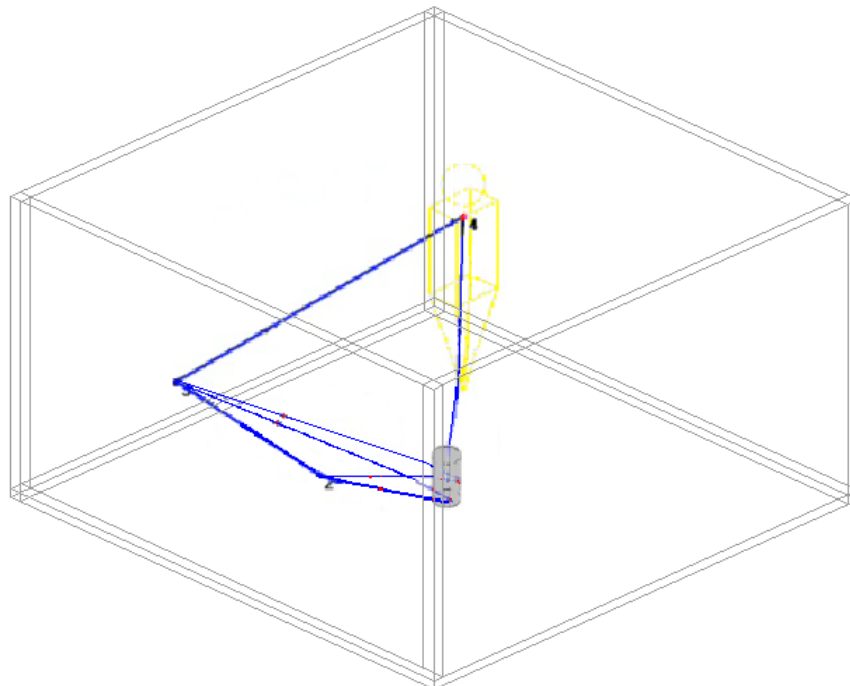
Kompiuterinės modeliavimo programos naudoja tam tikrus medžiagų tankius, pavyzdžiui, betono tankis yra $2,35 \text{ g/cm}^3$, tačiau šiuos tankius galima keisti. Galima įvesti ir įvairių medžiagų mišinius. Tai suteikia galimybę realiai įvertinti medžiagas, su kuriomis sąveikauja nagrinėjamo šaltinio spinduliuotė.

2. Bendroji ir detali analizė (2.7 pav.), darbų planavimas. Šiame darbų etape, siekiant nustatyti ekranavimo poreikį, pasitelkus sudarytus dozės žemėlapius kiekvienai pasirinktai ekranavimo geometrijai, išanalizuojama apskaičiuota spinduliuotė (*Calculate dose rate*). Pasirinkus tinkamiausią ekranavimo geometriją, gali būti detalai įvertinta dozė išilgai nusibrėžtos trajektorijos, kurią sudaro atskirų veiksmų, apibūdinamų jų išsidėstymu, aprašymu ir atlikimo trukme, seka. Pasirinkus trajektorijas skirtingose geometrijose, galima sudaryti skirtingų scenarijų sekas. Palyginimo būdu iš jų galima pasirinkti labiausiai optimizuotą scenarijų.



2.7 pav. Dozės galios analizės schema

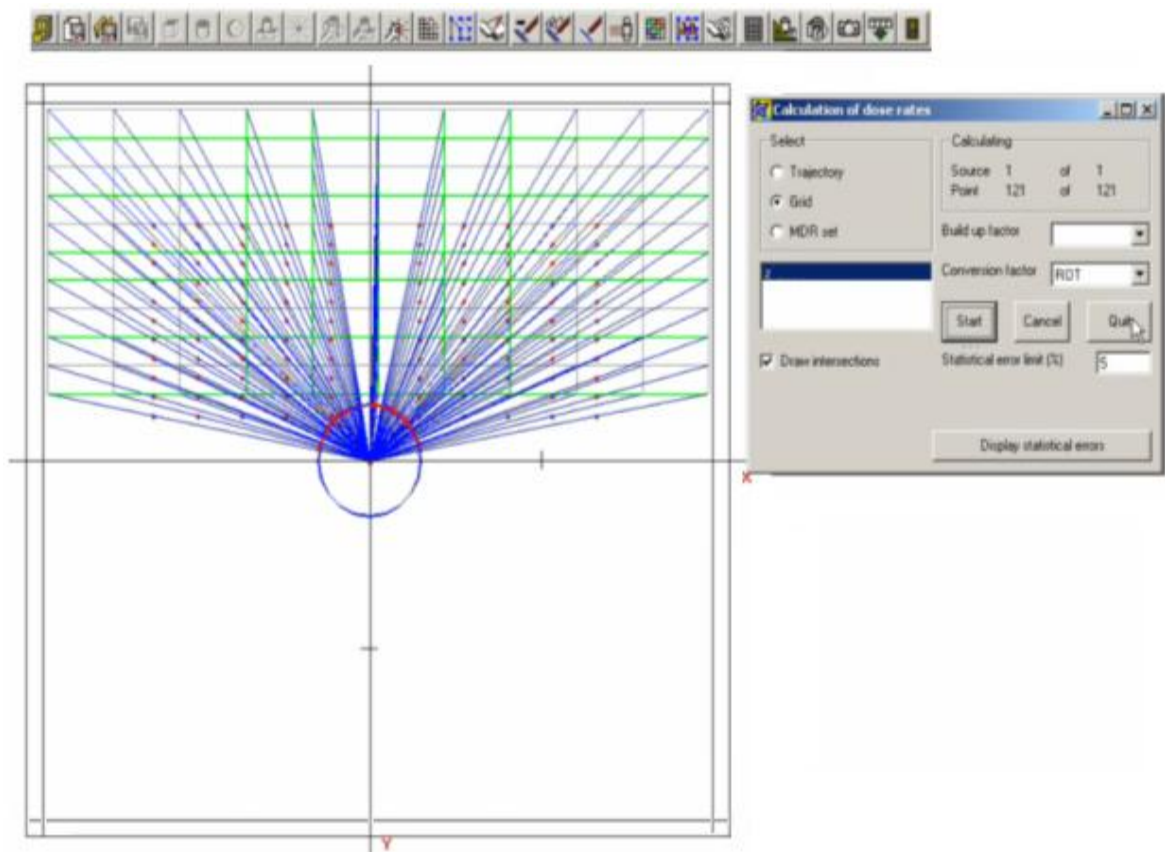
2.8 paveiksle pateikta informacija apie žmogaus, dirbančio su jonizuojančiosios spinduliuotės šaltiniu, galimų dozių, tam tikruose tirtuose taškuose, įvertinimo trajektorijas.



2.8 pav. Dozės, kurią gautų žmogus, prie šaltinio judėdamas tam tikra trajektorija, nustatymo modelis

3. Tolesni veiksmai: palyginamos realios dozės su apskaičiuotomis. Jeigu nuokrypiausiai dideli, būtina į tai atsižvelgti ir pasitelkus tikslesnę informaciją, pakartotinai sumodeliuoti situaciją. Tai daroma pasirinkus *File Load Take* su komanda *load Take for updating to a new Take. Edit grid* komandos pagalba peržiūrimas ir koreguojamas tinklėlis (*show and edit the grid*). Šis veiksmas padeda tiksliai įvertinti ir optimizuoti atliekamą darbą.

Prieš atliekant skaičiavimus, nustatomi taškų, kuriuose bus skaičiuojami spinduliuotės srautai, tinklėlio orientacija, vieta ir tankis. Šiame tinklėlyje ir yra pavaizduojami skaičiavimo rezultatai (dozės galios pasiskirstymas). 2.9 paveiksle schematiškai parodyta, kaip sumuojami jonizuojančiosios spinduliuotės srautai iš įvairių cilindro formos jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinio (konteinerio) taškų. Toks srautų sumavimas atliekamas visuose nagrinėjamuose taškuose. Šių taškų padėtį ir skaičių galima laisvai pasirinkti. Tokiu būdu galima modeliuoti dozių pasiskirstymus įvairiose plokštumose.



2.9 pav. Jonizuojančiosios spinduliuotės srautų iš įvairių cilindro formos šaltinio taškų modelis

Galutiniai skaičiavimo rezultatai pavaizduojami grafiškai, tačiau galima nustatyti ir skaitinę dozės galios reikšmę bet kuriame nagrinėjamo tinklėlio taške.

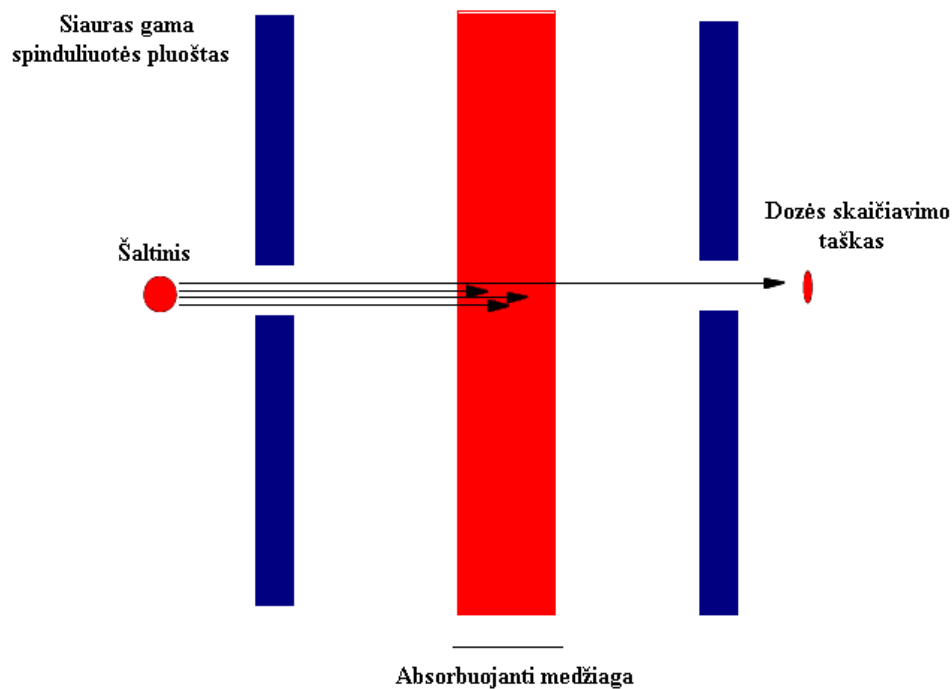
VISIPLAN-3D ir *RadPro* programų pagrindą sudaro šie dėsniai – eksponentinis siauro spinduliuotės pluošto slopinimo dėsnis (2.15 formulė) ir gama spinduliuotės intensyvumo Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo grėžiniuose galimybių tyrimai

slopavimo medžiagoje dėsnis (2.16 formulė), kai jos pluoštas yra platus. Gama spinduliuotės intensyvumo silpimas medžiagos sluoksnyje, kurį nusklinda, nustatomas pagal formulę:

$$\Phi(x) = \Phi_0 \cdot e^{-\mu \cdot x}, \quad (2.15)$$

čia: $\Phi(x)$ – medžiagos sluoksnį x nusklidęs spinduliuotės srautas; Φ_0 – gama spinduliuotės intensyvumas prieš patenkant į tiriamąjį medžiagos sluoksnį; x – medžiagos sluoksnio storis, kurį nusklinda gama fotonai, m; μ – ilginis spinduliuotės silpninimo koeficientas, m^{-1} .

Gama spinduliuotės intensyvumas silpnėja dėl absorbcijos, t.y. dalį šaltinio skleidžiamos jonizuojančiosios spinduliuotės sugeria medžiaga (2.10 pav.).



2.10 pav. Siauro gama spinduliuotės pluošto sąveikos su medžiaga principinė schema

Gama spinduliuotės intensyvumas, kuris priklauso ne tik nuo medžiagos sluoksnio storio x , silpninimo koeficiento μ , bet ir nuo koeficiento B apskaičiuojamas pagal formulę (2.11 pav.):

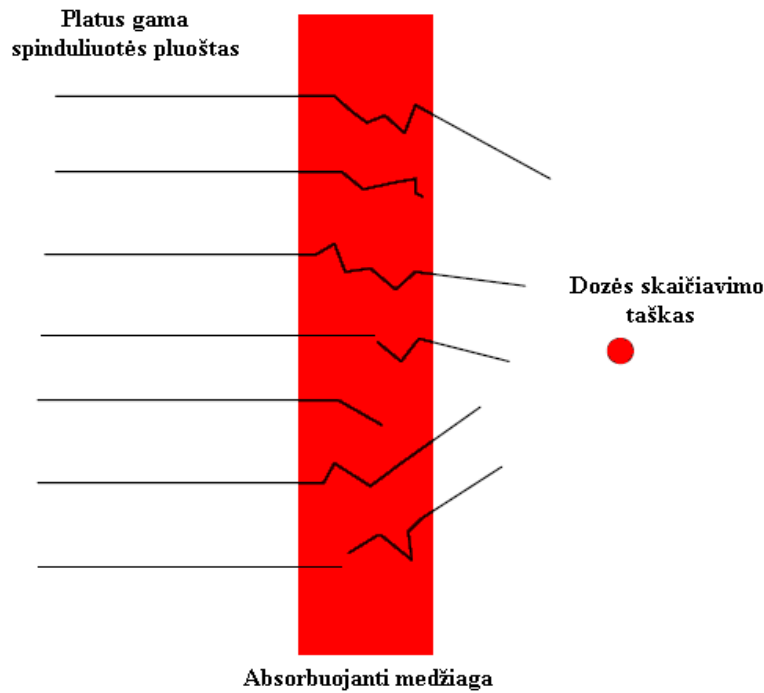
$$\Phi(x) = \Phi_0 \cdot B \cdot e^{-\mu \cdot x}, \quad (2.16)$$

čia: $\Phi(x)$ – medžiagos sluoksnį x nusklidęs spinduliuotės srautas; B – koeficientas, atspindintis plataus spinduliuotės pluošto įtaką jos sugerčiai (angl. *buildup factor*).

Koeficientas B išreiškiamas taip:

$$B(E, x) = A_1 \cdot e^{-\alpha_1 x} + A_2 \cdot e^{-\alpha_2 x}, \quad (2.17)$$

čia: A_1 ir A_2 – aktyvumas, Bq; E – fotonų energija, MeV.



2.11 pav. Plataus gama spinduliuotės pluošto sąveikos su medžiaga principinė schema

Ilginis spinduliuotės silpninimo koeficientas priklauso nuo trijų komponentų:

$$\mu = \tau + \sigma + \kappa, \quad (2.18)$$

čia: τ – ilginis spinduliuotės silpninimo dėl fotoelektrinės absorbcijos koeficientas; σ – ilginis spinduliuotės silpninimo dėl Komptono sklaidos koeficientas; κ – ilginis spinduliuotės silpninimo dėl porų susidarymo koeficientas.

Kai spinduliuotę sugeria medžiagų mišinys, tuomet lygtis užrašoma taip:

$$\left(\frac{\mu}{\rho}\right)_c = \sum_i w_i \tau_i = \sum_i w_i \left(\frac{\mu}{\rho}\right)_i, \quad (2.19)$$

čia: w_i – i -tojo mišinio komponento dalis masės vienetais; c – indeksas, kuris priklauso nuo medžiagų mišinio.

Gama fotonų srauto, esančio atstumu r nuo taškinio šaltinio, lygtis yra užrašoma taip:

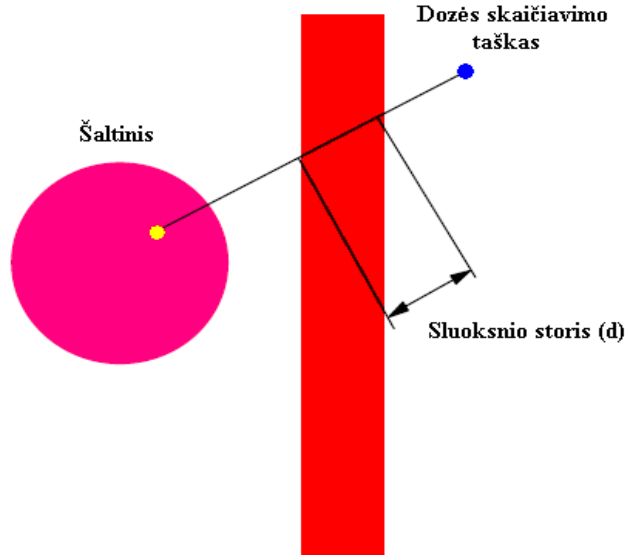
$$\Phi = \frac{S \cdot B \cdot e^{-b}}{4\pi \cdot r^2}, \quad (2.20)$$

čia: Φ – gama fotonų srautas; S – šaltinio tūrio vieneto spinduliuojamų gama fotonų skaičius per sekundę; b – vidutinis fotonų laisvojo kelio ilgis; r – gama fotonų srauto atstumas nuo taškinio šaltinio, m.

Vidutinis fotonų laisvojo kelio ilgis apskaičiuojamas pagal formulę:

$$b = \sum \mu_i \cdot d_i, \quad (2.21)$$

čia: μ_i – i -tosios medžiagos tiesinis spinduliuotės silpninimo koeficientas; d_i – atstumas, kurį nueina fotonas i -tojoje medžiagoje (2.12 pav.).



2.12 pav. Taškinis Kernelio metodas

Taškiniu laikomas šaltinis, kurio matmenys (10 ir daugiau kartų) mažesni už atstumą nuo šaltinio iki dozės galios matavimo taško.

Kiekvienas jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinis yra ne taškinis, o tūrinis, todėl gali būti laikomas taškinių šaltinių visuma. Tokiu atveju gama fotonų srauto lygtis užrašoma taip:

$$\Phi = \int_V \frac{S \cdot B \cdot e^{-b}}{4\pi \cdot r^2} dV, \quad (2.22)$$

čia: V – šaltinio tūris, m^3 .

Sugertąją dozę D ir gama fotonų srautą sieja tokia priklausomybė:

$$D = \frac{\sum \Phi_i E_i}{m}, \quad (2.23)$$

čia: E_i – gama fotonų energija, MeV; Φ_i – šią energiją E_i turinčių fotonų srautas; m – medžiagos, kurioje sugeriami gama fotonai, masė, kg.

Sugertoji dozės galia apskaičiuojama pagal formulę:

$$\dot{D} = \sum h(E) \cdot \Phi(E), \quad (2.24)$$

čia: $\dot{D}$ – dozės galia, mSv/h.

Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai

Lygiavertė dozė – sugertoji dozė, pakoreguota atsižvelgiant į jonizuojančiosios spinduliuotės biologinio poveikio ypatumus. Todėl norint apskaičiuoti apšvitos lygiavertę dozę, sugertąją dozę reikia padauginti iš svorinio jonizuojančiosios spinduliuotės daugiklio (Butkus ir kt. 2005b):

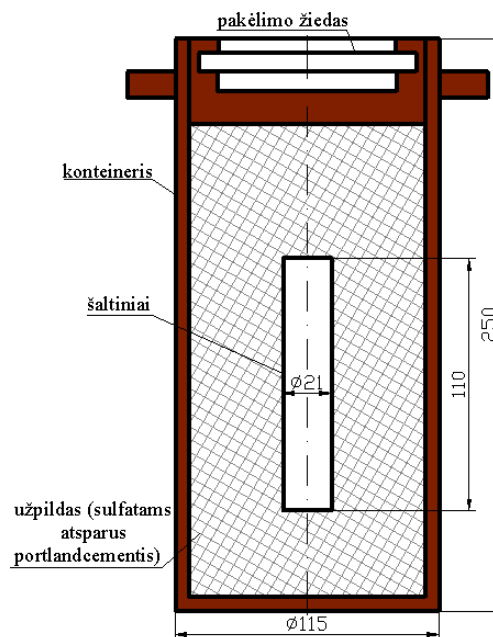
$$H = \sum w \cdot D, \quad (2.25)$$

čia: H – lygiavertė dozė, mSv; w – svorinis jonizuojančiosios spinduliuotės daugiklis, kuris priklauso nuo spinduliuotės rūšies.

Kadangi gama spinduliuotei svorinis daugiklis yra lygus vienetui, tai skaičiavimuose jis nenaudojamas.

Pagrindiniai modelio parametrai

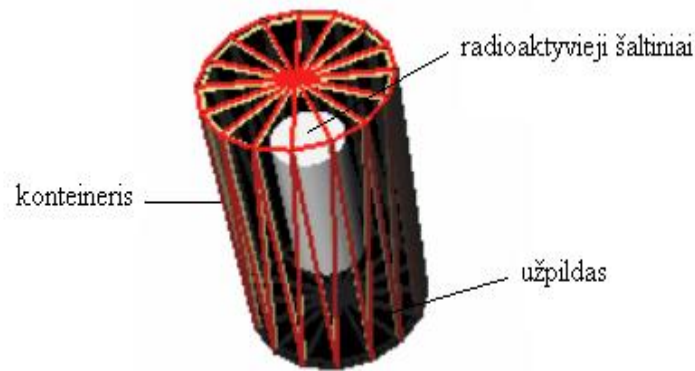
Modeliavimui pasirinkti du panaudotų plutonio šaltinių laidojimo konteinerių tipai: plieninis ir švininis. Pirmojo tipo konteineris AISI 316-L (S31603) pagamintas iš nerūdijančio plieno. Konteineris turi pakeliamuosius žiedus, kuriais naudojamos talpinant konteinerius į gręžinį (Mokrik ir kt. 2008). Pagrindiniai konteinerio parametrai (2.13 pav.): ilgis – 250 mm; vidinis skersmuo – 103 mm; išorinis skersmuo – 115 mm; sienelės storis – 6 mm.



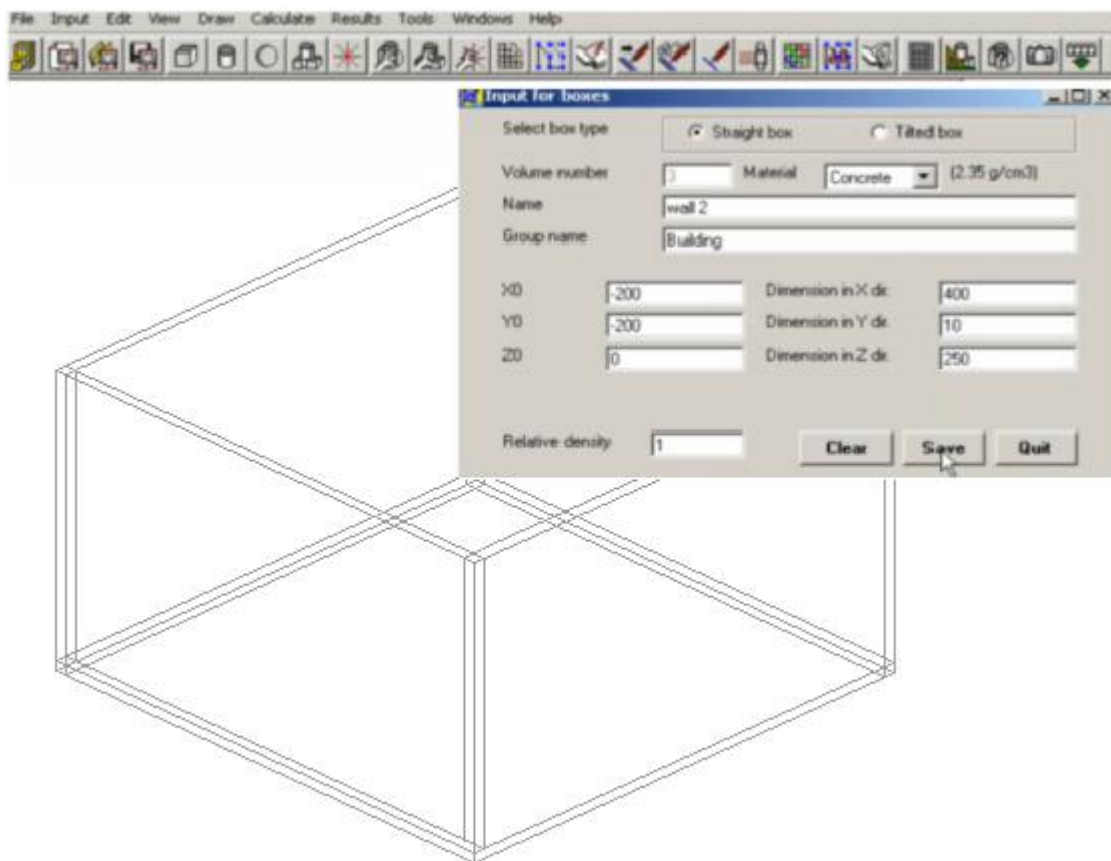
2.13 pav. Konteinerio su jonizuojančiosios spinduliuotės šaltiniais principinė schema (matmenys mm)

Antro tipo konteineris Mod.CRS/5 pagamintas iš švino. Šio konteinerio pagrindiniai parametrai: ilgis – 300 mm; sienelės storis – 5 mm; vidinis skersmuo – 100 mm (Vicente 2007). 2.14 paveiksle pateiktas konteinerio modelis, kuris naudojamas modeliavimui.

Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai

**2.14 pav.** Konteinerio modelis

Papildomai įvertinta jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinių, kurie yra patalpoje, įtaka žmonių saugai. Modeliuota standartiniam (4×4×2,5) m kambariui, kurio sienų, grindų, lubų storis 10 cm (2.15 pav.).

**2.15 pav.** Patalpos parametrų kūrimo langas

Programa *AMBER 5.3* panaudota suskaičiuoti išorines dozes patalpinus šaltinius į gręžinį. Modeliuojant radionuklidų išnešimą iš „BOSS“ gręžinio, kuriame panaudoti šaltiniai Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai

laidojami konteineriuose, reikia atsižvelgti į radionuklidų užlaikymą konteineriuose. Visiško suirimo laikas apskaičiuojamas pagal formulę:

$$t = \frac{d}{g}, \quad (2.26)$$

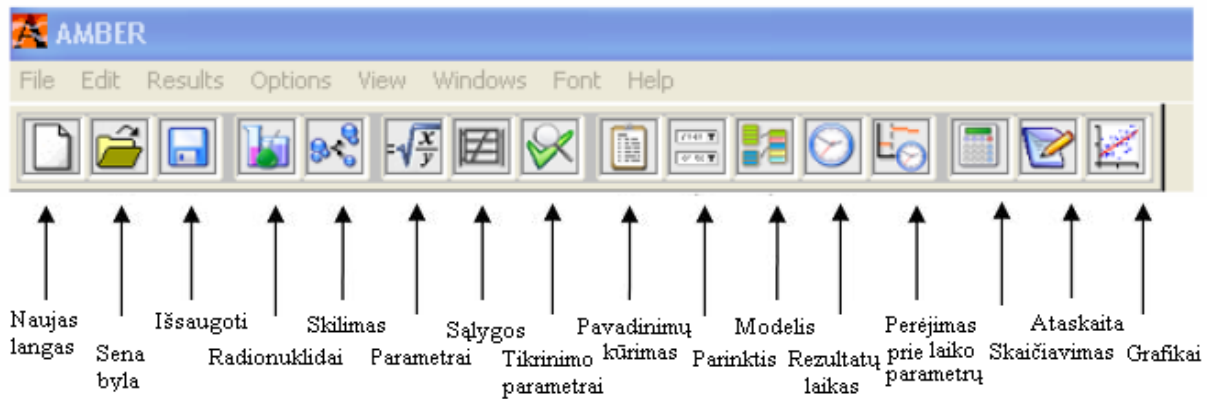
čia: t – suirimo laikas, m.; d – konteinerio sienelės storis, m; g – degradacijos greitis, m/m.

Aktyvumo kitimas kapinyne laikui bėgant:

$$\frac{dA_i^m}{dt} = - \left[\lambda_r^m + \sum_j \lambda_{ij} \right] A_i^m + \lambda_r^{m+1} A_i^{m+1} + \sum_j \lambda_{ji} A_j^m, \quad (2.27)$$

čia: A – aktyvumas, Bq; λ – radionuklidų skilimo konstanta, s^{-1} ; m – radionuklidas.

Programa *AMBER 5.3* – „dėžučių“ modelis ir sprendžia tiesinių diferencialinių lygčių sistemas (AMBER...2007). Pagrindinė programos įrankių juosta pateikta 2.16 paveiksle.



2.16 pav. *AMBER 5.3* programos įrankių juosta

Šiame darbe nagrinėjami du galimi uždarytų jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinių šalinimo „BOSS“ sistemos gręžiniuose variantai:

- atliekų pakuotės su radžio ir plutonio šaltiniais;
- atliekų pakuotės su plutonio šaltiniais.

Modeliavimo programos suteikia daug galimybių, t.y. nustatyti dozes, kurias gauna žmogus, prie šaltinio judėdamas viena ar kita trajektorija, apskaičiuoti dozes, kurias žmogus gauna esant įvairiems darbo su šaltiniu scenarijams.

2.5. Skyriaus išvados

1. Kadangi darbe analizuoti dirbtinės kilmės radionuklidų aktyvumai, o šie radionuklidai pasižymi tuo, kad spinduliuoja įvairių energijų gama fotonus, šių aktyvumų matavimams naudota didelės skiriamosios galios gama spektrometrija.

Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai

2. Dozės galios kitimui įvertinti naudojamas dozės galios matuoklis. Dozimetru atliekamo vieno matavimo trukmė iki 300 s.

3. Apšvitos dozės modeliavimas, naudojant aktyvumų matavimų rezultatus, padeda ne tik eksperimentiškai, bet ir taikant matematinį modelį, įvertinti įvairius jonizuojančiuosius spinduliuotės šaltinius radiacinės saugos požiūriu. Nuo pasirinktų modeliavimo parametrų priklauso galutinis rezultatų tikslumas.

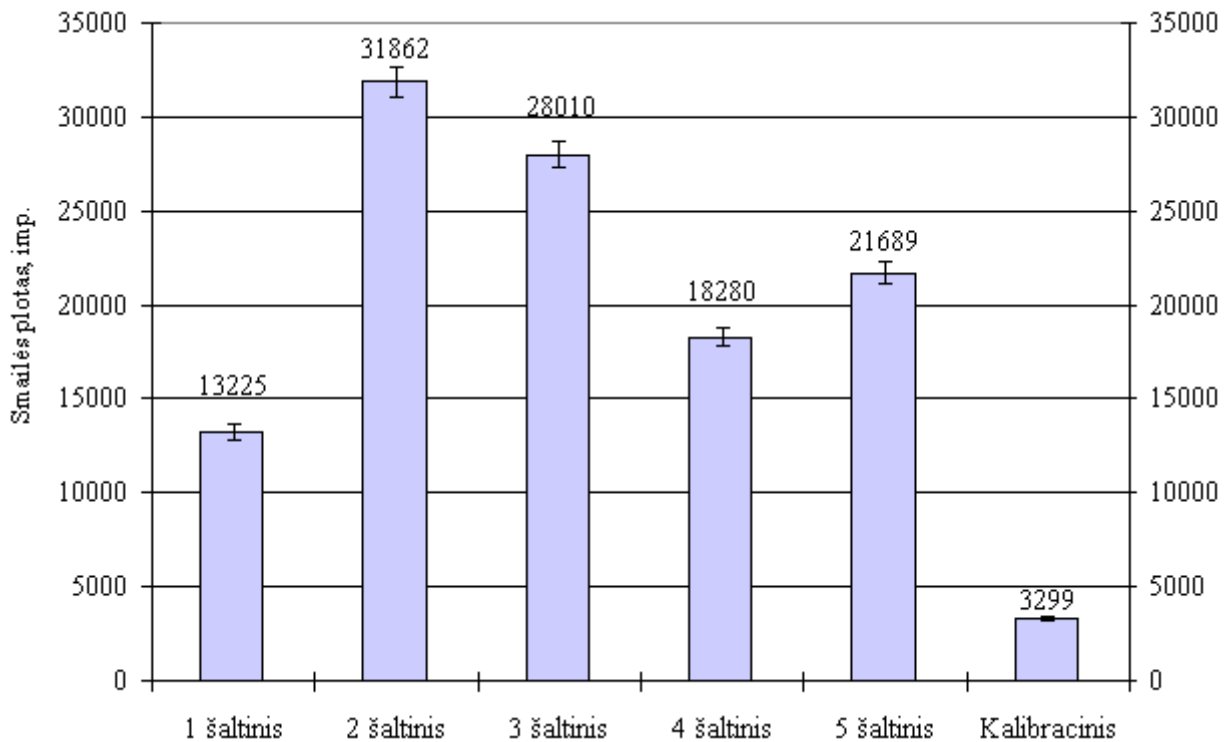
4. Apšvitos nuo nenaudojamų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo konteineriuose esančių radionuklidų jonizuojančiosios spinduliuotės dozėms modeliuoti naudotos programos *VISIPLAN* ir *RadPro*.

5. Nenaudojamų jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinių galutiniam sutvarkymui pasirinkti dviejų tipų konteineriai (švino ir plieno) ir keli šalinimo „BOSS“ sistemos gręžiniuose variantai. Remiantis modeliavimo metu gautais duomenimis, galima įvertinti gautus rezultatus ir pasirinkti priimtinausią variantą, panaudotiems plutonio ir radžio šaltiniams palaidoti.

3. DARBO REZULTATAI IR JŲ ANALIZĖ

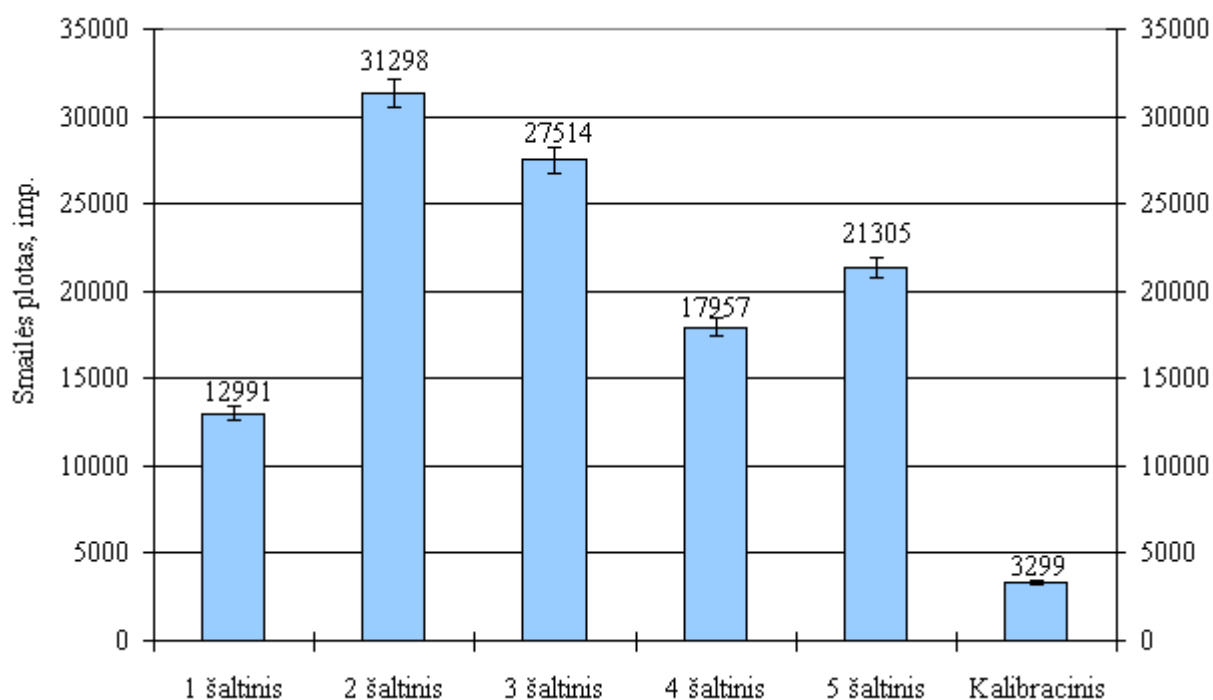
3.1. Priemaišų naudotuose plutonio šaltiniuose nustatymas

Kaip jau minėta anksčiau, buvo ištirti plutonio šaltiniai. Be to, papildomai buvo ištirta ekrano, skirta sulaikyti alfa daleles, įtaka gama spektrui – šaltinio gama spektras buvo išmatuotas pakėlus šį ekraną, o po to – nuleidus. Kaip matyti iš 3.1 ir 3.2 paveikslų rezultatai skyrėsi labai mažai (mažiau nei 2 %), todėl galima teigti, jog šaltinių spektrus galima matuoti nepakėlus minėtų ekranų. Tačiau į gama fotonų sugertį ekranuose būtina asižvelgti įvedant atitinkamą pataisą.



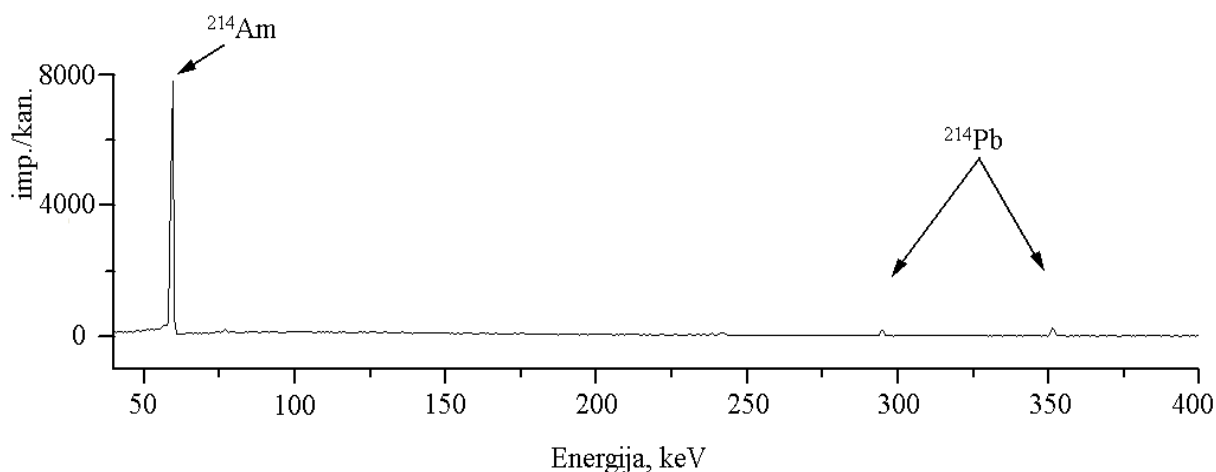
3.1 pav. Spektrų smailių plotai, kai šaltinių ekranai pakelti

3.1 ir 3.2 paveiksluose pateikiami išmatuoti tiriamųjų šaltinių spektrų smailių plotai. Didžiausi smailės plotai užfiksuoti: antrajame šaltinyje (31298 ± 188) imp., kai ekranas nuleistas ir (31862 ± 191) imp., kai ekranas pakeltas; trečiajame šaltinyje (27514 ± 176) imp., kai ekranas nuleistas ir (28010 ± 179) imp., kai ekranas pakeltas. Kalibracinio šaltinio smailės plotas yra (3299 ± 68) imp.



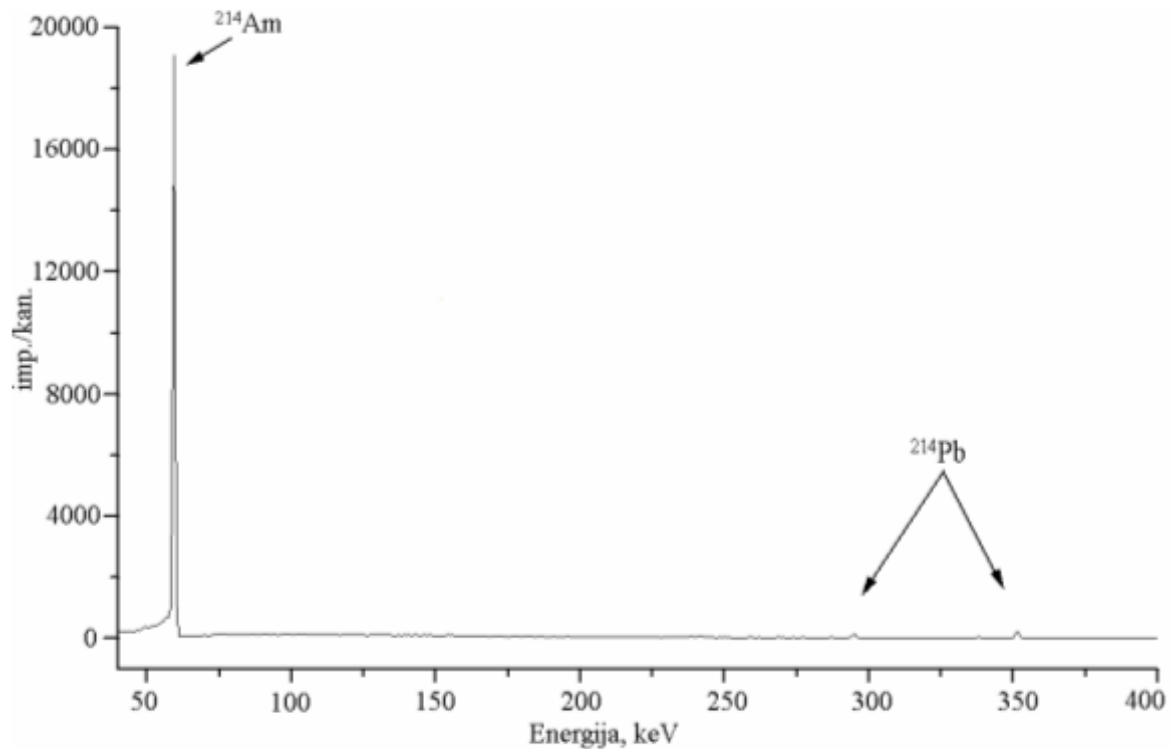
3.2 pav. Spektrų smailių plotai, kai šaltinių ekranai nuleisti

Visų tiriamųjų šaltinių gama spektruose identifikuota labai ryški apie 60 keV energijos gama smailė (3.3, 3.4 pav.). Ši smailė tiksliai atitinka americio ^{241}Am gama fotonų energiją ir yra priskirtina šiam nuklidui. Kitų bent kiek reikšmingesnių gama smailių nepastebėta.



3.3 pav. Plutonio šaltinio (su pašalintu ekranu) gama spektras

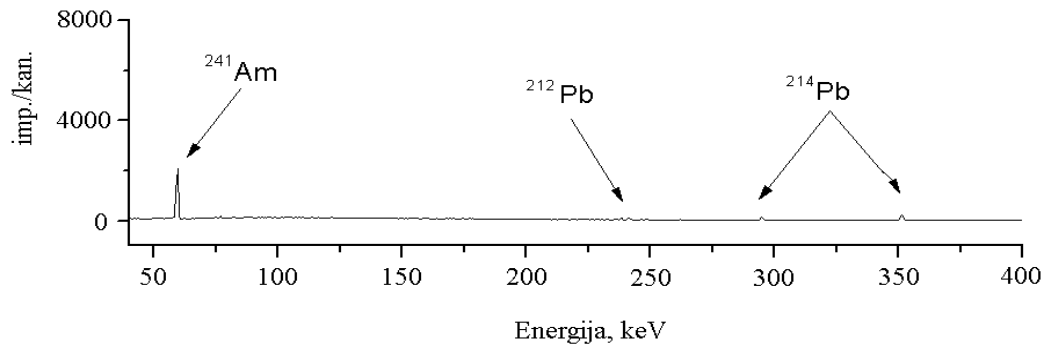
Iš 3.4 paveikslo akivaizdžiai matyti, kad antrojo šaltinio americio ^{241}Am spinduliuotės intensyvumas didesnis negu kituose tirtuose šaltiniuose. Esant 59,5 keV energijos americio ^{241}Am radionuklido gama smailei, antrajame šaltinyje užregistruotas didžiausias impulsų skaičius šio spektro kanale, t.y. virš 19000 imp./kanale, o pavyzdžiui, plutonio šaltinio (su pašalintu ekranu) gama spektre didžiausia vertė buvo daugiau nei 2 kartus mažesnė nei antrajame šaltinyje.



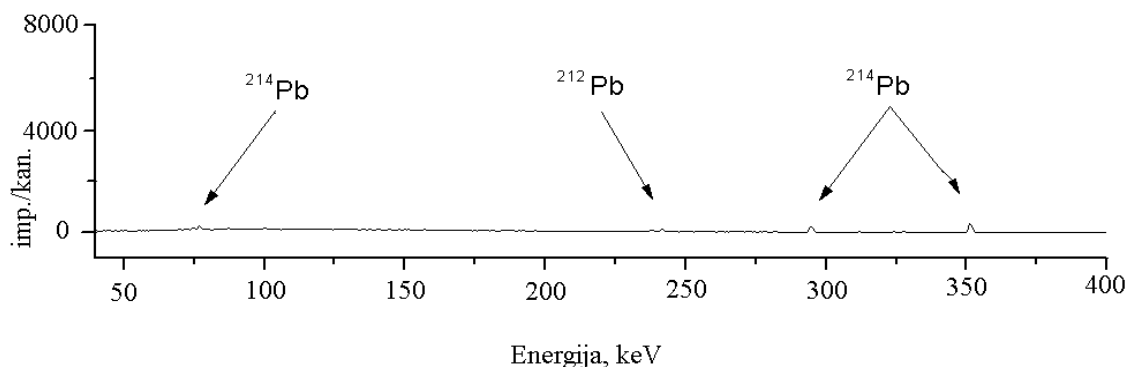
3.4 pav. Šaltinio Nr. 2 gama spektras

Iš gautų rezultatų matyti, kad ne visų šaltinių gama spektrai skyrėsi vieni nuo kitų. Panašūs gama spektrai yra užfiksuoti antrame ir trečiame šaltiniuose, o taip pat ketvirtame ir penktame šaltiniuose. Labiausiai gama spektras išsiskyrė pirmajame bandinyje, kurio nustatytas aktyvumas – mažiausias.

Taškinio kalibracinio šaltinio gama spektre identifikuota ne tokia ryški (kaip pirmajame ar antrajame šaltinyje) 59,5 keV energijos americio ^{241}Am radionuklido gama smailė (3.5 pav.). Ši smailė tiksliai atitinka americio ^{241}Am gama fotonų energiją. Tačiau kaip ir kituose gama spektruose užfiksuota labai nedidelė gamtinių švino ^{214}Pb ir ^{212}Pb radionuklidų spinduliuotė.

**3.5 pav.** Taškinio ^{241}Am šaltinio gama spektras

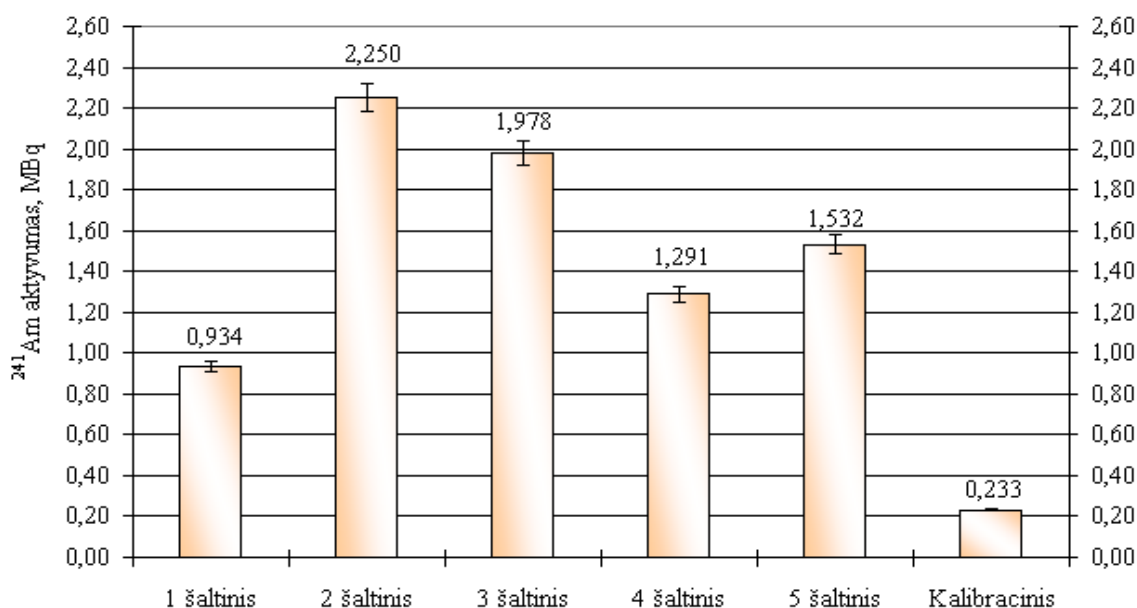
Palyginimui, 3.6 paveiksle parodytas foninis spektras, išmatuotas tomis pačiomis sąlygomis, kaip ir tirtieji plutonio šaltiniai, t.y. fono matavimo trukmė 300 s. Paprastai foninį spektrą lemia radionuklidai, esantys matavimų patalpoje, gama spektrometro dalyse (ypač detektoriuje, jo kapsulėje, apsaugoje) bei kosminė spinduliuotė. Nors švino apsauga foną sumažina, ji gali turėti didelę reikšmę gama spektrometriniuose tyrimuose, ypač kai matuojami maži aktyvumai.

**3.6 pav.** Foninis spektras

Kaip matyti iš 3.6 paveikslo americio ^{241}Am spinduliuotė sklinda iš šaltinių, kadangi foniniame spektre nėra americio ^{241}Am spinduliuotės požymių. Tai leidžia kalbėti apie minėtų radionuklidų egzistavimą šaltiniuose ir eksperimentiniais metodais nustatyti jų aktyvumą. Foniniame spektre labai nedidelį įnašą turi gamtinio švino ^{214}Pb radionuklido spinduliuotė, kurios intensyvumas foniniame spektre sudaro nežymią dalį tirtuose šaltiniuose registruojamos radioaktyviojo švino spinduliuotės intensyvumo. Švino radionuklido buvimą gali įtakoti švino ekranas, kuris buvo naudojamas atliekant eksperimentinius tyrimus.

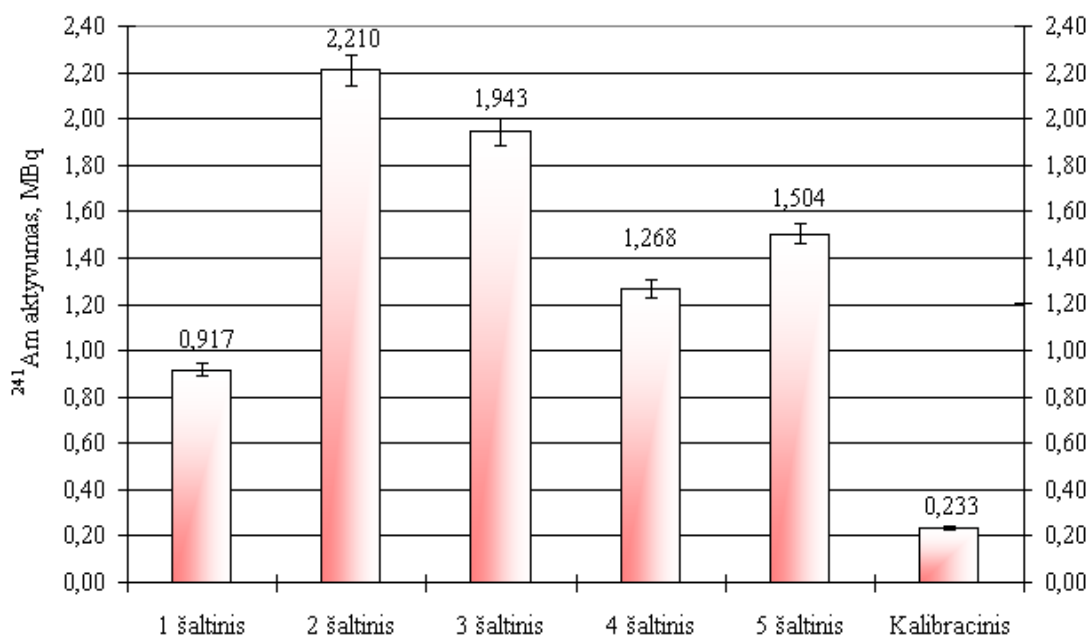
Matavimų duomenys apibendrinti 3.1 lentelėje, 3.7 ir 3.8 paveiksluose. Kaip matyti iš 3.7 paveikslo daugiausia americio radionuklido ^{241}Am yra antrame šaltinyje, kurio aktyvumas

yra $(2,250 \pm 0,068)$ MBq, o mažiausia – pirmame šaltinyje, kurio aktyvumas – $(0,934 \pm 0,028)$ MBq. Panašūs americio aktyvumai yra nustatyti ketvirtame ir penktame šaltiniuose, atitinkamai $(1,291 \pm 0,039)$ MBq ir $(1,532 \pm 0,046)$ MBq.



3.7 pav. Apskaičiuoti americio ^{241}Am aktyvumai, kai šaltinių ekranai pakelti

Kaip matyti iš 3.8 paveikslo, kai šaltinių ekranai nuleisti, daugiausia americio radionuklido ^{241}Am taip pat yra antrame šaltinyje, kurio aktyvumas yra $(2,210 \pm 0,066)$ MBq, o mažiausia – pirmame šaltinyje, kurio aktyvumas – $(0,917 \pm 0,027)$ MBq. Kalibracinio šaltinio aktyvumas yra $(0,233 \pm 0,007)$ MBq.



3.8 pav. Apskaičiuoti americio ^{241}Am aktyvumai, kai šaltinių ekranai nuleisti

Iš 3.7 ir 3.8 paveikslų matyti, kad gautos americio ^{241}Am aktyvumo vertės skyrėsi labai nežymiai (mažiau nei 1,8 %).

Pradinis plutonio radionuklido ^{241}Pu aktyvumas buvo įvertintas taikant (2.2) formulę. Kadangi tiksli šaltinių pagaminimo data nėra žinoma, skaičiavimai buvo pakartoti laikant, kad šaltinių amžius 30 ir 40 m. Galutiniai skaičiavimų rezultatai pateikti 3.1 lentelėje.

3.1 lentelė. Plutonio ^{241}Pu aktyvumo tiriamuose šaltiniuose reikšmės

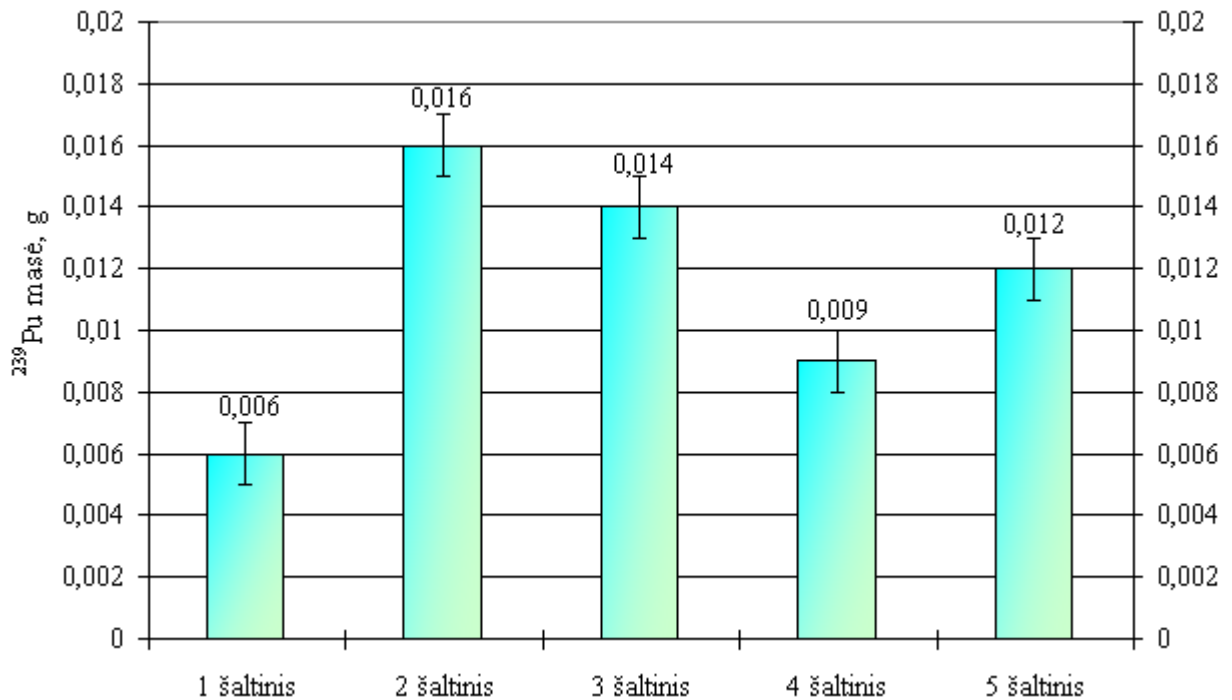
Šaltinio Nr.	Šaltinio ekranas pakeltas		Šaltinio ekranas nuleistas	
	Pradinis ^{241}Pu aktyvumas (T = 30 m.), MBq	Pradinis ^{241}Pu aktyvumas (T = 40 m.), MBq	Pradinis ^{241}Pu aktyvumas (T = 30 m.), MBq	Pradinis ^{241}Pu aktyvumas (T = 40 m.), MBq
1	37,9±1,9	34,3±1,9	37,2±1,8	33,7±1,8
2	91,2±4,6	82,6±4,6	89,6±4,5	81,1±4,5
3	80,2±4,0	72,6±4,0	78,8±3,9	71,3±3,9
4	52,3±2,6	47,4±2,6	51,4±2,6	46,6±2,6
5	62,1±3,1	56,3±3,1	61,0±3,0	55,2±3,0

Plutonio ^{241}Pu aktyvumas tiriamuose šaltiniuose (kai šaltinių ekranai pakelti) kito nuo (37,9±1,9) MBq iki (91,2±4,6) MBq (darant prielaidą, kad nuo šaltinių pagaminimo prabėgo 30 m.). Iš 3.1 lentelės pateiktų duomenų matyti, kad įvertinus šaltinio ekrano įtaką plutonio ^{241}Pu aktyvumui šaltinyje, nustatyta, kad gautos vertės skyrėsi 1,6–2,0 %. Nustatytas vidutinis plutonio ^{241}Pu aktyvumas dūmų jutikliuose yra (64,7±3,2) MBq.

Būtina pastebėti, kad tirtųjų šaltinių radioizotopinė sudėtis ir aktyvumai akivaizdžiai neatitinka verčių, gamintojo deklaruotų šaltinių pasuose. Juose nurodyta, kad šaltiniuose esančio plutonio ^{239}Pu aktyvumas neviršija 37 MBq, o pirmame šaltinyje plutonio ^{239}Pu aktyvumas neviršija 18,5 MBq. Kitų plutonio izotopų, jeigu tokių būtų, aktyvumai nenurodyti. Iš 3.1 lentelėje pateiktų rezultatų matyti, kad kai kuriuose šaltiniuose pradinis plutonio ^{241}Pu aktyvumas šias vertes viršijo daugiau nei 2 kartus, t.y. pirmame, antrame ir trečiame šaltiniuose, o ketvirtame ir penktame šaltiniuose ^{241}Pu aktyvumo vertė buvo viršijama mažiau nei 2 kartus.

Pagal (2.5) formulę buvo įvertinta plutonio masė. Gamintojai šaltinių pasuose nurodė, kad plutonio masė yra 0,016 g. Kaip matyti iš 3.9 paveikslo apskaičiuotas branduolinės medžiagos kiekis pirmajame prietaise yra (0,006±0,001) g plutonio. Iš 3.9 paveikslo matyti, kad didžiausi apskaičiuoti branduolinės medžiagos kiekiai yra antrame šaltinyje, t.y.

($0,016 \pm 0,001$) g plutonio ir trečiame šaltinyje, t.y. ($0,014 \pm 0,001$) g plutonio. Taigi plutonio kiekis tirtuose šaltiniuose yra mažesnis, nei nurodyta šių šaltinių techniniuose pasuose.



3.9 pav. Plutonio masė dūmų jutikliuose

Bendras rastų branduolinių medžiagų kiekis tirtuose naudotuose plutonio šaltiniuose – ($0,057 \pm 0,001$) g plutonio. Vidutinė plutonio masė tirtuose dūmų jutikliuose yra ($0,010 \pm 0,001$) g. Gauta vertė net 1,6 karto mažesnė už gamintojo deklaruotą šaltinių pasuose nurodytą plutonio masę.

Remiantis gautais rezultatais galima daryti labai svarbias išvadas:

- 1) Sovietų Sąjungoje plutonio šaltiniams gaminti buvo naudojamas plutonio izotopų mišinys, kuriame plutonis ^{239}Pu galėjo sudaryti gana nedidelę dalį;
- 2) plutonis buvo dozuojamas labai netiksliai ir šaltiniai buvo žymiai didesnio aktyvumo nei nurodė gamintojai.

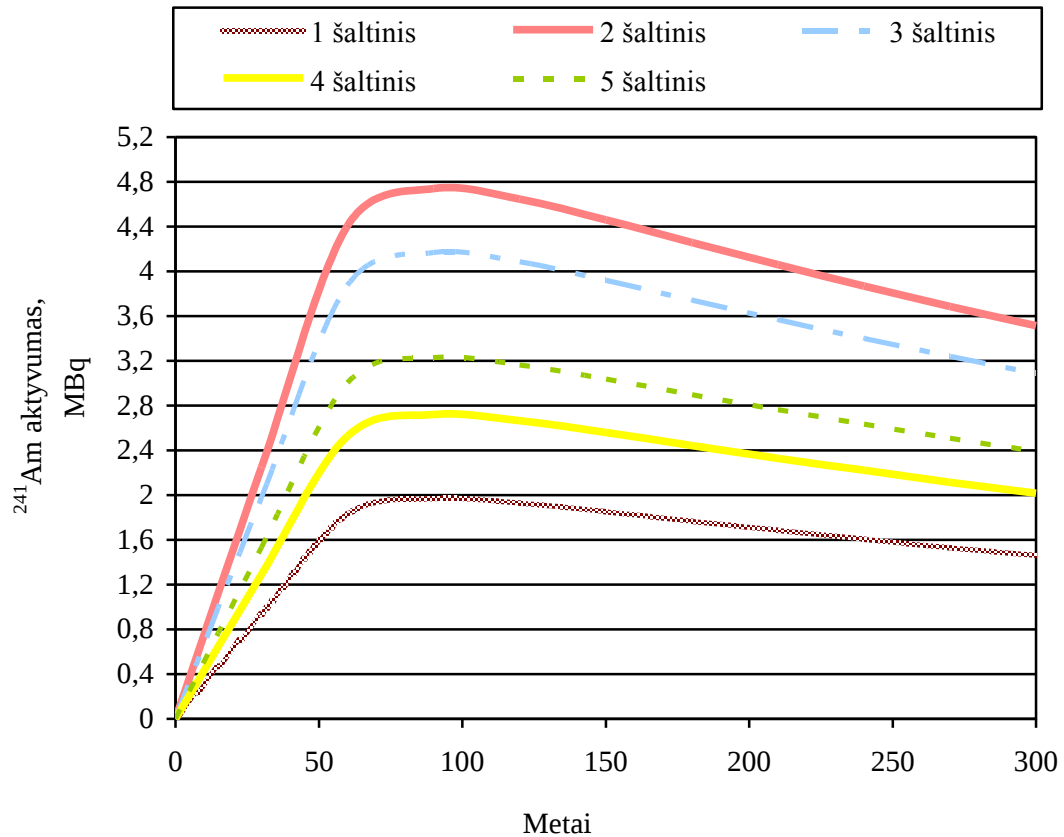
Tačiau minėtoms išvadoms patvirtinti yra būtini daug išsamesni, paremti detalioja analize, tyrimai.

Americio ^{241}Am aktyvumo kaitos įvertinimas

Pagal (2.3) formulę buvo įvertinta americio ^{241}Am aktyvumo kaita laikui bėgant. Šiems vertinimams pirmiausia buvo pasirinktas 30 m. šaltinių amžius – labiau konservatyvus

Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai

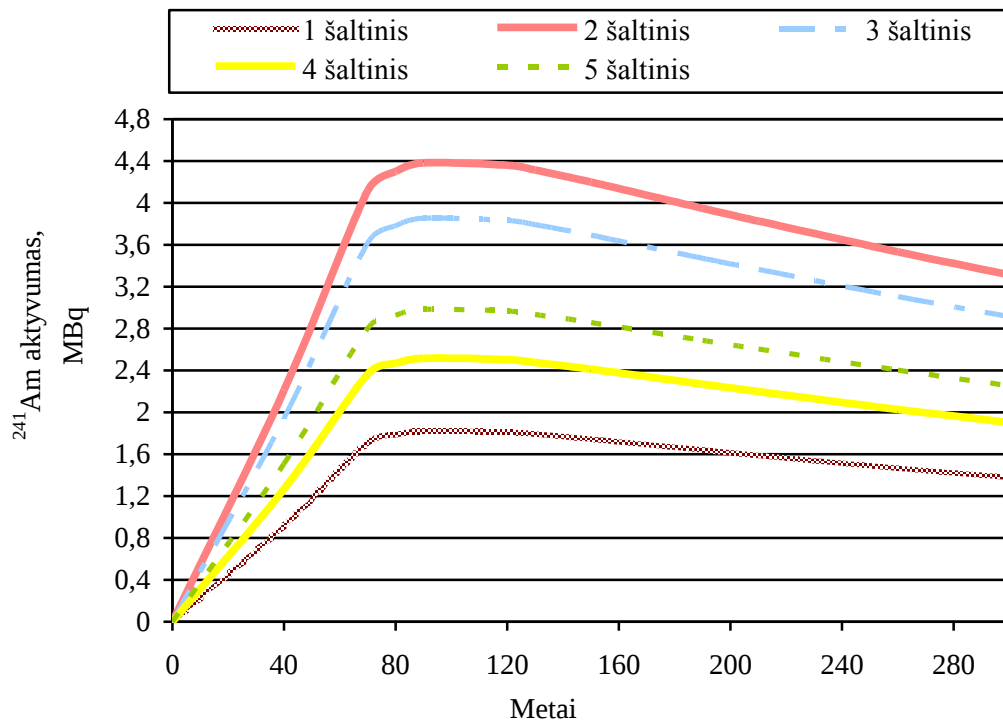
atvejis, atitinkantis didesnes plutonio ^{241}Pu aktyvumo ir americio ^{241}Am maksimalaus aktyvumo vertes. Pagal (2.4) formulę buvo įvertintas laiko momentas kuomet americio ^{241}Am aktyvumas pasiekia didžiausią savo reikšmę. Kaip matyti iš 3.10 paveikslo dirbtinis radionuklidas amerisis ^{241}Am visuose tirtuose šaltiniuose, pasiekia didžiausią savo aktyvumą, po maždaug 73 m. Po to americio radionuklido aktyvumas pradeda mažėti.



3.10 pav. ^{241}Am aktyvumo kitimas laikui bėgant (prielaida, kad šaltiniai pagaminti prieš 30 m.)

Remiantis tyrimo rezultatais daugiausia americio ^{241}Am radionuklido yra antrame šaltinyje, o įvertinus radionuklido kaitą laike nustatyta, kad didžiausias americio ^{241}Am aktyvumas yra $(4,741 \pm 0,284)$ MBq (3.10 pav.).

3.11 paveiksle taip pat įvertinta americio ^{241}Am aktyvumo kaita laikui bėgant, tačiau šiems vertinimams buvo pasirinktas 40 m. šaltinių amžius, atitinkantis mažesnio plutonio ^{241}Pu ir americio ^{241}Am aktyvumo vertes (3.1 lentelė). Įvertinus americio ^{241}Am radionuklido kaitą laike nustatyta, kad didžiausias antrajame šaltinyje esančio americio ^{241}Am aktyvumas lygus $(4,400 \pm 0,132)$ MBq, pirmajame šaltinyje – $(1,828 \pm 0,055)$ MBq, trečiajame šaltinyje – $(3,873 \pm 0,116)$ MBq, ketvirtajame šaltinyje – $(2,530 \pm 0,076)$ MBq, o penktajame šaltinyje – $(2,998 \pm 0,090)$ MBq (3.11 pav.).



3.11 pav. ^{241}Am aktyvumo kaita (prielaida, kad šaltiniai pagaminti prieš 40 m.)

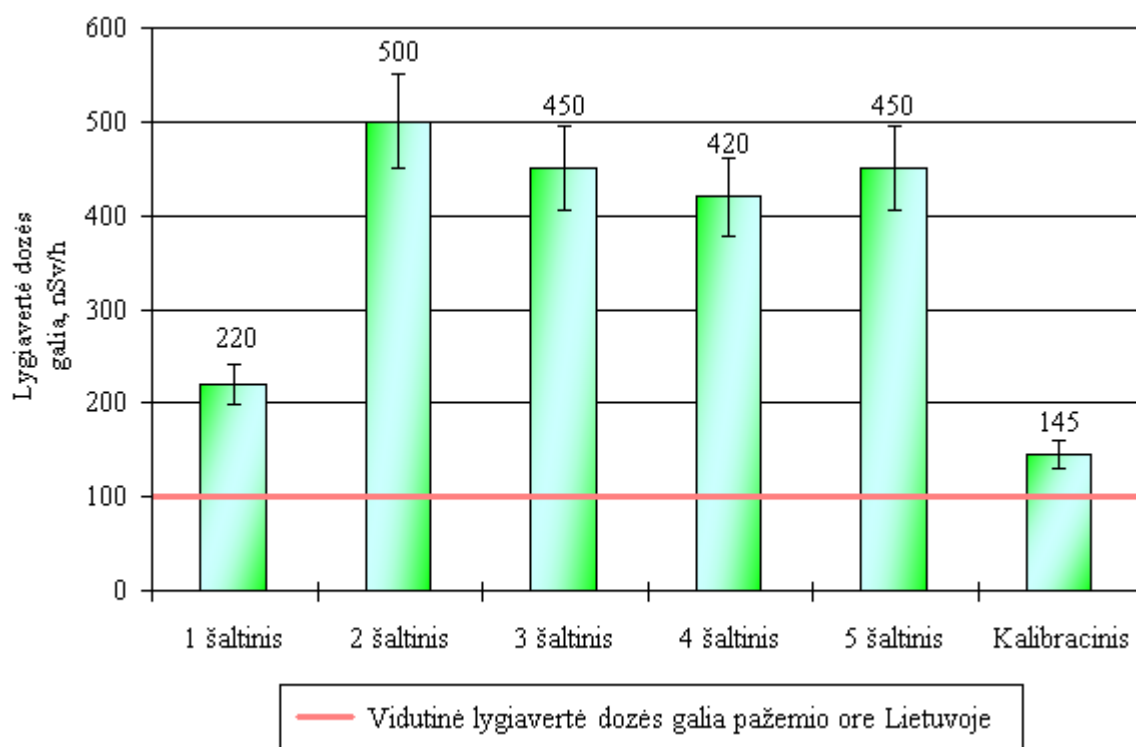
3.11 paveiksle pateiktus duomenis palyginus su 3.10 paveiksle pateiktas duomenimis matyti, kad americio ^{241}Am aktyvumo reikšmės skiriasi mažiau nei 8 %.

3.2. Gama spinduliuotės tyrimo rezultatai

Papildomai buvo matuota gama dozės galia, tam tikru atstumu nuo šaltinio. Gama spektrometrinių matavimų metu nustatyta, kad tokią didelę dozės galią sąlygoja ^{241}Am radionuklidas. Kaip rodo atlikti eksperimentiniai tyrimai (3.12 pav.), didžiausia išorinės lygiavertės dozės galia buvo antrajame šaltinyje – apie 500 nSv/h, nes šio šaltinio americio ^{241}Am aktyvumas buvo didžiausias ir siekė $(2,250 \pm 0,068)$ MBq. RSC specialistai panašius dūmų jutiklius (KI-1) su plutonio šaltiniu taip pat tyrė ir nustatė, kad dozės galia 0,1 m atstumu buvo apie 400 nSv/h. Taigi pastarojo tyrimo rezultatai nuo gautų šiame darbe skiriasi kiek daugiau nei 12 %.

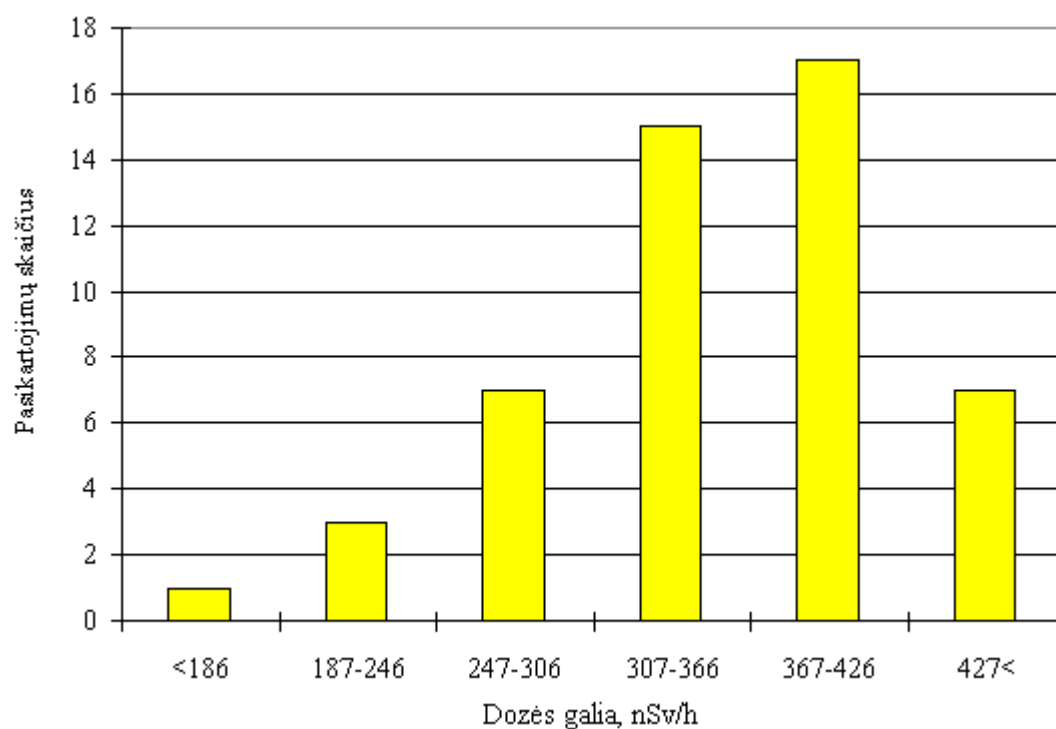
Kadangi pirmojo šaltinio americio aktyvumas tik $(0,934 \pm 0,028)$ MBq, tai gama dozės galia, 0,1 m atstumu nuo šio šaltinio buvo mažiausia, t.y. 220 nSv/h (3.12 pav). Vis dėlto prie visų šaltinių buvo užfiksuotos pakankamai didelės lygiavertės dozės galios vertės. Kaip matyti iš šių matavimo rezultatų Lietuvai būdinga lygiavertės dozės galios pažemio ore (100 nSv/h) reikšmė yra viršijama daugiau nei keturis kartus. Nustatyta, kad vidutinė lygiavertės dozės galia patalpoje yra apie 140 nSv/h.

Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai



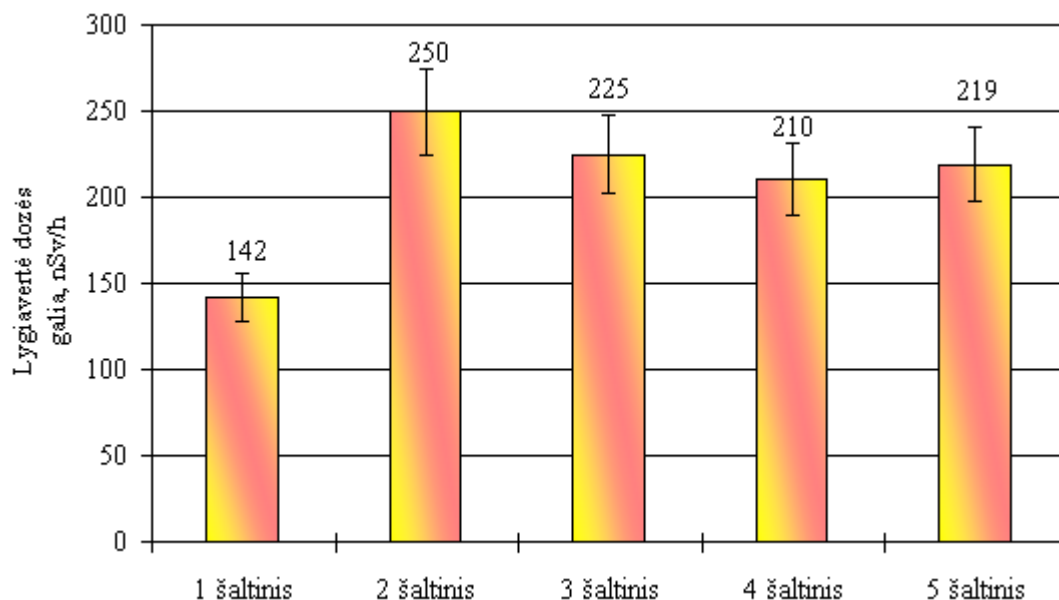
3.12 pav. Vidutinė lygiavertė dozės galia 0,1 m atstumu nuo šaltinių

Analizuojant tyrimų rezultatus matyti, kad dozės galios verčių diapazonas gana platus, nuo 185 nSv/h iki 540 nSv/h. Dažniausiai pasikartojančios vertės užima 367–426 nSv/h intervalą (3.13 pav.).

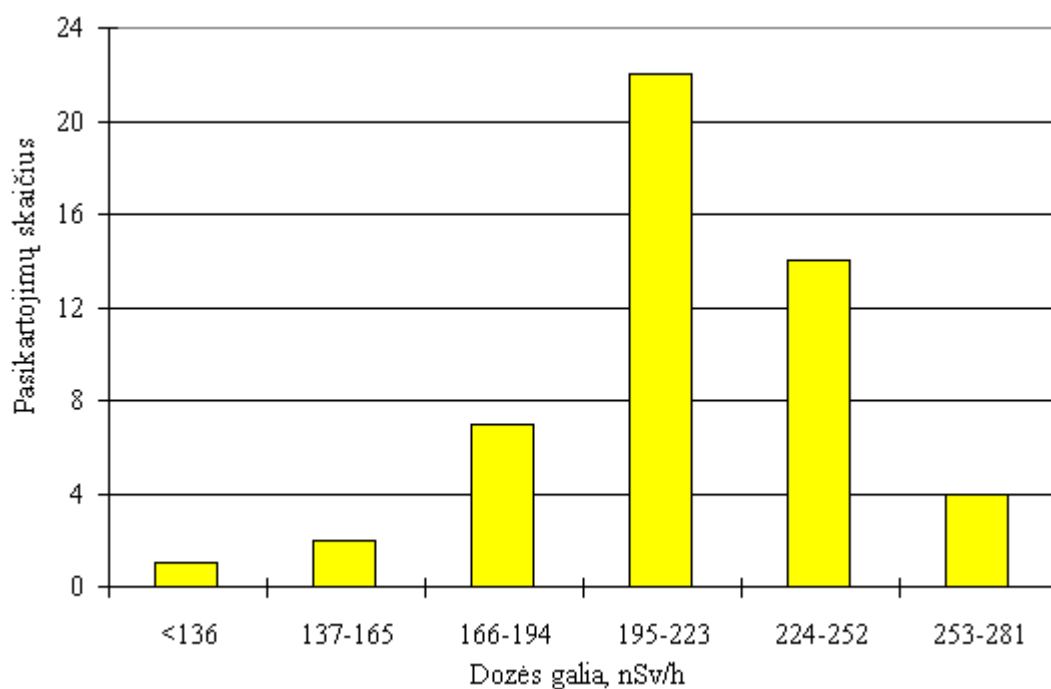


3.13 pav. Lygiavertės dozės galios reikšmių statistinis pasiskirstymas viename matavimo taške (0,1 m atstumu nuo šaltinio)

Taip pat buvo matuota gama dozės galia, 1,0 m atstumu nuo tiriamųjų šaltinių. Kaip matyti iš 3.14 paveikslo didžiausia lygiavertės dozės galia, 1,0 m atstumu nuo šaltinio, buvo išmatuota prie antrojo šaltinio, t.y. 250 nSv/h. Mažiausia lygiavertės dozės galia buvo užfiksuota prie pirmojo šaltinio, t.y. buvo fiksuojamas patalpos fonas. Analizuojant tyrimų rezultatus matyti, kad dozės galios verčių diapazonas gana platus, nuo 135 nSv/h iki 281 nSv/h. Dažniausiai pasikartojančios vertės užima 195–223 nSv/h intervalą (3.15 pav.).



3.14 pav. Vidutinė lygiavertė dozės galia 1,0 m atstumu nuo šaltinių



3.15 pav. Lygiavertės dozės galios reikšmių statistinis pasiskirstymas viename matavimo taške (1,0 m atstumu nuo šaltinio)

Vidutinė lygiavertė dozės galia patalpoje 1,0 m atstumu nuo tiriamųjų jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinių yra apie (210 ± 20) nSv/h. Lietuvai būdinga lygiavertės dozės galios pažemio ore (100 nSv/h) reikšmė yra viršijama daugiau nei du kartus. Iš 3.12 ir 3.14 paveikslų matyti, kokią svarbią reikšmę turi atstumas iki apšvitos šaltinio (didėjant atstumui dozės galia mažėja), šaltinio parametrai.

Reikia pastebėti, kad gama dozės galios matavimai yra nelabai patikimi, todėl, kad naudotas matavimo prietaisas nėra skirtas registruoti tokios mažos energijos (14 ir 60 keV) gama fotonus. Todėl šiuos gama dozės galios matavimus galima laikyti tik orientaciniais.

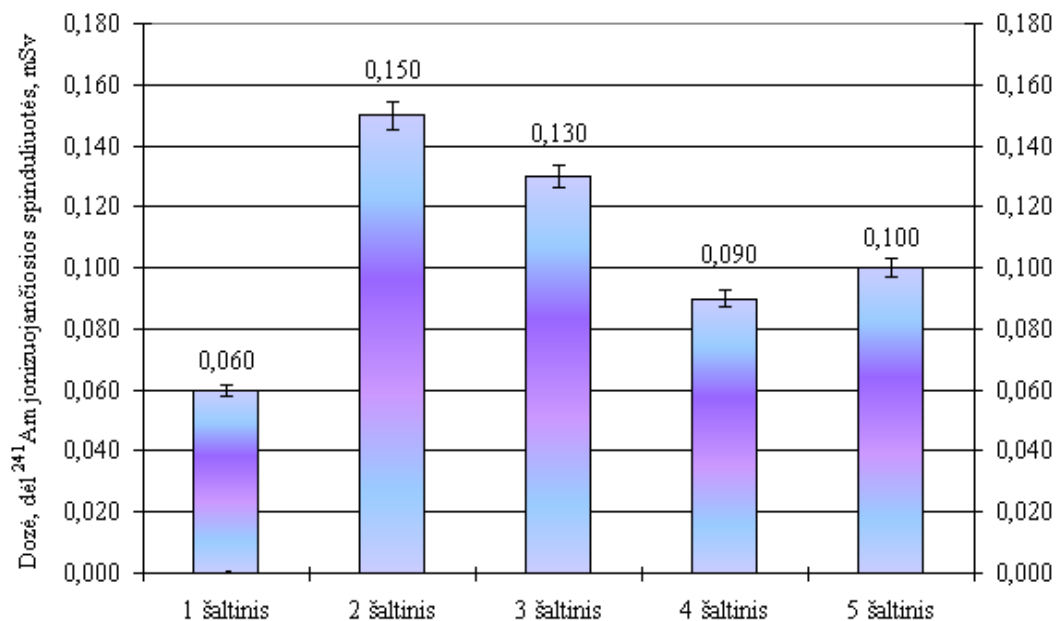
Atskiruose darbuose gautų dozės galios 1,0 m atstumu nuo dūmų jutiklio palyginimas pateiktas 3.2 lentelėje. Nustatyta, kad šiame darbe gauta lygiavertės dozės galia nuo kitų 3.2 lentelėje nurodytų darbų dozės galios vidurkių skiriasi. Mažiausias gautas skirtumas – 13 %. Nesutapimo priežastis gali būti ta, jog įvairiuose darbuose naudojami ne tos pačios markės dūmų jutikliai, kurių kiekvieno aktyvumas yra skirtingas. Dozės galia priklauso ne tik nuo šaltinio aktyvumo, bet ir nuo jo geometrijos. Norint gauti patikimus duomenis, pakankamą rezultatų statistinį patikimumą, matavimai turi būti atliekami su tais pačiais ar panašiais šaltiniais, vienodomis aplinkos sąlygomis, tam tikrą laiko tarpą, kuris priklauso ir nuo vieno matavimo trukmės.

3.2 lentelė. Vidutinės dozės galios pasiskirstymas įvairiuose darbuose

Tyrimų šaltinis	Americio ^{241}Am aktyvumas, MBq	Lygiavertė dozės galia, nSv/h
Šiame darbe	1,597	210
(Johnson 1978)	1,850	252
(O'Donnell <i>et al.</i> 1981)	0,110	74
(Schneider <i>et al.</i> 2001)	0,370	130

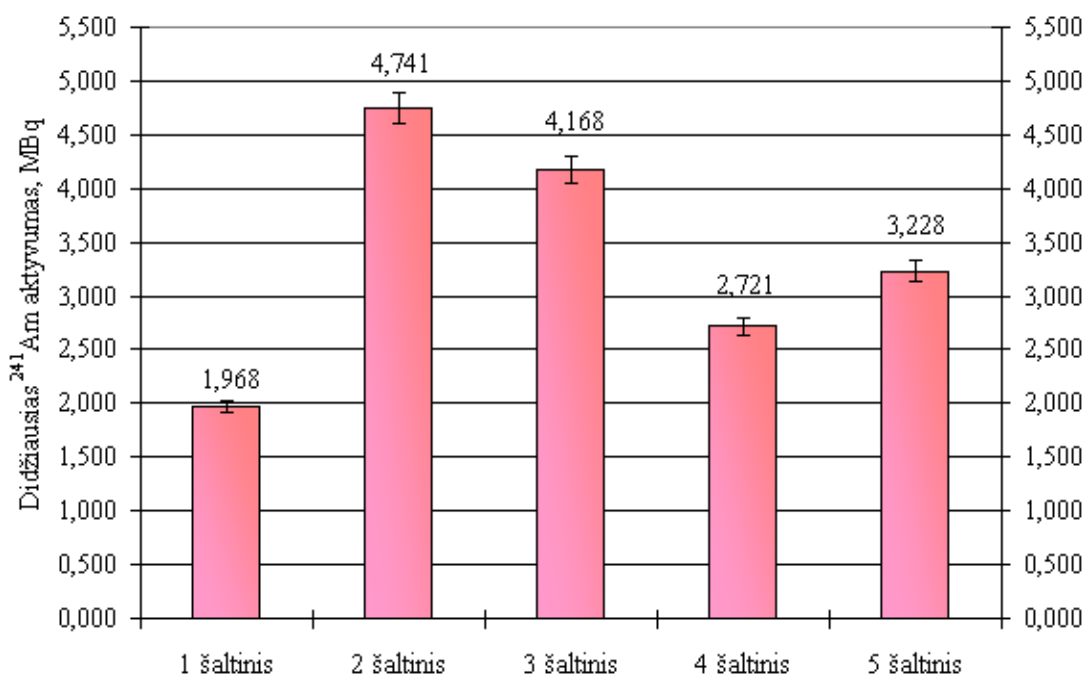
Apskaičiuotos americio ^{241}Am aktyvumo vertės buvo panaudotos skaičiuojant žmonių, dirbančių sėdimąjį darbą kambaryje, kuriame įrengta gaisrinė signalizacija, išorines dozes (3.16 ir 3.18 pav.). Buvo taikoma (2.6) formulė. Kadangi 1,2 m aukštyje virš grindų būna patalpose esančio žmogaus kūno dalis, pasižyminti didžiausiu jautriu apšvitai (Butkus ir kt. 2005a), tai atstumas iki šaltinio parinktas lygus 1,5 m. Pirmiausia buvo įvertinta americio ^{241}Am jonizuojančiosios spinduliuotės nulemta metinė dozė (3.16 pav.), kai dabartiniai americio ^{241}Am aktyvumai šaltiniuose buvo tokie: $(0,934 \pm 0,028)$ MBq, $(2,250 \pm 0,068)$ MBq, $(1,978 \pm 0,059)$ MBq, $(1,291 \pm 0,039)$ MBq, $(1,532 \pm 0,046)$ MBq. Nustatyta, kad žmogus, praleidžiantis 20 % (1760 valandų) laiko darbo aplinkoje, kur sumontuotas didžiausio aktyvumo dūmų jutiklis, kasmet patirtų apie $(0,150 \pm 0,004)$ mSv išorinę dozę. Mažiausia dozė patalpoje būtų ten, kur sumontuotas pirmasis šaltinis – $(0,060 \pm 0,002)$ mSv. Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai

(3.16 pav.). (Schneider *et al.* 2001) darbe pateikti skaičiavimų rezultatai rodo, kad metinė žmogaus, kuris būna patalpoje, kur sumontuotas dūmų jutiklis, dozė yra apie 0,03 mSv.

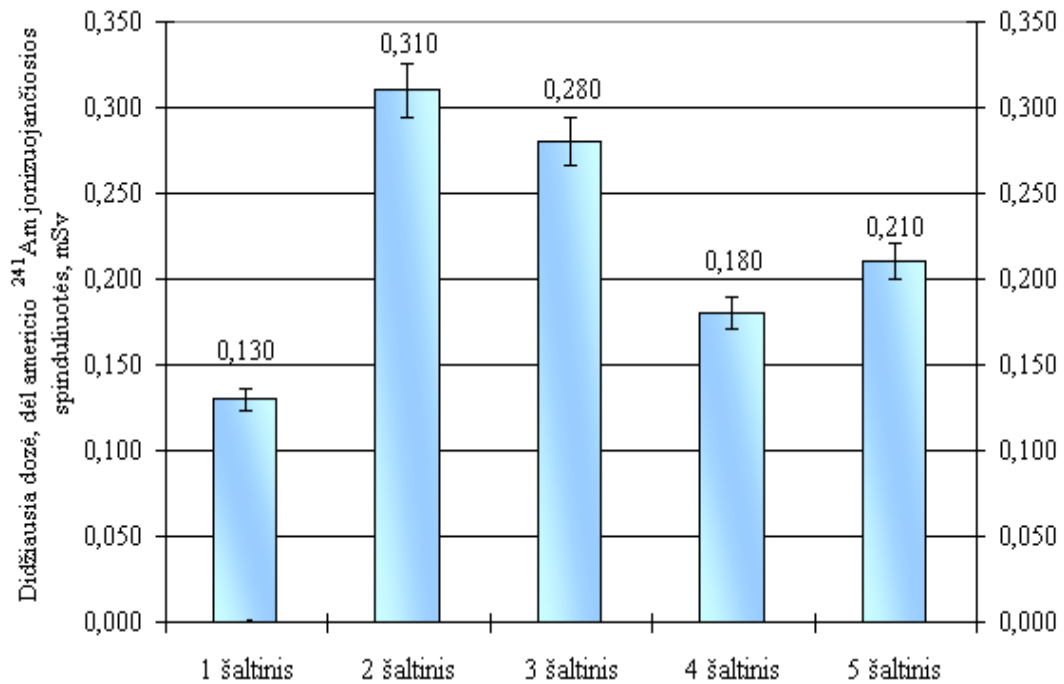


3.16 pav. Dabartinė ^{241}Am jonizuojančiosios spinduliuotės nulemta metinė dozė

3.17 paveiksle pateiktos apskaičiuotos didžiausio americio ^{241}Am aktyvumo vertės, kurios buvo panaudotos įvertinant didžiausias dozes, kurias nulemia americio ^{241}Am jonizuojančioji spinduliuotė (3.18 pav.).



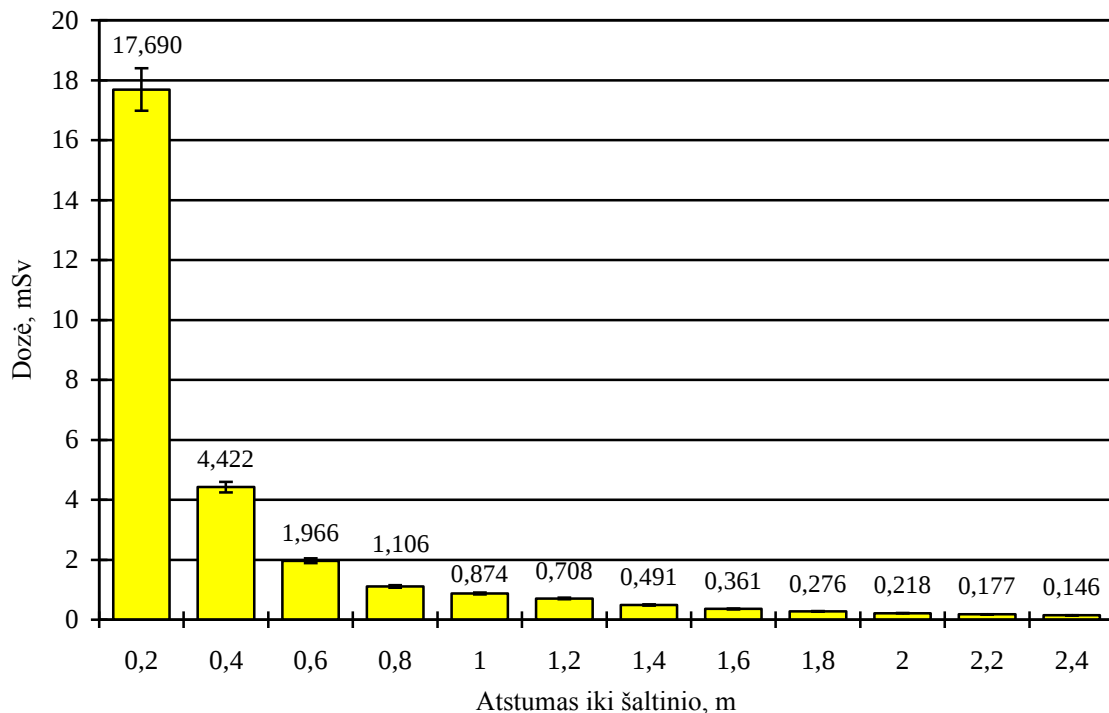
3.17 pav. Didžiausias americio ^{241}Am aktyvumas (prielaida, kad šaltiniai pagaminti prieš 30 m.)



3.18 pav. ^{241}Am jonizuojančiosios spinduliuotės nulemta didžiausia metinė dozė

Įvertinus apšvitą, kurią gali nulemti americio ^{241}Am radionuklidai, nustatyta, kad didžiausia apšvita, kurią gautų žmonės dirbdami patalpoje, normaliomis sąlygomis, su įrengta priešgaisrine signalizacija, kasmet po 1760 val., būtų lygi $(0,310 \pm 0,020)$ mSv, o mažiausia – $(0,130 \pm 0,010)$ mSv. Nustatyta, kad apšvita, kurią lemia americio ^{241}Am jonizuojančioji spinduliuotė ketvirtajame ir penktajame šaltiniuose – panaši, ir atitinkamai lygi $(0,180 \pm 0,010)$ mSv, $(0,210 \pm 0,010)$ mSv (3.18 pav.). Kaip matyti iš gautų rezultatų gautos vertės neviršija metinės dozės – 1 mSv.

3.19 paveiksle pateikiamos dozės, kurios įvertinamos pagal didžiausią americio aktyvumą, t.y. $(4,741 \pm 0,284)$ MBq ir atstumą iki šaltinio. Kaip matyti iš gautų duomenų, įvertinus apšvitą, kurią gali nulemti americio ^{241}Am radionuklidai, nustatyta, kad didžiausia apšvita, kurią gautų žmonės dirbdami patalpoje su įrengta priešgaisrine signalizacija, kasmet po 1760 val., ir kai atstumas iki šaltinio būtų lygus 0,2 m, tai dozė – $(17,690 \pm 0,530)$ mSv. Ši dozės vertė viršija reikalavimus, tačiau esant tokioms priimtoms krašutinėms sąlygoms žmonės tikrai visus metus nebus įtakojami. Kaip matyti iš 3.19 paveikslo, tolstant nuo jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinio dozė mažėja. Esant 2,4 m atstumui iki šaltinio metinė dozė lygi tik $(0,146 \pm 0,004)$ mSv.



3.19 pav. ^{241}Am jonizuojančiosios spinduliuotės nulemta didžiausia metinė dozė, atsižvelgiant į atstumą iki šaltinio

Nustatyta, kad americio ^{241}Am jonizuojančiosios spinduliuotės nulemta metinė dozės vertė daugeliu atvejų yra daugiau nei 3 kartus mažesnė už vidutinę pasaulyje vertę, kurią gauna žmonės nuo radono patalpose, t.y. 1 mSv (Takriti *et al.* 2004). Taigi remiantis šiuo tyrimu galima patvirtinti, kad žmogus pagrindinę išorinę lygiavertę dozę gauna dėl ^{222}Rn ir jo skilimo produktų, esančių patalpų viduje (Bochicchio *et al.* 1996; Peter 1994), jonizuojančiosios spinduliuotės.

3.3. Skyriaus išvados

1. Visuose tirtuose plutonio šaltiniuose aptiktas dirbtinis americio ^{241}Am radionuklidas. Šio radionuklido indėlis į lygiavertės dozės galią yra reikšmingas, nes skirtingai negu plutonio radionuklidai, ^{241}Am spinduliuoja ne tik alfa daleles, bet ir nedidelės energijos gama spindulius.

2. Eksperimentais nustatyta, kad dirbtinės kilmės radionuklido sukelta lygiavertės dozės galia, artėjant prie jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinių, didėja. Ryškūs gama spinduliuotės pokyčiai gauti 0,10 cm atstumu nuo šaltinių, kur dozės galia viename matavimo taške kito nuo 185 nSv/h iki 540 nSv/h.

3. Įvertinus šaltinio ekrano įtaką gama spektrui, nustatyta, kad šaltinių spektrus galima matuoti nepakėlus ekranų, tačiau į gama fotonų sugertį ekranuose būtina atsižvelgti įvedant atitinkamą daugiklį.

4. Spektrometriškai ištyrus senus plutonio šaltinius ir įvertinus gama fotonų sugertį ekranuose, nustatyta, kad mažiausias ^{241}Am aktyvumas yra pirmajame šaltinyje, t.y. $(0,934 \pm 0,028)$ MBq, o didžiausias – antrajame šaltinyje $(2,250 \pm 0,068)$ MBq.

5. Apskaičiuota, kad americis ^{241}Am visuose tirtuose šaltiniuose, pasiekia didžiausią savo aktyvumą, po maždaug 73 m.

6. Nustatyta, kad tirtųjų plutonio dūmų jutiklių radioizotopinė sudėtis ir aktyvumai akivaizdžiai neatitinka verčių, kurias nurodė gamintojai šaltinių pasuose.

7. Remiantis tyrimo rezultatais nustatyta, kad plutonio ^{241}Pu aktyvumas tirtuose šaltiniuose kito nuo $(33,7 \pm 1,8)$ MBq iki $(91,2 \pm 4,6)$ MBq.

8. Nustatyta, kad didžiausias branduolinės medžiagos kiekis yra antrame šaltinyje, t.y. $(0,016 \pm 0,001)$ g plutonio ^{239}Pu , o mažiausias – pirmajame prietaise, t.y. $(0,006 \pm 0,001)$ g plutonio ^{239}Pu .

9. Nustatyta, kad 1,5 m atstumu nuo plutonio šaltinio dirbantis darbuotojas, veikiamas jonizuojančios spinduliuotės, kasmet patirtų $(0,060 \pm 0,002) - (0,150 \pm 0,004)$ mSv išorinę dozę. Didžiausia apšvita, kurią gautų žmonės dirbdami patalpoje su įrengta priešgaisrine signalizacija, kasmet po 1760 val., būtų lygi $(0,310 \pm 0,020)$ mSv.

4. MODELIAVIMO REZULTATAI IR JŲ ANALIZĖ

4.1. Plutonio ir radžio šaltinio skleidžiamos spinduliuotės apšvitos modeliavimas

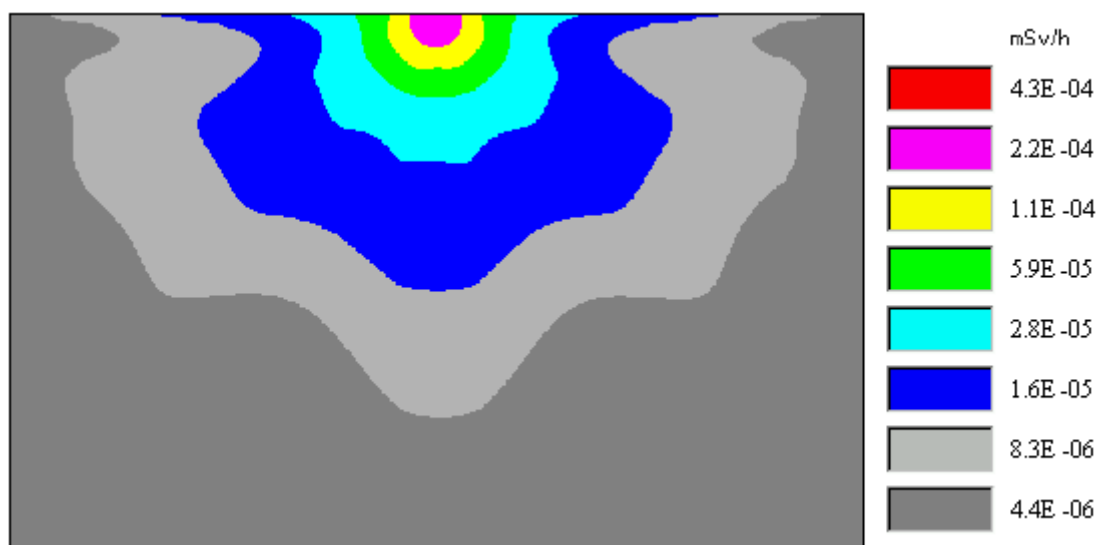
Apšvitos dozės reikšmės nuo šaltiniuose esančių radionuklidų jonizuojančiosios spinduliuotės gali būti nustatomos ne tik atliekant eksperimentinius tyrimus, bet ir jas skaičiuojant (modeliuojant).

Pirmiausia buvo įvertinta plutonio ir radžio šaltinių, kai šie šaltiniai nėra patalpinti į kontenerius, apšvita. Modeliavimui naudojami radionuklidų aktyvumai, kurie nustatyti gama spektrometrine analize. Kaip žinia, dozės galia atvirkščiai proporcinga atstumo iki šaltinio kvadratai. Tai reiškia, kad dozės galia mažėja, didėjant atstumui.

Darbe parinktas tinklėlis ir nustatytas tikslumas – 242 taškai. Modeliavimo paklaida gali siekti iki 5 %. Norint gauti tikslesnius modeliavimo rezultatus, reikia keisti tikslumo rodiklį, parinkti didesnę kiekį tyrimo taškų, parinkti tankesnę tinklėlį, tačiau tokiu atveju visų modeliavimo rezultatų apdorojimui gali prireikti ilgesnio laiko tarpo.

I modelis

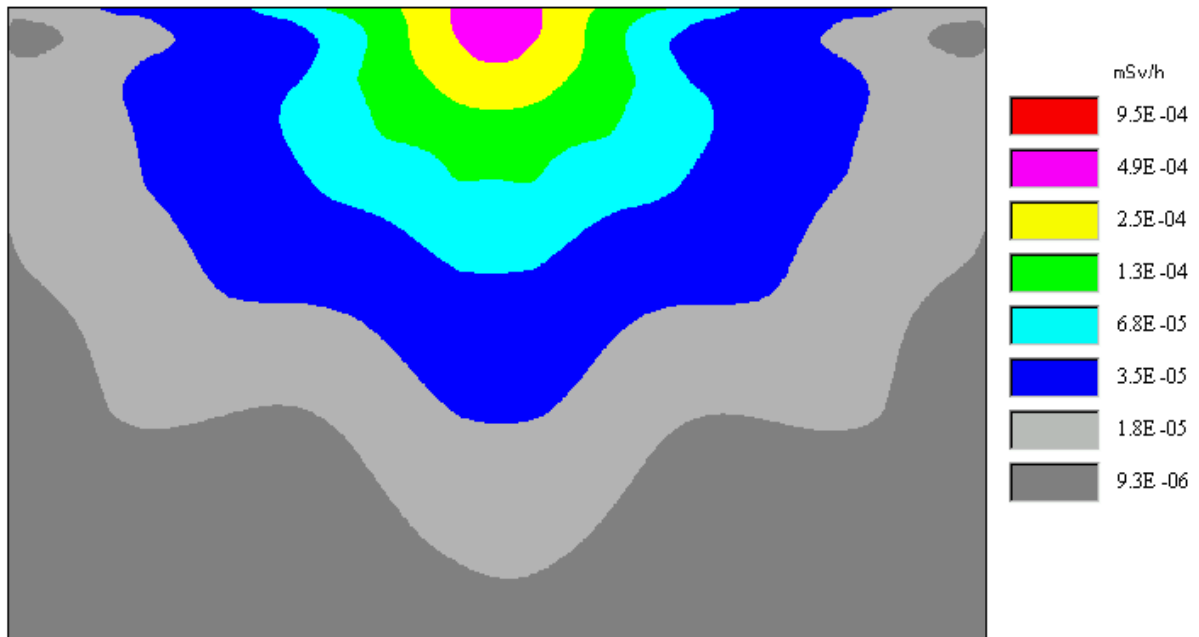
Patalpa, kurioje yra sumontuotas plutonio dūmų jutiklis. Remiantis tyrimo rezultatais pirmojo plutonio šaltinio americio ^{241}Am aktyvumas – $(0,93 \pm 0,02)$ MBq, todėl ir modeliavimui pasirinkta ši vertė. Patalpos aukštis – 2,5 m, ilgis ir plotis – 4,0 m. 4.1 paveiksle pateikiama lygiavertės dozės galios sklaida, tolstant nuo šaltinio. Didžiausia lygiavertės dozės galios vertė yra prie šaltinio, t.y. 430 nSv/h.



4.1 pav. Lygiavertė dozės galia nuo dūmų jutiklio, kai ^{241}Am aktyvumas yra 0,93 MBq

II modelis

Patalpa, kurioje yra sumontuotas plutonio dūmų jutiklis. Patalpos aukštis – 2,5 m, ilgis ir plotis – 4,0 m. Remiantis tyrimo rezultatais didžiausias americio aktyvumas yra antrajame šaltinyje, t.y. $(2,25 \pm 0,06)$ MBq, todėl ir modeliavimui pasirinkta ši vertė. 4.2 paveiksle pateikiama lygiavertės dozės galios sklaida, tolstant nuo šio šaltinio. Remiantis modeliavimo rezultatais didžiausia lygiavertės dozės galios vertė yra prie šaltinio, t.y. 950 nSv/h. Tolstant nuo šaltinio dozės galia mažėja.



4.2 pav. Lygiavertė dozės galia nuo dūmų jutiklio, kai ^{241}Am aktyvumas yra 2,25 MBq

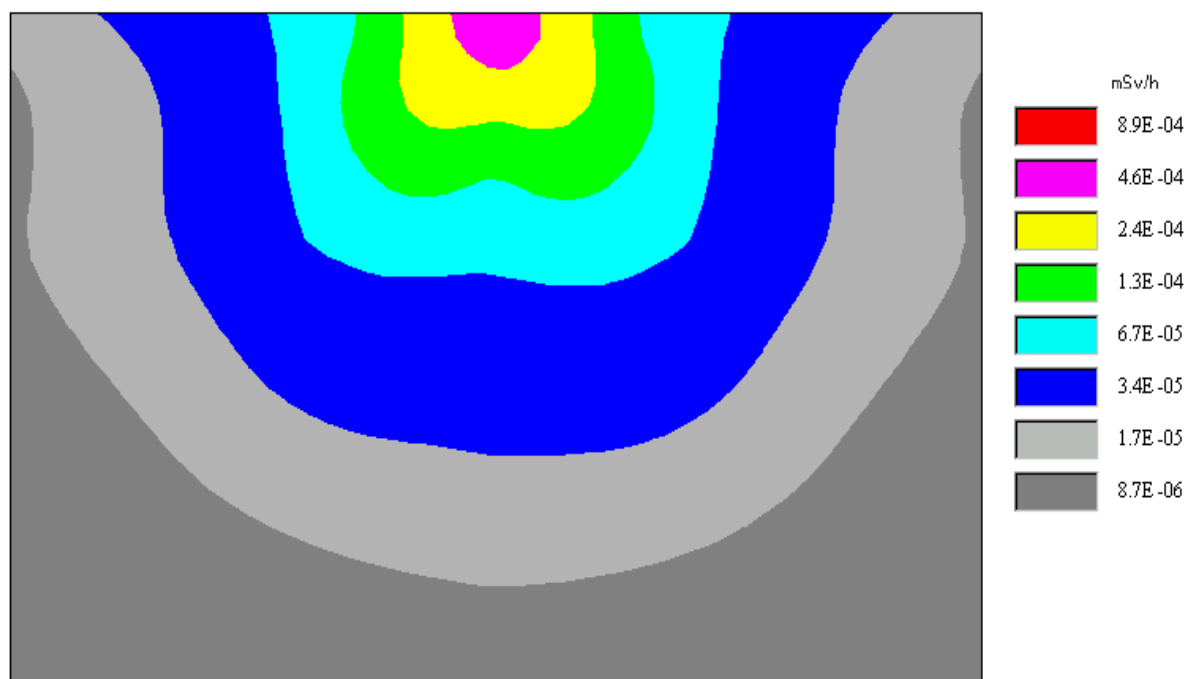
III modelis

Patalpa, kurioje yra sumontuotas plutonio dūmų jutiklis. Patalpos aukštis – 2,5 m, ilgis ir plotis – 4,0 m. Remiantis tyrimo rezultatais trečiojo šaltinio americio aktyvumas yra $(1,98 \pm 0,05)$ MBq, todėl ir modeliavimui pasirinkta ši vertė. 4.3 paveiksle pateikiama lygiavertės dozės galios sklaida, tolstant nuo šaltinio. Remiantis modeliavimo rezultatais didžiausia lygiavertės dozės galios vertė yra prie šaltinio, t.y. 890 nSv/h. Tolstant nuo šaltinio dozės galia mažėja.

IV modelis

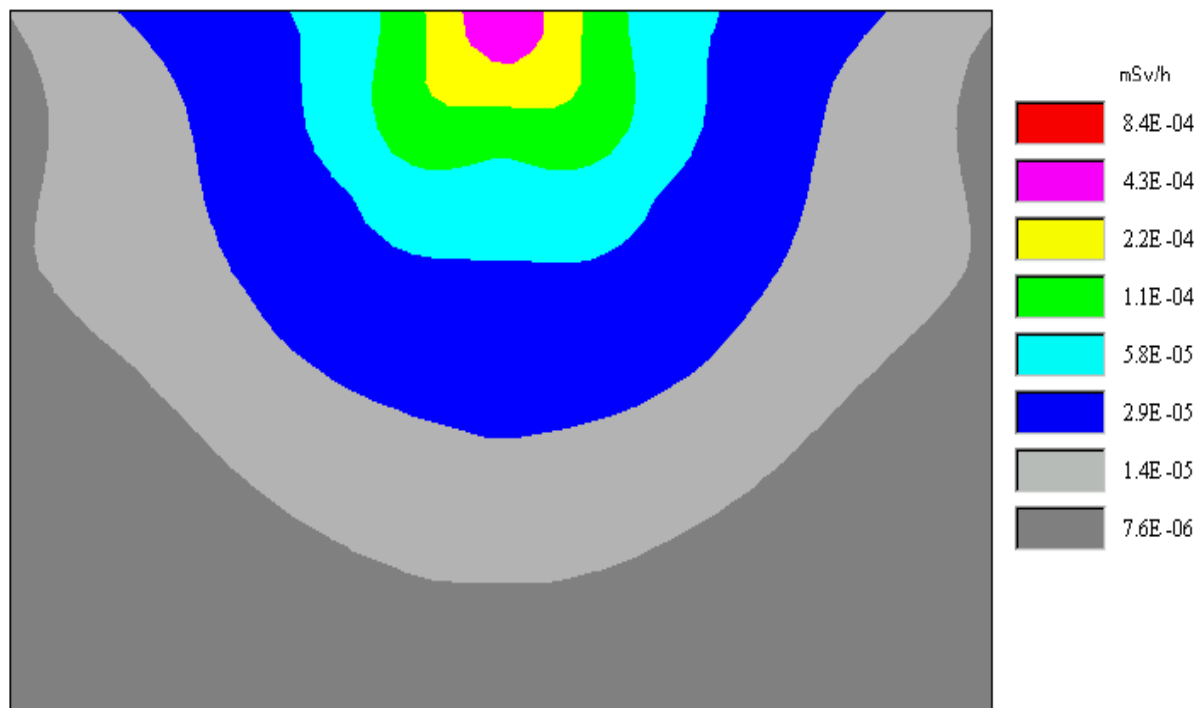
Patalpa, kurioje yra sumontuotas plutonio dūmų jutiklis. Remiantis tyrimo rezultatais ketvirtojo plutonio šaltinio americio ^{241}Am aktyvumas – $(1,29 \pm 0,03)$ MBq, todėl ir modeliavimui pasirinkta ši vertė. Patalpos aukštis – 2,5 m, ilgis ir plotis – 4,0 m. 4.4 paveiksle

pateikiama lygiavertės dozės galios sklaida, tolstant nuo dūmų jutiklio.



4.3 pav. Lygiavertė dozės galia nuo dūmų jutiklio, kai ^{241}Am aktyvumas yra 1,98 MBq

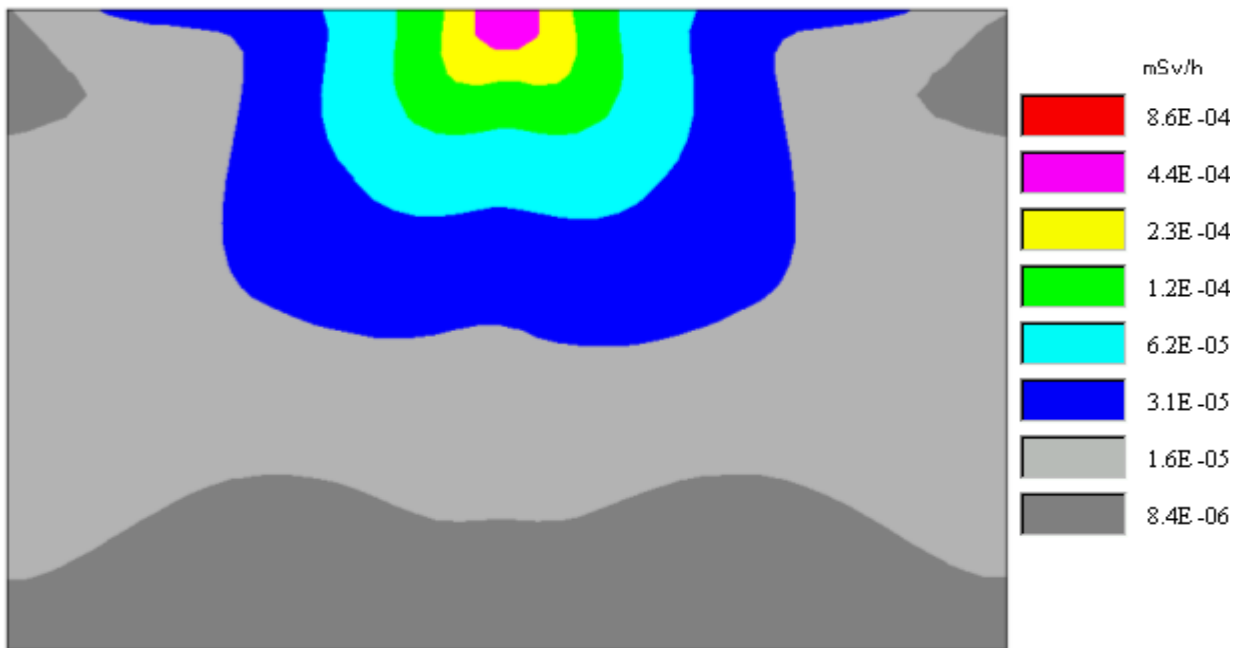
Kaip matyti iš 4.4 paveikslo didžiausia lygiavertės dozės galios vertė yra prie šaltinio, t.y. 840 nSv/h. Tolstant nuo šaltinio dozės galia mažėja iki 7,60 nSv/h.



4.4 pav. Lygiavertė dozės galia nuo dūmų jutiklio, kai ^{241}Am aktyvumas yra 1,29 MBq

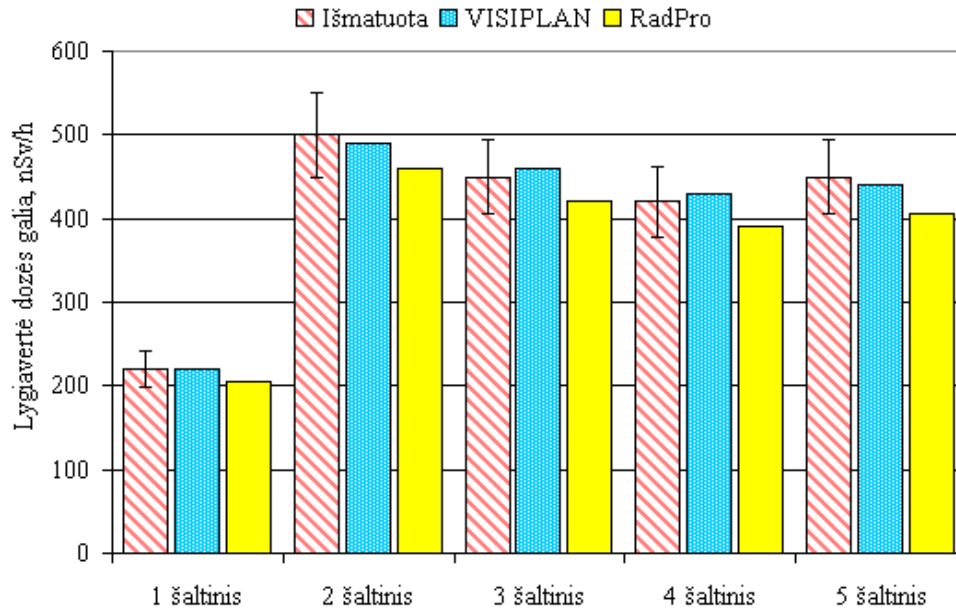
V modelis

Patalpa, kurioje yra sumontuotas plutonio dūmų jutiklis. Remiantis tyrimo rezultatais penktojo šaltinio americio aktyvumas – $(1,53 \pm 0,04)$ MBq, todėl ir modeliavimui pasirinkta ši vertė. Patalpos aukštis – 2,5 m, ilgis ir plotis – 4,0 m. 4.5 paveiksle pateikiama lygiavertės dozės galios sklaida, tolstant nuo plutonio šaltinio. Didžiausia lygiavertės dozės galios vertė yra prie šaltinio, t.y. 860 nSv/h.



4.5 pav. Lygiavertė dozės galia nuo dūmų jutiklio, kai ^{241}Am aktyvumas yra 1,53 MBq

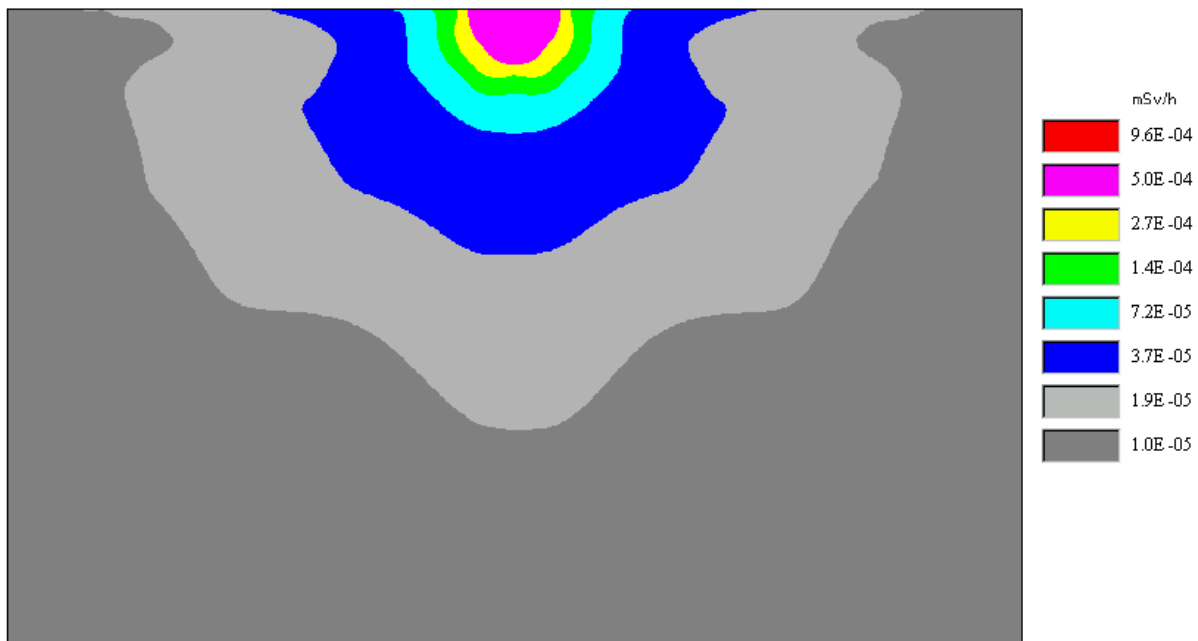
Gauti kompiuterinio modeliavimo rezultatai (4.1–4.5 pav.) buvo lyginami su matavimo rezultatais (3.12 pav.). Kaip matyti iš 4.6 paveikslo išmatuotos ir modeliavimo metu gautos dozės galios vertės skiriasi nežymiai. Didžiausia išorinė lygiavertės dozės galia buvo antrajame šaltinyje, t.y. 490 nSv/h (*VISIPLAN-3D*) arba 460 nSv/h (*RadPro*). Kadangi pirmojo šaltinio americio ^{241}Am aktyvumas tik $(0,934 \pm 0,028)$ MBq, tai gama dozės galia, 0,1 m atstumu nuo šio šaltinio buvo mažiausia, t.y. 220 nSv/h. Kitų šaltinių dozės galia buvo apie 440 nSv/h (*VISIPLAN-3D*) ir 390 nSv/h (*RadPro*). Vidutinė dozės galia – 408 nSv/h. Remiantis reikalavimais lygiavertės dozės galia 0,1 m atstumu nuo bet kokio įrenginio paviršiaus neturi viršyti 1 $\mu\text{Sv/h}$ (IAEA...1996). Taigi iš gautų modeliavimo rezultatų matyti, kad lygiavertės dozės galia neviršija nustatyto lygio.



4.6 pav. Lygiavertės dozės galios 10 cm atstumu nuo šaltinių palyginimas

VI modelis

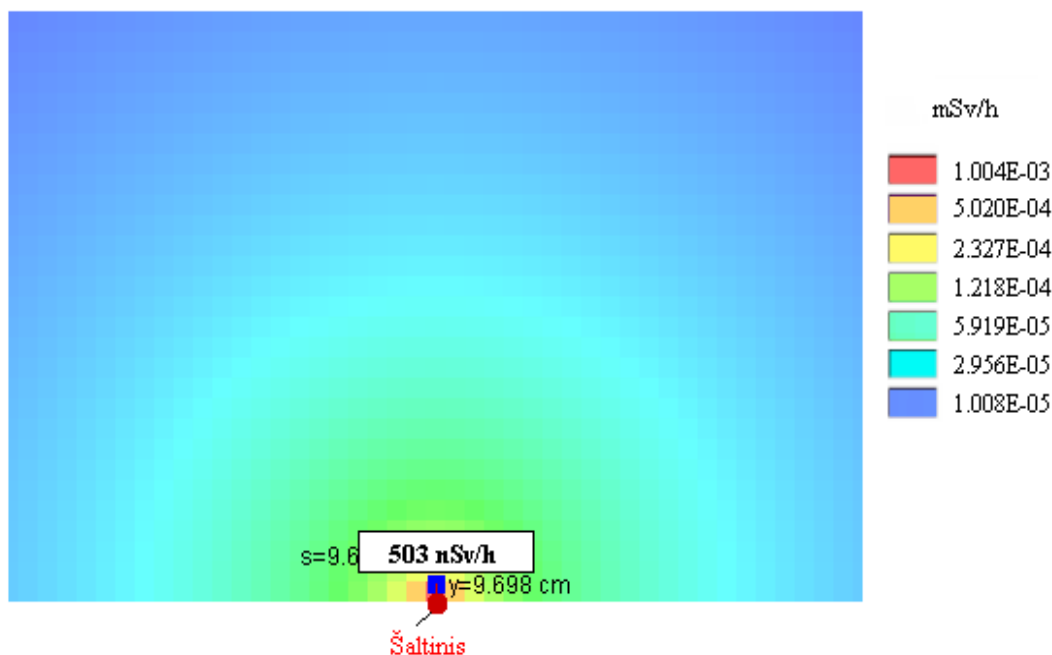
Be plutonio dūmų jutiklių, anksčiau pramonėje plačiai buvo naudojami radžio dūmų jutikliai, todėl papildomai buvo įvertinta patalpos, kurioje yra sumontuotas radžio dūmų jutiklis, lygiavertės dozės galios sklaida (4.7–4.8 pav.), tostant nuo dūmų jutiklio. Patalpos aukštis – 2,5 m, ilgis ir plotis – 4,0 m. Radžio ^{226}Ra savitasis aktyvumas betone – 56 Bq/kg (Pilkytė ir Butkus 2006). Dūmų jutiklyje NUREG/CP-0001 yra po vieną radžio ^{226}Ra šaltinį. Šie prietaisai buvo pagaminti 1960–1975 m. Šaltinio aktyvumas – 1,5 MBq.



4.7 pav. Lygiavertės dozės galios sklaida, tostant nuo radžio dūmų jutiklio (VISIPLAN-3D)

Didžiausia išorinė lygiavertės dozės (960 nSv/h) galia yra prie radžio šaltinio, o tolstant nuo šaltinio dozės galia mažėja iki 1,0 μ Sv/h (4.7 pav.).

4.8 paveiksle pateikti modeliavimo rezultatai gauti su *RadPro* programa. Kaip matyti iš 4.7 ir 4.8 paveikslo modeliavimo metu gautos dozės galios vertės skiriasi nežymiai. Pavyzdžiui, dozės galia 0,1 m atstumu nuo šaltinio apskaičiuota *VISIPLAN-3D* programa yra lygi 500 nSv/h, o su *RadPro* programa – 503 nSv/h.



4.8 pav. Išorinės dozės galios patalpoje, kur sumontuotas radžio dūmų jutiklis, pasiskirstymas (*RadPro*)

4.1 lentelėje pateiktos apibendrintos modeliavimo programomis nustatytos dozės galios vertės nuo dūmų jutiklių. Nustatyta, kad vidutinė lygiavertės dozės galia nagrinėjamame plote, kai plutonio šaltinio aktyvumas yra mažiausias, t.y. $(0,93 \pm 0,02)$ MBq apie 120 nSv/h, didžiausias – 240 nSv/h. Didžiausia dozės galia buvo nustatyta prie radžio šaltinio (960 nSv/h) ir prie antrojo plutonio šaltinio (950 nSv/h). Šiame darbe gautos vidutinės dozės galios vertės nuo kitų darbų skiriasi: 2 % (O'Donnell *et al.* 1981); 8 % (ORAU...2009).

4.1 lentelė. Modeliavimo programomis nustatytų lygiavertės dozės galios verčių apibendrinti duomenys

Modelis	Didžiausia vertė, nSv/h	Mažiausia vertė, nSv/h	Vidutinė vertė, nSv/h
I	430,0	4,4	120,0
II	950,0	9,3	240,0
III	890,0	8,7	232,0
IV	840,0	7,6	214,0
V	860,0	8,4	221,0
VI	960,0	10,0	251,0

Taigi prie visų šaltinių buvo užfiksuotos pakankamai didelės lygiavertės dozės galios vertės. Kaip matyti iš gautų rezultatų Lietuvai būdinga lygiavertės dozės galia patalpose, t.y. 100 nSv/h (Pečiulienė ir kt. 2006), reikšmė yra viršijama.

Iš gautų rezultatų matyti, kad kuo toliau yra jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinis, tuo dozės galia, kintant atstumui, kinta mažiau. Šiam atstumui viršijus 1 m, dozės galia erdvėje kinta nežymiai. Tai reiškia, kad atliekant dozės galios matavimus patalpoje kur yra jonizuojančiosios spinduliuotės šaltiniai ir siekiant įvertinti šaltinių įtaką dozės galiai, matuoti reikia 0,1 m ir 1,0 m atstumu nuo šaltinių. Tikslus matavimo taško, jeigu jis yra toliau kaip 1,0 m nuo šaltinio, vietos pasirinkimas didelės įtakos dozės galios arba dozės matavimo rezultatams neturi.

Naudojant programą *VISIPLAN-3D* matavimo ir modeliavimo rezultatų skirtumas yra apie 10 nSv/h, o naudojant programą *RadPro* šis skirtumas yra 30 nSv/h. Tam tikrą modeliavimo ir matavimų rezultatų nesutapimą sąlygoja ir tai, kad šaltiniai pagaminti iš įvairių medžiagų, todėl pilnai neivertinamas spinduliuotės slopinimas šaltiniuose.

Lyginant eksperimentinio tyrimo ir modeliavimo duomenis, papildomai nustatytas koreliacijos koeficientas. Šis koeficientas gali kisti nuo +1 (teigiama koreliacija) iki -1 (neigiama koreliacija). Pagal turimus duomenis apskaičiuota, kad tyrimo ir modeliavimo rezultatų lygiavertės dozės galios duomenų koreliacijos koeficientas yra artimas 1. Lyginant tyrimo ir programa *VISIPLAN-3D* gautus rezultatus, nustatyta, kad koreliacijos koeficientas yra lygus 0,977, o palyginus tuos pačius tyrimo rezultatus su *RadPro* programa gautais duomenimis, nustatyta, kad koreliacijos koeficientas – 0,969. Iš to galima daryti svarbias išvadas, kad aukštos koreliacijos koeficiento reikšmės rodo gerą modeliavimo ir eksperimentinių tyrimų rezultatų atitikimą.

Taigi modeliavimo programomis galima pakankamai tiksliai įvertinti išorinę spinduliuotės apšvitą nuo šaltinių, taip pat jos pasiskirstymą, todėl tinkamai parinkus naudojamą modelį galima lygiavertės dozės galią įvertinti jos nematuojant. Tačiau minėtoms išvadoms patvirtinti yra būtini daug išsamesni tyrimai.

4.2. Konteineryje esančio jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinio skleidžiamos spinduliuotės apšvitos modeliavimas

Papildomai įvertinta žmonių išorinė apšvita gręžinio normalaus eksploatavimo sąlygomis. Pirmiausia įvertinta panaudotų šaltinių laidojimo konteinerio dozės galia ant

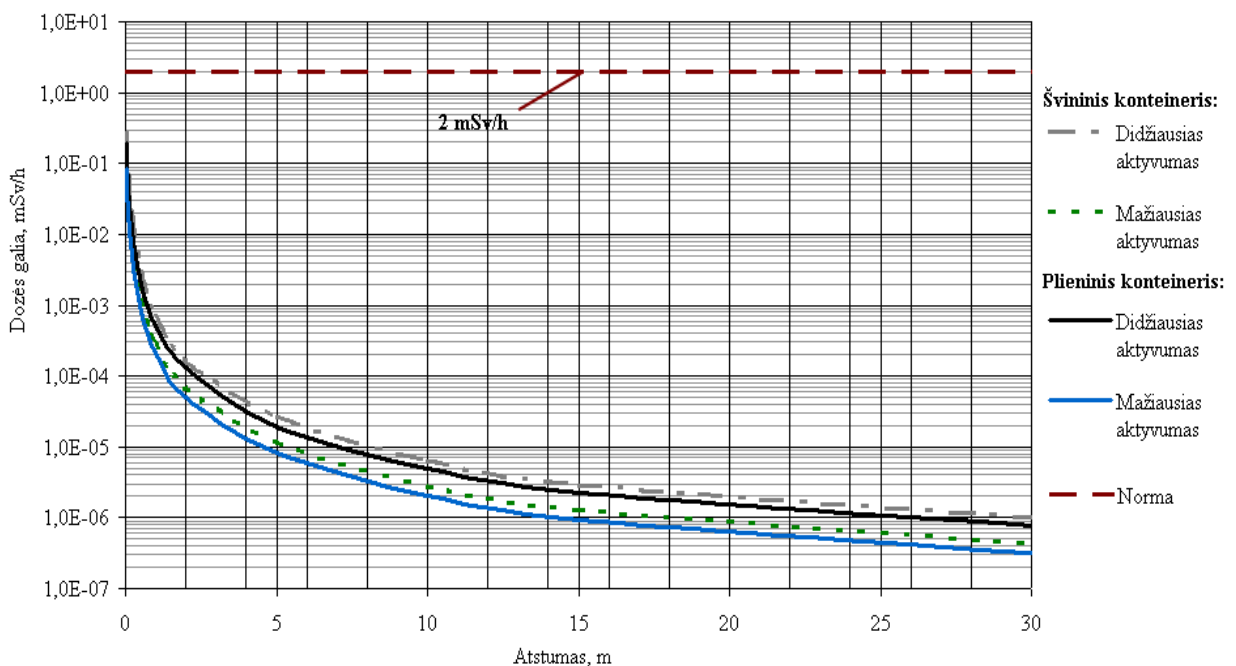
Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai

paviršiaus ir tam tikru atstumu nuo jo (4.9–4.11 pav.). Šie rezultatai gali būti panaudoti parenkant darbuotojų apsaugos priemones, kad būtų tenkinami radiacinės saugos reikalavimai.

Darbuotojai gali patirti išorinę apšvitą atlikdami šiuos darbus:

- transportuojant konteinerius su atliekomis;
- atliekant konteinerių patikrą;
- eksploatuojant panaudotų jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinių gręžinius.

Kaip matyti iš 4.9 paveikslo dozės galia, didėjant atstumui nuo atliekų pakuotės su plutonio šaltiniais, sparčiai mažėja. Didžiausia dozės galia (kai plutonio šaltinių aktyvumas didžiausias) yra prie švininio konteinerio paviršiaus, t.y. apie 0,270 mSv/h. Maksimali leistina dozės galios reikšmė ant laidojimo konteinerio paviršiaus yra 2 mSv/h (Morkūnas 2007). Dozės galia nuo plieninio laidojimo konteinerio kinta nuo 0,190 mSv/h iki 0,870 nSv/h. Remiantis atliktais skaičiavimais galima daryti išvadą, kad darbuotojo per metus gaunama išorinė apšvitos dozė priklausys nuo darbo pobūdžio ir vietos.



4.9 pav. Lygiavertės dozės galios reikšmės ant švininio ir plieninio laidojimo konteinerio paviršiaus ir tam tikru atstumu nuo jo

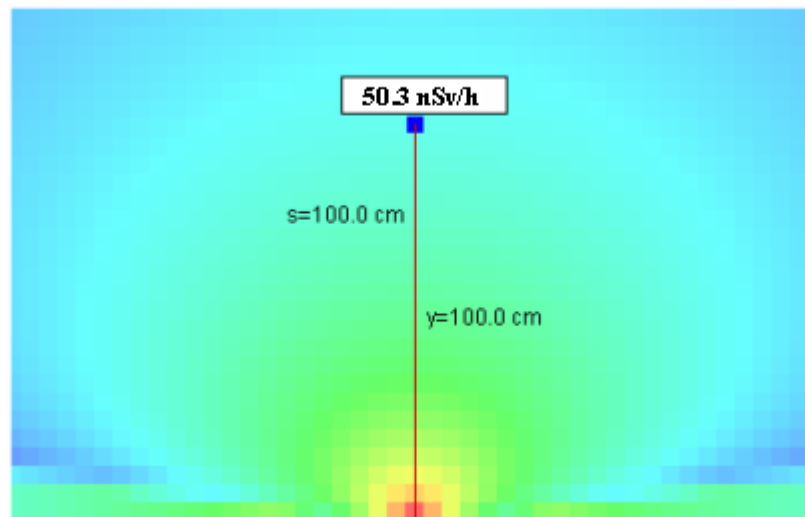
Nustatyta vidutinė dozės galia, naudojant švininį konteinerį, yra 0,036 mSv/h modeliuojant *VISIPLAN-3D* arba 0,035 mSv/h modeliuojant *RadPro*, o naudojant plieninį – 0,025 mSv/h (*VISIPLAN-3D*) ir 0,021 mSv/h (*RadPro*). Kaip matyti iš gautų duomenų didesnės lygiavertės dozės galios vertės yra prie švininio konteinerio. Viena iš skirtumo

priežasčių yra ta, kad švininio ir plieninio konteinerio konstrukciniai parametrai yra skirtingi, pavyzdžiui, plieninio konteinerio sienelės storis yra didesnis.

Didžiausia apšvita, kurią gautų darbuotojas, dirbdamas su panaudotų plutonio šaltinių švininiu konteineriu, kasmet po 730 val., būtų lygi 2,60 mSv, o dirbant su plieniniu konteineriu didžiausia išorinė apšvitos dozė per metus gali būti 1,80 mSv. Gautos dozės vertės didesnės už Ignalinos AE darbuotojų vidutinę metinę išorinės apšvitos dozę, t.y. 0,95 mSv (Morkūnas ir kt. 2001).

4.10 ir 4.11 paveiksluose pateikti konteinerių, kuriame yra radžio šaltiniai dozės galios pasiskirstymo rezultatai. Pavyzdžiui, dozės galios rezultatai nagrinėti vienodu atstumu nuo konteinerių pasiskirstę taip: švininio konteinerio paviršiaus yra 50,3 nSv/h modeliuojant *RadPro* arba 50,0 nSv/h modeliuojant *VISIPLAN-3D*.

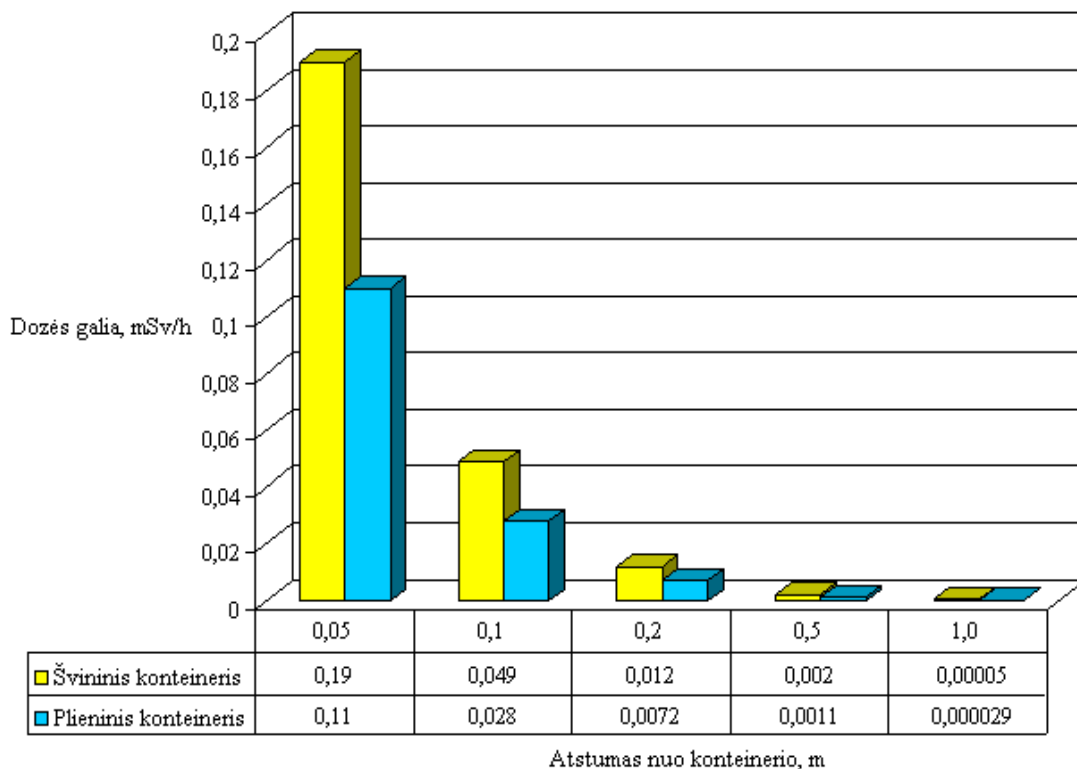
Kadangi šaltiniai yra specialiuose apsauginiuose konteineriuose (švininiuose ar plieniniuose), todėl jonizuojančiosios spinduliuotės lygis aplink konteinerius su sandariais uždarytais jonizuojančiosios spinduliuotės šaltiniais neviršija gamtinio jonizuojančiosios spinduliuotės fono lygio. Didžiausia dozės galia yra prie konteinerių paviršiaus, atitinkamai prie švininio – 0,19 mSv/h, o prie plieninio – 0,11 mSv/h (4.11 pav.). Taigi išnagrinėjus plutonio ir radžio šaltinių atliekų pakuotes matyti, kad didesnės lygiavertės dozės galios vertės yra prie švininio konteinerio, todėl priimtinesnis variantas – visus šaltinius talpinti į plieninius konteinerius.



4.10 pav. Lygiavertės dozės galios pasiskirstymas prie švininio konteinerio (*RadPro*)

Taikant įvairias priemones profesinė apšvita gali būti sumažinta. Vienas iš paprasčiausių būdų – darbo atlikimas per trumpesnę laiką. Taip pat galima naudoti jonizuojančią spinduliuotę ekranuojančius barjerus, nuotoliniu būdu valdomą įrangą, kontrolės Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai

ir matavimo prietaisus, racionaliai išdėstyti skirtingo aktyvumo radioaktyviųjų atliekų pakuotes gręžinyje, racionaliai planuoti bei organizuoti darbus.



4.11 pav. Dozės galios kitimas nuo plieninio ir švininio konteinerių, kuriuose patalpinti radžio šaltiniai (VISIPLAN-3D)

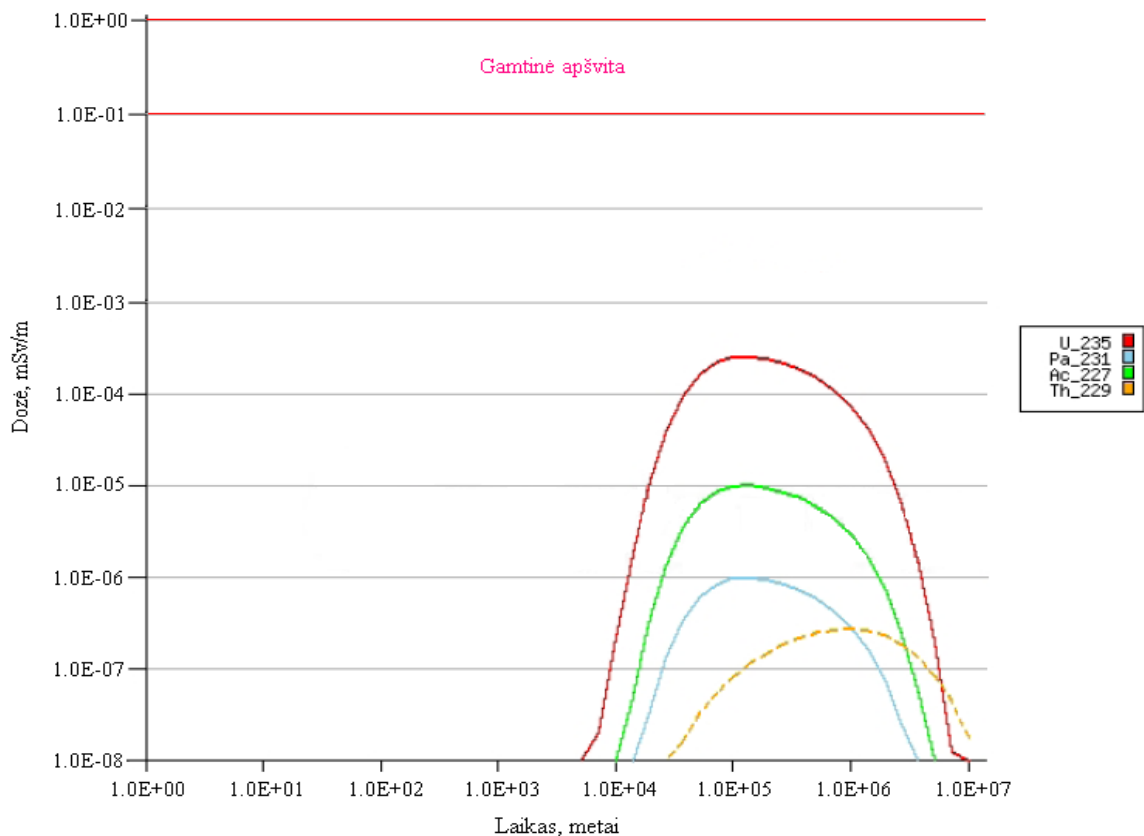
AMBER programos pagrindu buvo įvertinta radionuklidų sklaidos sąlygotų dozių kaita gręžinyje laikui bėgant (4.12–4.14 pav.). Pirminiam vertinimui buvo pasirinktas švininis konteineris – labiau konservatyvus atvejis. Numatytų gręžinyje laidoti panaudotų šaltinių sudėtyje yra šie radionuklidai: stipriai sorbuojamas ^{241}Pu ; ilgaamžiai stipriai sorbuojami ^{237}Np , ^{241}Am , ^{240}Pu , ^{239}Pu , ^{235}U . 4.2 lentelėje pateiktas šaltinio atskirų radionuklidų vidutinis aktyvumas. Nenurodyti trumpaamžiai radionuklidai, nes jų skilimo pusamžis yra mažas ir po institucinės priežiūros laiko, t.y. 300 m. (Urbanavičienė ir Motiejūnas 2007), jų aktyvumas šaltinių laidojimo vietoje bus mažesnis nei nebecontroliuojamas lygis.

4.2 lentelė. Nuklidinė šaltinio sudėtis ir vidutinis aktyvumas

Radionuklidas	Aktyvumas, Bq		
	be konteinerio	švininiame konteineryje	plieniniame konteineryje
^{239}Pu	2,67E+10	2,08E+10	1,73E+10
^{240}Pu	8,44E+07	6,58E+07	5,69E+07
^{241}Pu	6,47E+07	5,05E+07	4,36E+07
^{241}Am	1,60E+07	1,25E+07	1,08E+07
^{237}Np	3,23E+02	2,52E+02	2,18E+02
^{226}Ra	1,50E+06	1,17E+06	1,01E+06

Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai

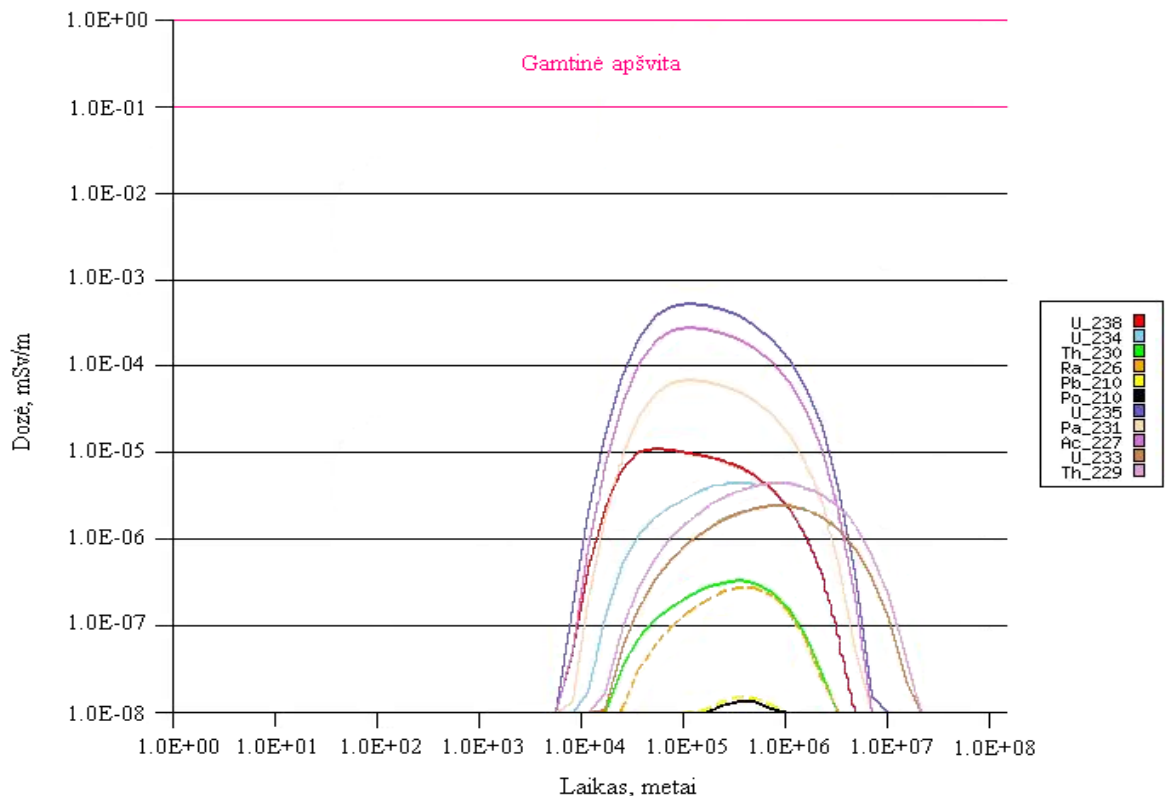
Pirmiausia įvertinta radionuklidų sklaidos sąlygotų dozių kaita gręžinyje, kuriame talpinami švino konteineriai su panaudotais plutonio šaltiniais (4.12 pav.). Kaip matyti iš gautų rezultatų, potencialiai didžiausią apšvitą sąlygotų ^{235}U radionuklidas, kuris yra plutonio ^{239}Pu skilimo produktas. Maksimali apšvita ($0,54 \mu\text{Sv/m.}$) tikėtina praėjus maždaug 100 tūkst. m. po kapinyno uždarymo, po to dozės vertės mažėja. Kitų radionuklidų (^{231}Pa , ^{227}Ac ir ^{229}Th) sąlygojama apšvita būtų dar mažesnė nei urano ^{235}U , be to, visų radionuklidų dozės būtų žymiai mažesnės už išorinę gamtinę apšvitą. (Kilda ir kt. 2007) darbe nustatė, kad trumpaamžių mažo ir vidutinio aktyvumo radioaktyviųjų atliekų laidojimo atveju, potencialiai didžiausią apšvitą sąlygotų ilgaamžis ^{14}C radionuklidas. Pastarojo radionuklido sąlygojama maksimali apšvita ($0,36 \mu\text{Sv/m.}$) būtų apie 1,5 karto mažesnė už didžiausią dozę gautą šiame darbe.



4.12 pav. Radionuklidų sklaidos sąlygotų dozių kaita gręžinyje, kuriame talpinami švino konteineriai su panaudotais plutonio šaltiniais

4.13 paveiksle pateikta radionuklidų sklaidos sąlygotų dozių kaita gręžinyje, kuriame talpinami švino konteineriai su panaudotais plutonio ir radžio šaltiniais. Nustatyta, kad kai radžio ir plutonio šaltiniai laidojami vienoje vietoje, potencialiai didžiausią apšvitą (kaip ir 4.12 pav.) sąlygotų ^{235}U radionuklidas – $0,27 \mu\text{Sv/m.}$ ir ^{227}Ac radionuklidas – $0,55 \mu\text{Sv/m.}$ Kitų Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai

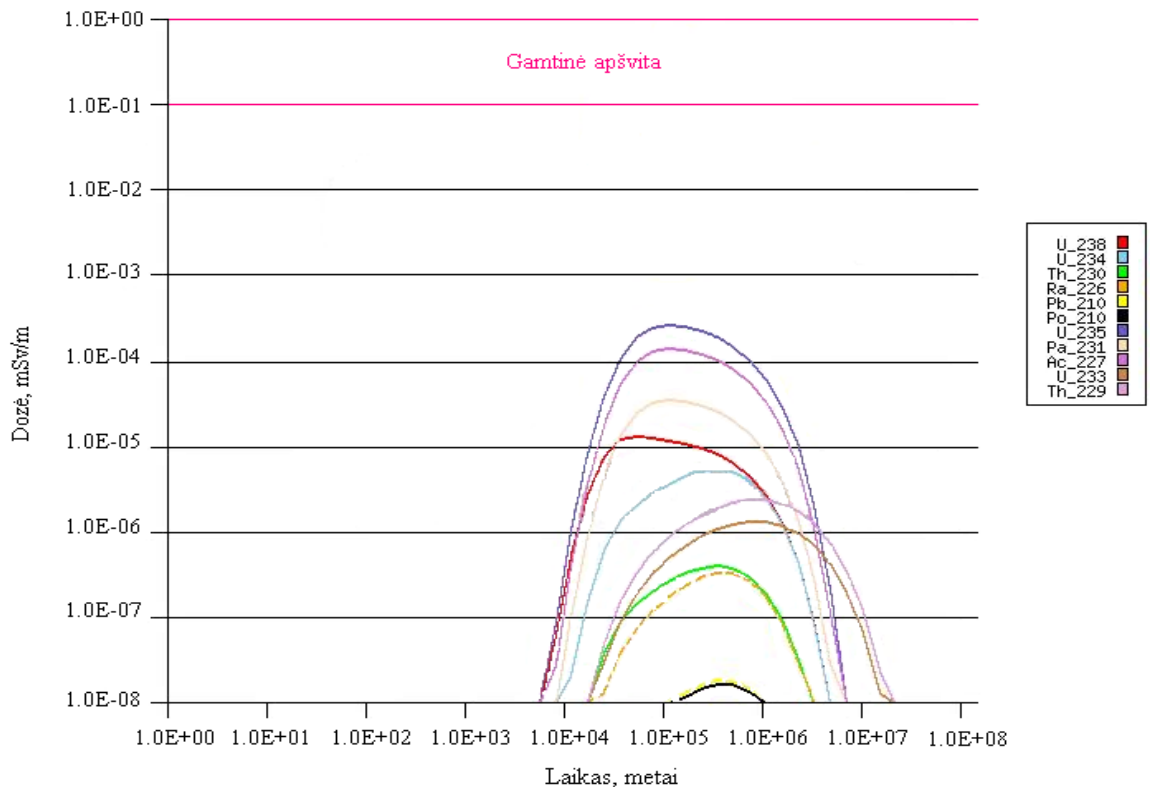
radionuklidų (^{238}U , ^{234}U , ^{233}U , ^{231}Pa , ^{230}Th , ^{229}Th , ^{210}Po ir ^{210}Pb) sąlygojama apšvita būtų dar mažesnė nei ^{235}U ir ^{227}Ac . ^{226}Ra sąlygojama didžiausia apšvita – 0,47 nSv/m.



4.13 pav. Radionuklidų sklaidos sąlygotų dozių kaita gręžinyje, kuriame talpinami švino konteineriai su panaudotais plutonio ir radžio šaltiniais

4.14 paveiksle pateikta radionuklidų sklaidos sąlygotų dozių kaita gręžinyje, kuriame talpinami plieniniai konteineriai su plutonio ir radžio šaltiniais. Nustatyta, kad naudojant švininį arba plieninį konteinerį, bendroji dozė daugiausiai yra sąlygojama ^{235}U ir ^{227}Ac radionuklidų. Naudojant plieninį konteinerį maksimali apšvita, sąlygota ^{235}U radionuklido (0,55 $\mu\text{Sv/m}$), būtų du kartus mažesnė nei naudojant švino konteinerį su radioaktyviomis atliekomis. Kitų radionuklidų (^{238}U , ^{234}U , ^{233}U , ^{231}Pa , ^{230}Th , ^{229}Th , ^{210}Po ir ^{210}Pb) sąlygojama apšvita būtų taip pat mažesnė. ^{226}Ra sąlygojama didžiausia apšvita – 0,40 nSv/m.

Papildomai pagal (2.26) formulę įvertinta konteinerio korozija. Kadangi „BOSS“ sistemoje dažniausiai naudojamas nerūdijančio plieno konteineris, kurio korozijos greitis yra apie 0,02 $\mu\text{m/m}$. (Blackwood *et al.* 2002). Priėmus šią vertę, 6 mm storio nerūdijančio plieno sienelė, vykstant procesui iš vienos pusės, sukoroduotų, t.y. nerūdijančio plieno sienelė suirtų per 300000 m., tačiau to nepakaktų, kad konteineryje suskiltų ilgaamžiai radionuklidai. Švinas yra kur kas atsparesnis korozijai.



4.14 pav. Radionuklidų sklaidos sąlygotų dozių kaita grėžinyje, kuriame talpinami plieniniai konteineriai su panaudotais plutonio ir radžio šaltiniais

Kadangi šiame darbe įvertintas radionuklidų aktyvumas yra nedidelis, todėl ypatingų saugos priemonių imtis nereikia, tačiau bet kokių atveju žmonių sauga turi būti užtikrinta. Gali būti taikomos šios jonizuojančiosios spinduliuotės poveikį mažinančios priemonės:

- tinkamai parenkama vietovė, kompleksų projektas ir kompleksinė užtvarų sistema;
- sumažinama izoliuotų radioaktyviųjų teršalų sklaidos galimybė;
- visus atliekamus darbus turi kontroliuoti radiacinės saugos personalas;
- vykdoma atliekų pakuotės dozės galios ir užterštumo kontrolė;
- ALARA (*as low as reasonably achievable*) principo taikymas, t.y. apšvita mažinama tiek, kiek tai įmanoma, atsižvelgiant į ekonominius ir socialinius veiksniai;
- nuolatos vykdomas monitoringas, kuris leistų pakankamai tiksliai išmatuoti atskirų izotopų radionuklidų aktyvumus, galinčius sąlygoti didesnes metines dozes;
- atliekamas darbo vietų ir individualus monitoringas;
- visi darbuotojai, atsižvelgiant į darbo vietos radiacinę aplinką, turi būti aprūpinami individualiosios saugos priemonėmis, t.y. darbuotojai turi naudoti dozimetrus,

kuriuose yra nustatoma tam tikra dozės ir dozės galios vertė, kurią viršijus pasigirsta pavojaus signalas.

4.3. Skyriaus išvados

1. Nustatyta, kad išorinė lygiavertės dozės galia 0,10 m atstumu nuo plutonio šaltinių kinta plačiose ribose – nuo 220 nSv/h iki 490 nSv/h (*VISIPLAN-3D*) arba nuo 205 nSv/h iki 460 nSv/h (*RadPro*), t.y. gautos vertės 2–6 % mažesnės nei eksperimentiškai nustatyta lygiavertės dozės galia.

2. Remiantis modeliavimo rezultatais nustatyta, kad išorinė lygiavertės dozės galia dėl tiriamo radžio šaltinio įtakos, kinta nuo 960 nSv/h iki 1,0 μ Sv/h.

3. Šalia švininio konteinerio, kuriame yra radžio šaltiniai, išorinė dozės galia yra 0,19 mSv/h, o prie plieninio – 0,11 mSv/h.

4. Didžiausia apšvita, kurią gautų darbuotojas, dirbdamas su panaudotų plutonio šaltinių švininiu konteineriu, būtų lygi 2,60 mSv. Pastebima, kad naudojant švininį konteinerį dozės reikšmės 3 % didesnės negu naudojant plieninį konteinerį ir 2,7 karto didesnės už Ignalinos AE darbuotojų vidutinę metinę išorinės apšvitos dozę.

5. Nustatyta lygiavertės dozės galios priklausomybė nuo atstumo iki šaltinio. Kuo arčiau dūmų jutiklių, tuo apšvita yra didesnė, dėl tirtuose šaltiniuose esančių radionuklidų įtakos.

6. Šaltinių skleidžiamą apšvitą galima nustatyti pagal šaltiniuose esančių radionuklidų sukeltą gama spinduliuotės intensyvumą.

7. Nustatyta, kad gręžinyje patalpinus švininius konteinerius su šaltiniais, didžiausia apšvita būtų sąlygota ^{235}U radionuklido, t.y. 0,27 μ Sv/m. ir ^{227}Ac radionuklido – 0,55 μ Sv/m.

8. Naudojant teorinį modelį, galima apytiksliai planuoti šaltinių, ketinamų patalpinti į gręžinius, radionuklidų sudėtį.

BENDROSIOS IŠVADOS

1. Visuose tirtuose šaltiniuose aptikta reikšminga plutonio ^{241}Pu bei jo skilimo produkto americio ^{241}Am priemaiša, todėl galima teigti, kad šaltiniai, žymimi ^{239}Pu , buvo gaminami ne iš gryno plutonio, bet iš neutronų srautu apšvitinto branduolinio kuro arba iš atliekinio plutonio, pasilikusio išskyrus branduoliniam ginklui tinkamą ^{239}Pu .

2. Atlikus eksperimentą nustatyta, kad jonizuojančiosios spinduliuotės sukeltos lygiavertės dozės galios reikšmių įvairovė priklauso nuo šaltiniuose esančių radionuklidų. Spektrometriškai ištyrus senus dūmų jutiklius, nustatyta, kad daugiausia americio ^{241}Am radionuklidų yra antrajame šaltinyje, t.y. $(2,250 \pm 0,068)$ MBq. Kai šio šaltinio ekranas nuleistas aktyvumas yra $(2,210 \pm 0,066)$ MBq.

3. Eksperimentinio tyrimo metu gautos americio aktyvumo vertės palygintos su pateiktomis mokslinėje literatūroje. Pastebėta, kad dažniausiai americio radionuklido aktyvumas, skiriasi nuo 1,2 iki 5 kartų.

4. Nustatyta, kad šalia daugiausia americio ^{241}Am radionuklidų turinčio antrojo šaltinio dirbantis darbuotojas, veikiamas šios spinduliuotės, kasmet patirtų apie $(0,150 \pm 0,004)$ mSv išorinę dozę. Senstant šaltiniui ši dozė didėja ir gali sudaryti iki 1/3 ribinės dozės vertės.

5. Bendras rastų branduolinių medžiagų kiekis tirtuose naudotuose plutonio šaltiniuose – $(0,057 \pm 0,001)$ g plutonio, o vidutinė plutonio ^{239}Pu masė tirtuose dūmų jutikliuose yra $(0,010 \pm 0,001)$ g, t.y. 38 % mažesnė nei šaltinių pasuose gamintojo nurodyta vertė.

6. Kaip rodo atlikti eksperimentiniai tyrimai, vidutinė išorinės lygiavertės dozės galia dėl tiriamų šaltinių įtakos yra apie 410 nSv/h, t.y. tris kartus didesnė nei išmatuota vidutinė lygiavertė dozės galia patalpoje.

7. Remiantis modeliavimo rezultatais nustatyta, kad vidutinė išorinės lygiavertės dozės galia 0,10 m atstumu nuo plutonio šaltinių, yra apie 408 nSv/h, o nuo radžio šaltinio – 500 nSv/h. Gautos vertės daugiau nei keturis kartus didesnės už vidutinę Lietuvai būdingą lygiavertės dozės galią pažemio ore.

8. Įvertinus modeliavimo rezultatus nustatyta, kad šalia radžio šaltinio dirbantis darbuotojas, veikiamas spinduliuotės, kasmet patirtų apie 0,38 mSv išorinę dozę.

9. Pagal modeliavimo duomenis vidutinė išorinės dozės galia, naudojant švininį konteinerį, kuriame yra panaudoti plutonio šaltiniai – 0,036 mSv/h, o naudojant švininį Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai

konteinerį, kuriame yra radžio šaltiniai, yra 0,025 mSv/h. Gautos vertės atitinkamai 1,4 % ir 1,7 % didesnės nei naudojant plieninį konteinerį.

10. Nustatyta, kad šalia daugiausia americio radionuklidų turinčio švininio konteinerio dirbantis darbuotojas, veikiamas šios spinduliuotės, kasmet patirtų apie 2,60 mSv išorinę dozę, o dirbant su plieniniu konteineriu – 1,80 mSv.

11. Įrengus gręžinį, kuriame talpinami konteineriai su panaudotais plutonio ir radžio šaltiniais, nustatyta, kad potencialiai didžiausias išorinės apšvitos dozių reikšmės sąlygoja ^{235}U radionuklidas, kitų radionuklidų spinduliuotės dalis bendroje dozėje yra kur kas mažesnė. Naudojant švininį konteinerį dozė – 0,27 $\mu\text{Sv/m}$, o naudojant plieninį – 0,55 $\mu\text{Sv/m}$.

12. Norint tiksliau įvertinti panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybes, reikia tikslesnių duomenų ir išsamesnių tyrimų apie numatomų gręžinyje talpinti atliekų radionuklidinę sudėtį ir aktyvumus.

13. Naudotų kompiuterinių programų skaičiavimo neapibrėžtys yra nedidelės. Įvertinus skirtingomis kompiuterinėmis programomis, priemaišinių radionuklidų įtaką žmonių saugai, apskaičiuotų ir išmatuotų dozių galių skirtumas yra apie 2 % naudojant programą *VISIPLAN* ir 6 % naudojant programą *RadPro*.

14. Nustatyta, kad eksperimentinio tyrimo ir modeliavimo rezultatų lygiavertės dozės galios duomenų koreliacijos koeficientas yra artimas 1. Aukšta koreliacijos koeficiento reikšmė rodo gerą modeliavimo ir eksperimentinių tyrimų rezultatų atitikimą.

REKOMENDACIJOS

1. Kadangi visi tirtieji šaltiniai skleidžia gama spinduliuotę, didelės skiriamosios gebos gama spektroskopija leistų aptikti ir identifikuoti šiuos šaltinius įvairių radioaktyviųjų atliekų mišinyje.

2. Dozės galios matavimai turi būti atliekami 0,1–1,0 m atstumu nuo jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinių.

3. Siekiant mažinti apšvitos dozes, rekomenduojama pakeisti senus, patalpų priešgaisrinėje signalizacijoje naudojamus dūmų jutiklius, į naujesnius. Šiuolaikiniuose prietaisuose yra naudojamas mažiau pavojingas ^{241}Am , kurio aktyvumas dūmų jutikliuose yra apie 1000 kartų mažesnis nei senųjų šaltinių aktyvumas, o spinduliuotės lygis prietaiso paviršiuje neviršija aplinkos natūralaus fono lygio.

4. Atliekant įvairius darbus su jonizuojančiosios spinduliuotės šaltiniais ir radioaktyviųjų atliekų kontaineriais, tikslinga įvairiomis priemonėmis optimizuoti dirbančiųjų apšvitą.

5. Nenaudojamų plutonio ir radžio šaltinių galutiniam sutvarkymui tikslinga naudoti plieninius konteinerius. Iš viso prireiktų apie 5470 konteinerių.

LITERATŪRA

- Al-Ghorabie, F. H. 2005. Measurements of indoor gamma radiation dose in At-Taif city, Saudi Arabia using $\text{CaSO}_4:\text{Dy}$ (TLD-900), *Radiation Protection Dosimetry* 113(2): 178–184.
- AMBER [online]. 2007. Blacksburg: [cited 14 January 2010]. Available from Internet: <http://www.enviros.com/PDF/Services/ReleaseNote4.5_v100update.pdf>.
- Baltrūnas, D.; Kalinauskas, R. 1999. Radioaktyviųjų atliekų saugojimas, *Statyba ir architektūra* 9: 16–19.
- Bandzaitis, A.R.; Gudelis, V.; Kevličius, V.; Rakauskas, R.J. 2002. *Fizika*. Vilnius: TEV. 265 p. ISBN 9955-491-27-2.
- Beckblom, G. 1998. Progress towards a deep repository for spent nuclear fuel in Sweden, *Journal of Nuclear Science and Technology* 35: 623–630.
- Blackwood, D.J., et al. 2002. The localized corrosion of carbon steel and stainless steel in simulated repository environments, AEA technology report for United Kingdom Nirex Limited. AEAT/ERRA-0318.
- Bohicchio, F.; Campos Venuti, G.; Nuccetelli, C.; Piermattei, S.; Risica, S.; Tommasino, L.; Torri, G. 1996. Results of the representative Italian national survey on radon indoors, *Health Physics* 71(5): 741–748.
- Burcl, R.; Laraia, M.; Bonne, A. 1998. Achieving more with less, technical guidance for minimizing radioactive waste, *IAEA Bulletin* 40(1): 37–40.
- Butkus, D.; Pilkytė, L.; Morkūnas, G. 2005a. Modeling of doses indoors due to construction materials, in *Proc. of the 6th International Conference Environmental Engineering, Vilnius, Lithuania*. Vilnius: Technika, 58–62.
- Butkus, D.; Kaulakys, J.; Vabalas, P. 2005b. *Fizinė aplinkos tarša. Laboratoriniai darbai*. Vilnius: Technika. 214 p. ISBN 9986-05-831-7.
- Butkus, D. 2006. *Jonizuojančioji spinduliuotė aplinkoje*. Vilnius: Technika. 292 p. ISBN 9955-28-059-X.
- Carrel, F.; Agelou, M.; Gmar, M.; Lainé, F.; Poumarède, B.; Rattoni, B. 2009. Measurement of plutonium in large concrete radioactive waste packages by photon activation analysis, in *Proc. of the 1st International Conference on Advancements in Nuclear Instrumentation, Measurement Methods and their Applications ANIMMA, June 7–10, 2009, Marseille, France*. Marseille, 3–12.
- Carson Mark, J.; Hippel, F.; Lyman, E. 2009. Explosive properties of reactor-grade plutonium, *Science and Global Security* 17: 170–185.
- Cerefice, G. 2001. *Nuclear waste management strategies, UNLV Yucca Mountain Education Program*. Las Vegas, 19 p.

- Chabala, F. 2002. Management of spent and disused radiation sources the Zambia experience, in *Proc. of the 2nd Waste Management Conference, Tucson, Arizona, 2002* [CD-ROM]. Tucson, 1–8.
- Chadyšienė, R.; Pečiulienė, M.; Girgždys, A. 2004. Jonizuojančiosios spinduliuotės pokyčiai urbanizuotoje teritorijoje, *Journal of Environment Engineering and Landscape Management* 7(2): 37–41.
- Chisté, V.; Bé, M.M.; Dulieu, C. [online]. 2008. *Decay data evaluation of radium – 226 and its daughters* [cited 20 May 2009]. Available from Internet: <<http://www.nipne.ro/ddep2008/contributions.php>>.
- Conca, J.L.; Apted, M.J.; Zhou, W.; Arthur, R.C.; Kessler, J.H. 1998. Flow barrier system for long-term high-level-waste isolation: experimental results, *Nuclear Technology* 124: 88–92.
- Coursey, B.M.; Nath, R. 2000. Radionuclide therapy, *Physics Today* 53: 25–30.
- Crossland, I.G. 2006. Small diameter borhole disposal of disused sealed sources. Safety of radioactive waste disposal, in *Proc. of an International Conference Tokio, October 3–7, 2005*. Vienna: IAEA, 321–330.
- Dobkevičius, M. 2001. *Hidrogeodinamika*. Vilnius: Enciklopedija. 358 p.
- El-Hussein, A. 2005. A study on natural radiation exposure in different realistic living rooms, *Journal of Environmental Radioactivity* 79(3): 355–367.
- Goldammer, W. 2005. Demonstrating the safety of disposal facilities for mining and mineral processing waste, in *Proc. of an International Conference, Tokyo, Japan*. Vienna, 271–273.
- Gricienė, B.; Ladygienė, R.; Morkūnas, G.; Pilkytė, L.; Žiliukas, J. 2002. Radiacinės saugos tiriamieji darbai: rezultatai ir perspektyvos, *Sveikatos mokslai* 18(2): 9–12.
- Grigaliūnienė, D. 2005. *Radionuklidų migracijos iš paviršinio tipo radioaktyviųjų atliekų kapinynų modeliavimas*: Daktaro disertacijos santrauka. Lietuvos energetikos institutas. Kaunas: Lietuvos energetikos institutas. 35 p.
- Han, W.H.; Heinonen, J.; Bonne, A. 1997. Radioactive waste disposal: global experience and challenges, *IAEA Bulletin* 39(1): 1–9.
- Hewamanna, R.; Sumithrarachchi, C.S.; Mahawatte, P.; Nanayakkara, H.L.; Ratnayake, H.C. 2001. Natural radioactivity and gamma dose from Sri Lankan clay bricks used in building construction, *Applied Radiation and Isotopes* 54(2): 365–369.
- Human health fact sheet [online]. 2005. *Radium* [cited 20 May 2009]. Available from Internet: <<http://www.ead.anl.gov/pub/doc/Radium.pdf>>.
- Huseynov, A.; Batyukhnova, O.; Ojovan, M.; Rowat, J. 2007. Upgrading the radioactive waste management infrastructure in Azerbaijan, in *Proc. of the 7th Waste Management Conference, Tucson, Arizona, 2007* [CD-ROM]. Tucson, 1–12.

- IAEA. 1996. *International basic safety standards for protection against ionizing radiation and for the safety of radiation sources*. Vienna, 387 p.
- IAEA. 2001. *Generic models for use in assessing the impact of discharges of radioactive substances to the environment*. Vienna, 216 p.
- IAEA. 2003. *Scientific and technical basis for the geological disposal of radioactive wastes. Technical reports series*. Vienna, 80 p.
- IAEA. 2005. *Disposal options for disused radioactive sources*. Vienna, 51 p.
- International Nuclear Societies Council [online]. 1998. *Radioactive waste* [cited 12 March 2008]. Available from Internet: <<http://www.ne.jp/asahi/mh/u/INSCAP/ACBK.html>>.
- Ivanov, Z. 2009. *Results of the quality assurance testing program for radiopharmaceuticals 2008*. Yallambie: Australian Radiation Protection and Nuclear Safety agency. 30 p.
- Johnson, J.E. 1978. Smoke detectors containing radioactive materials, *Radioactivity in Consumer Products* 1: 434–440.
- Kanopienė, R.; Marcinkevičius, V. 2000. Possibilities for developing deep radioactive waste repository in Lithuania, in *International Conference, Budapest, Hungary*. Budapest, 251–261.
- Kettunen, E.; Järvinen, M.L. [online]. 2006. *Regulatory control of radioactive sources in Finland* [cited 8 May 2009]. Available from Internet: <<http://www.ners.info/9th/SRSFIN.pdf>>.
- Kilda, R.; Poškas, P.; Ragaišis, V. 2006a. Radioaktyviųjų atliekų heterogeniškumo įtakos radionuklidų sklaidai iš paviršinio kapinyno gruntiniais vandenimis analizė: heterogeniškumo įtakos įvertinimas, *Energetika* 2: 10–15.
- Kilda, R.; Poškas, P.; Ragaišis, V. 2006b. Modelling of nuclide migration for support of the site selection for near surface repository in Lithuania, in *Transactions international topical meeting, September 17–20, 2006, Olkiluoto, Finland*. Olkiluoto, 62–66.
- Kilda, R.; Poškas, P.; Ragaišis, V. 2007. Radionuklidų sklaidos iš numatomo Lietuvoje paviršinio radioaktyviųjų atliekų kapinyno vertinimas: Galilaukės aikštelė, *Energetika* 2: 1–7.
- Kilda, R.; Poškas, P.; Ragaišis, V.; Grigaliūnienė, D. 2008. Radionuklidų sklaidos iš numatomo Lietuvoje paviršinio radioaktyviųjų atliekų kapinyno vertinimas: Apvardų aikštelė, *Energetika* 2: 41–48.
- King, F.; Ahonen, L.; Taxén, C.; Vuorinen, U.; Werme, L. 2001. *Copper corrosion under expected conditions in a deep geologic repository*. Sweden, 171 p.
- LAND 36-2000. Aplinkos elementų užterštumo radionuklidais matavimas – mėginių gama spektrinė analizė spektrometru, turinčiu puslaidininkinį detektorių, *Valstybės žinios* 101-3208.
- Lietuvos Respublikos Vyriausybės 2008 m. rugsėjo 3 d. nutarimas Nr. 860 „Dėl radioaktyviųjų atliekų tvarkymo strategijos patvirtinimo“, *Valstybės žinios* 105-4020.

- Lowles, I.M.; Mac Mahon, T.D.; Banham, M.F.; Fudge, A.J.; Wiltshire, R.A.P. 1990. Reconciliation of ^{237}Np decay scheme data, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A* 286(3): 556–562.
- Luciani, A.; Polig, E. 2000. Verification and modification of the ICRP-67 model for plutonium dose calculation, *Health Physics* 78(3): 303–310.
- Lujanienė, G., et al. 2006. Kinetics of Cs sorption to clay minerals, *Lithuanian Journal of Physics* 43(3): 375–382.
- Margeanu, C.A.; Olteanu, G.; Bujoreanu, D. 2008. Radiological risk assessment and cask materials qualification for disposed sealed radioactive sources transport, in *Proc. of the 9th Radiation Physics and Protection Conference, Nasr City-Cairo, Egypt*. Cairo, 301–309.
- Masahiro, T.; Tetsuya, O.; Nobuyuki, K.; Ryuichi, S.; Makoto, Y. 2002. Design of an anti-compton spectrometer for low-level radioactive wastes using Monte Carlo techniques, *Journal of Nuclear Science and Technology* 39(9): 957–963.
- Mažeika, J.; Petrošius, R.; Jakimavičiūtė-Maselienė, V.; Baltrūnas, D.; Mažeika, K.; Remeikis, V.; Sullivant, T. 2008. Long-term safety assessment of a (near-surface) short-lived radioactive waste repository in Lithuania, *Nuclear technology* 161(2): 156–168.
- McGinnis, R. 2009. *Shielding Equations and Buildup Factors Explained* [online]. California [cited 1 February 2010]. Available from Internet: <<http://www.radprocalculator.com>>.
- Mokrik, R.; Mažeika, J.; Michelevičius, D. 2008. *Ignalinos atominėje elektrinėje saugomų uždarytų jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinių ir ilgaaamžių radioaktyviųjų atliekų laidojimo vidutinio gylio gręžiniuose (BOSS) metodo galimybių studija*. Vilnius, 39 p.
- Morkūnas, G.; Gricienė, B.; Jankauskienė, D. 2001. Current status of personal dosimetry in industry, research and medicine in Lithuania, *Radiation Protection Dosimetry* 96(1-3): 57–59.
- Morkūnas, G. 2007. *Radiacinė sauga ir radioaktyviųjų atliekų tvarkymo technologijos: mokomoji knyga*. Vilnius: Technika. 215 p. ISBN 978-9955-28-193-1.
- Motiejūnas, S. 2007. *Radioaktyviųjų atliekų tvarkymo technologijos*. Vilnius, 21 p.
- Motiejūnas, S. 2009. *Radioaktyviųjų atliekų laidojimas*. Vilnius: RATA. 32 p.
- Nachmilner, L. [online]. 2006. *Borehole disposal of sealed radioactive sources or BOSS* [cited 14 March 2009]. Available from Internet: <http://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NEFW/w-ts_BOSS_main.html>.
- Nakamura, S., et al. 2007. Thermal-neutron capture cross section and resonance integral of americium-241, *Journal of Nuclear Science and Technology* 44(12): 1500–1508.
- Navarro, J.C.; Salgado Mojena, M. [online]. 2005. *Characterization and control of disused sealed radioactive sources at the waste management facilities in Cuba* [cited 20 April 2009]. Available from Internet: <<http://newmdb.iaea.org/GetLibraryFile.aspx?R-RoomID=664>>.
- Nedveckaitė, T. 1998. *Radiacinė apsauga Lietuvoje*. Vilnius: Mokslo ir enciklopedijų leidybos institutas. 79 p.
- Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai

Nedveckaitė, T. 2004. *Radiacinė sauga Lietuvoje*. Vilnius: Kriventa. 240 p.

Nel, B.L.; Potier, J.M. 2005. Development of the borehole disposal concept, *International Conference on the Safety and Security of Radioactive Sources: Towards a Global System for the Continuous Control of Sources throughout their Life Cycle, France*. Bordeaux, 100–105.

Nuclear Energy Agency [online]. 2003. *Partitioning and transmutation: making wastes nonradioactive* [cited 8 March 2009]. Available from Internet: <<http://www.ornl.gov/info/ornl-review/rev26-2/text/radside1.html>>.

O'Donnell, F.R., et al. 1981. *An assessment of radiation doses from residential smoke detectors that contain americium-241*. Tennessee: Oak Ridge National Laboratory. 66 p.

Ojovan, M.I.; Dmitriev, S.A.; Sobolev, I.A. 2003. Long-term safe storage and disposal of spent sealed radioactive sources in borehole type repositories, in *Proc. of the 3rd International Conference Waste Management, February 23–27, 2003, Tucson, Arizona, USA* [CD-ROM]. Tucson, 1–11.

ORAU. 2009. *Smoke Detector* [online]. Oak Ridge [cited 1 February 2010]. Available from Internet: <<http://www.ornl.gov/PTP/collection/consumer%20products/smokedetector.htm>>.

Pečiulienė, M.; Grigaliūnaitė-Vonsevičienė, G.; Girgždys, A. 2006. Evaluation of fluctuation of equivalent dose rate due to radionuclide radiation in buildings, *Journal of Environmental Engineering and Landscape Management* 14(4): 207–213.

Pellet, S.; Temesi, A. 2003. Radioactive waste management in Hungary at the turn of the millennium I, in *Proc. of the 3rd Waste Management Conference, February 23–27, 2003, Tucson, Arizona, USA*. Vienna: IAEA, 162–169.

Peter, J. E. 1994. Analysis of radon and thoron daughter concentrations in air by continuous alpha spectroscopy, *Radiation Protection Dosimetry* 56(4): 267–270.

Pilkytė, L.; Butkus, D. 2006. Buto konstrukcinių elementų įtakos sugertosios dozės galiai ore tyrimai [Analysis of influence of structural elements of flat on absorbed dose rate in air], iš *Aplinkos apsaugos inžinerija* [Environmental protection engineering]: 9-osios Lietuvos jaunųjų mokslininkų konferencijos „Mokslas – Lietuvos ateitis“, įvykusios Vilniuje 2006 m. kovo 30 d., pranešimų medžiaga. Vilnius: Technika, 74–82.

Pilkytė, L. 2006. *Radionuklidų savitojo aktyvumo statybinėse medžiagose Lietuvoje eksperimentinis tyrimas, jų sukeltos apšvitos modeliavimas ir vertinimas*: Daktaro disertacija. Vilniaus Gedimino Technikos Universitetas. Vilnius, 158 p.

Plukienė, R.; Ridikas, D.; Plukis, A.; Remeikis, V. 2003. Aukštatemperatūrų reaktorių modeliavimas: skirtingos kuro izotopinės sudėties įtaka, *Lithuanian Journal of Physics* 43(6): 475–486.

Poška, P.; Zujus, R.; Kolesnikovas, J. 2004. Principles for estimating the radioactive waste from decommissioning at the Ignalina nuclear power plant, in *International Symposium „Disposal of Low Activity Radioactive waste“*, Corboda, Spain, 2005. Corboda, 269–280.

Poškus, A. 2008. *Atomo fizika ir branduolio fizikos eksperimentiniai metodai*. Vilnius: Vilniaus universiteto leidykla. 544 p. ISBN 978-9955-33-295-4.

Potier, M.J. 2005. A safe and cost-effective solution for the disposal of disused radioactive sources: the BOSS borehole disposal technology, *Proc. of the 10th International Conference ICEM-DECOM, Glasgow, Scotland, 2005* [CD-ROM]. Vienna: IAEA, 1–8.

Potier, M.J. 2006. The IAEA programme on assisting member states with „BOSS“ borehole-type disposal facilities: safety of radioactive waste disposal, in *Proc. of an International Conference, October 3–7, 2005, Tokyo*. IAEA, 331–340.

Prítrský, J.; Ondra, F. 2006. Impact of the alternative fuel cycles on the long term safety of deep geological repository, in *Proc. of the 16th Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety, Bratislava, Slovakia, September 25–29, 2006*. Bratislava, 24–35.

Proctor, A.E.; Pohl, K.R. 2003. Comparison of several detector technologies for measurement of special nuclear materials, *Scientific Commons* 5: 1–8.

Radiacinės saugos centras. 2002. *Radiacinė sauga pramonėje*. Vilnius: Kriventa. 17 p.

Radiacinės saugos centro metinė ataskaita 2008. 2009. Vilnius: Kriventa. 46 p.

Rao, K.R. 2008. Radioactive waste: the problem and its management, *Current Science* 81(6): 1534–1546.

Ridikas, D.; Feray, S.; Cometto, M.; Damoy, F. 2005. Non-destructive method of characterization of radioactive waste containers using gamma spectroscopy and Monte Carlo techniques, *Radiation Protection Dosimetry* 115(1-4): 113–116.

Schneider, S., et al. 2001. *Systematic radiological assessment of exemptions for source and byproduct materials*. Washington: United States Nuclear Regulatory Commission, NUREG-1717. 835 p.

Sivakumar, R.; Selvasekarapandian, S.; Mugunthamanikandan, N.; Raghunath, V. M. 2002. Indoor gamma dose measurements in Gudalore (India) using TLD, *Applied Radiation and Isotopes* 56(6): 883–892.

Svirplytė, L.; Ladygienė, R. 2008. Dirvožemio mėginių atrinkimo ir radiologinių tyrimų metodų apžvalga [Review of methods for soil sampling and radiological investigations], iš *Aplinkos apsaugos inžinerija* [Environmental protection engineering]: 11-osios Lietuvos jaunųjų mokslininkų konferencijos „Mokslas – Lietuvos ateitis“, įvykusios Vilniuje 2008 m. balandžio 3 d., pranešimų medžiaga. Vilnius: Technika, 402–411.

Šapolaitė, J. 2009. *Radioaktyviųjų nuklidų dinamika heterogeninėse dispersinėse sistemose*: Daktaro disertacija. Fizikos institutas. Vilnius, 137 p.

Takriti, S., et al. 2004. The effect of sand/cement ratio on radon exhalation from cement specimens containing ^{226}Ra , *Radiation measurements* 38(1): 31–36.

Turner, E.; Pettersson, S.; Snellman, M.; Autio, J. 2006. KBS-3H – development of the

horizontal disposal concept, in *Proc. of International Conference TopSeal, September 17–20, 2006, Olkiluoto, Finland*. Olkiluoto, 40–44.

Unger, L.M.; Trubey, D.K. 1982. *Specific gamma-ray dose constants for nuclides important to dosimetry and radiological assessment*. ORNL/RSIC-45/R1. 83 p.

UNSCEAR. 2000. *United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. Sources and effects of ionizing radiation. UNSCEAR 2000 report to the General Assembly*. New York: United Nations. 654 p.

Urbanavičienė, D.; Motiejūnas, S. 2007. Radionuklidų pernašos iš cementuotųjų atliekų matricos į kapinyno artimąją zoną [Transfer of radionuclides from cement waste to near zone of repository], iš *Aplinkos apsaugos inžinerija* [Environmental protection engineering]: 10-osios Lietuvos jaunųjų mokslininkų konferencijos „Mokslas – Lietuvos ateitis“, įvykusios Vilniuje 2007 m. kovo 29 d., pranešimų medžiaga. Vilnius: Technika, 495–501.

Vaitiekūnas, P.; Lukošius, D. 2005. Statybinių medžiagų gama spinduliuotės patalpose tyrimas, *Journal of Environmental Engineering and Landscape Management* 13(4): 182–186.

Van Dorp, F., et al. 1999. Biosphere modelling for the assessment of radioactive waste repositories, the development of a common basis by the BIOMOWS II reference biospheres working group, *Journal of Environmental Radioactivity* 42: 225–236.

Vermeersch, F. 2005a. Alara pre-job studies using the VISIPLAN-3D alara planning tool, *Radiation Protection Dosimetry* 115(1-4): 294–297.

Vermeersch, F. 2005b. *VISIPLAN 3D ALARA planning tool: calculation method and validation tests*. SCK CEN, 20 p.

Vicente, R.; Sordi, G.M.; Hiromoto, G. 2004. Management of spent sealed radiation sources, *Health Physics* 86(5): 497–504.

Vicente, R. 2007. Disposal of disused sealed radiation sources in boreholes, in *Proc. of the 7th Waste Management Conference, February 25 – March 1, 2007, Tucson, Arizona, USA*. Vienna: IAEA, 1140–1146.

Visagino atominės elektrinės projektas Lietuvoje [interaktyvus]. 2008. *Ilgaamžių radioaktyviųjų atliekų tvarkymas* [žiūrėta 2008 m. lapkričio 17 d.]. Prieiga per internetą: <http://www.vae.lt/lt/pages/ilgaamziu_radioaktyviuju_atlieku_tvarkymas>.

Zuloga, P. 2005. Design and development of near surface disposal facilities for radioactive waste, in *Proc. of an International Conference, Japan*. Tokyo, 255–269.

Waller, E. J.; Cole, D.; Jamieson, T. 2008. Radiation protection issues related to Canadian museum operations, *Health Physics* 94(2): 16–20.

Witcher, R. 2009. The long-term safe condition of sealed radioactive sources in schools, *School science review* 90(332): 113–121.

World Nuclear Association [online]. 2008. *Waste management: storage and disposal options* [cited 10 December 2008]. Available from Internet: <<http://www.worldnuclear.org/info/inf04a-p2.html>>.

Panaudotų plutonio ir radžio šaltinių laidojimo gręžiniuose galimybių tyrimai

PRIEDAI

Pranešimai konferencijose:

1. Pelanytė, I.; Motiejūnas, S.; Gudelis, A. 2009. Priemaišos naudotuose plutonio šaltiniuose ir gama spinduliuotė [Admixtures in spent plutonium sources and gamma – radiation], iš *Aplinkos apsaugos inžinerija* [Environmental protection engineering]: 12-osios Lietuvos jaunųjų mokslininkų konferencijos „Mokslas – Lietuvos ateitis“, įvykusios Vilniuje 2009 m. balandžio 2 d. (žodinis pranešimas).

2. Pelanytė, I.; Grubliauskas, R. 2010. Konteineryje esančio plutonio šaltinio skleidžiamos spinduliuotės apšvitos modeliavimas [Modelling of radiation field around plutonium source container], iš *Aplinkos apsaugos inžinerija* [Environmental protection engineering]: 13-osios Lietuvos jaunųjų mokslininkų konferencijos „Mokslas – Lietuvos ateitis“, įvykusios Vilniuje 2010 m. kovo 25 d. (stendinis pranešimas).

Moksliniai straipsniai:

1. Pelanytė, I.; Motiejūnas, S.; Gudelis, A. 2009. Priemaišos naudotuose plutonio šaltiniuose ir gama spinduliuotė, *Mokslas – Lietuvos ateitis* 1(4): 42–46.

2. Pelanytė, I.; Grubliauskas, R. 2010. Konteineryje esančio plutonio šaltinio skleidžiamos spinduliuotės apšvitos modeliavimas [Modelling of radiation field around plutonium source container], iš *Aplinkos apsaugos inžinerija* [Environmental protection engineering]: 13-osios Lietuvos jaunųjų mokslininkų konferencijos „Mokslas – Lietuvos ateitis“, įvykusios Vilniuje 2010 m. kovo 25 d., pranešimų medžiaga. Vilnius: Technika.

3. Pelanytė, I.; Grubliauskas, R. 2010. Evaluation of external exposure due to radium source, *Journal of Environmental Engineering and Landscape Management*.

PADĖKA

Baigusi darbą noriu ypatingai padėkoti savo buvusiam vadovui **dr. Stasiui Motiejūnui** už pasiūlymą nagrinėti tokią išskirtinę temą, naudingus patarimus bei už suteiktą galimybę iš arčiau susipažinti su radioaktyviųjų atliekų tvarkymu. Norėčiau padėkoti Radioaktyviųjų atliekų tvarkymo agentūros darbuotojui **Baliui Morkvėnui** ir **dr. Arūnui Gudeliui** už pagalbą atliekant šaltinių aktyvumų matavimus.

Taip pat norėčiau padėkoti savo **tėvams** ir **broliui** už visapusišką supratimą, nuolatinį tikėjimą mano jėgomis ir visakeriopą pagalbą rašant šį darbą.

Ačiū visiems, pagelbėjusiems parengti šį darbą.