

VILNIAUS UNIVERSITETAS
FIZIKOS FAKULTETAS
BENDROSIOS FIZIKOS IR SPEKTROSKOPIJOS KATEDRA

Eglė Lietuvninkaitė

**SUSLĖGTOJO VANDENS REAKTORIAUS PIRMOJO KONTŪRO KOMPONENTŲ
GALIMO DĖJIMO Į PAVIRŠINĮ ATLIEKYNĄ TYRIMAS**

Magistrantūros studijų baigiamasis darbas

Aplinkos ir cheminės fizikos studijų programa

Studentė

Eglė Lietuvninkaitė

Darbo vadovas

Dr. Evaldas Maceika

Recenzentas

Dr. Andrius Garbaras

Katedros vedėjas

Prof. Dr. (HP) Valdas Šablinskas

Vilnius 2016

Turinys

1. Įvadas	3
2. Darbo tikslas.....	4
3. Darbo uždaviniai	4
4. Teorijos apžvalga	5
4.1. VVER-440/230 ir jo pirmasis cirkuliacinis kontūras (PCK)	5
4.2. PCK užsiteršimo radionuklidais būdai	7
4.3. Radioaktyviosios atliekos.....	9
4.4. Radioaktyviųjų atliekų apdorojimo būdai	10
4.5. Radioaktyviųjų atliekų dėjimas į atliekyną	12
4.6. RESRAD programinė įranga.....	15
4.7. RESRAD-OFFSITE naudojamas pasiskirstymo koeficientas	17
5. Tyrimo metodika	18
6. Darbo rezultatai	21
6.1. I reaktoriaus blokas	21
6.2. II reaktoriaus blokas	25
6.3. III reaktoriaus blokas.....	29
6.4. IV reaktoriaus blokas	33
6.5. Darbo rezultatų apibendrinimas	37
7. Išvados.....	38
8. Literatūros sąrašas	39
9. Summary	41
10. Priedai.....	42

1. Įvadas

Branduolinė energetika pasaulyje plėtojama nuo 1942 m., kuomet italų fizikas E. Fermis (it. *Enrico Fermi*) Čikagoje (Jungtinės Amerikos Valstijos) paleido pirmąjį pasaulyje branduolinį reaktorių. Nuo to laiko prasidėjo branduolinių technologijų vystymo era. Branduolinė energija – branduolinė technologija, kuri naudoja kontroliuojamą branduolių dalijimąsi energijai išlaisvinti ir naudojama šildymui ir elektros generavimui. Branduolinė energija vystoma 30 pasaulio valstybių, jose veikia 444 branduoliniai reaktoriai, kurių elektrinė galia siekia daugiau nei 386 GW [1].

Šiame darbe nagrinėjamo suslėgto vandens reaktoriaus VVER (rus. *Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reaktor*, angl. *WWER – Water-Water Energy Reactor*) tipo reaktorius yra Tarybų Sąjungoje pagamintas suslėgto vandens reaktoriaus (angl. *PWR – Pressurized Water Reactor*) prototipas. Suslėgto vandens reaktoriai labiausiai pasaulyje paplitęs branduolinio reaktoriaus tipas. Sustabdžius reaktoriaus bloką ir jį ardant susidaro dešimtys tūkstančių m³ įvairaus aktyvumo radioaktyviųjų atliekų.

Radioaktyviosios atliekos – panaudotas branduolinis kuras ir kitos pakartotinai naudoti neskirtos radionuklidais užterštos ar turinčios jų savo sudėtyje medžiagos, kurių radionuklidų koncentracija arba aktyvumas viršija nebe kontroliuojamuosius radioaktyvumo lygius. Tokios atliekos yra apdorojamos ir sudedamos į radioaktyviųjų atliekų atliekyną neketinat jų išimti [2, 3].

Radioaktyviųjų atliekų atliekynai – inžineriniai įrenginiai su specialiais saugos barjeriais, kurie skirti apsaugoti aplinką ir žmones nuo žalingo jonizuojančiosios spinduliuotės poveikio visą radioaktyviųjų atliekų pavojingumo laikotarpį. Nustatyta, kad radioaktyviųjų atliekų atliekynai yra saugiausi ir patikimiausi inžineriniai įrenginiai atliekoms laikyti [4].

Šiame darbe tiriamas suslėgto vandens reaktoriaus pirmąjį cirkuliacinį kontūrą sudarančių komponentų paviršinė tarša, šių komponentų padėjimas į paviršinį atliekyną ir radioaktyviųjų nuklidų patekimas į aplinką iš paviršinio atliekyno.

2. Darbo tikslas

Ištirti kaip ir kada pasklis radioaktyvieji nuklidai iš paviršinio atliekyno, jeigu į jį būtų sudėti suslėgto vandens reaktoriaus pirmojo cirkuliacinio kontūro komponentai.

3. Darbo uždaviniai

- OSCAR programa sumodeliuoti suslėgto vandens reaktoriaus pirmojo cirkuliacinio kontūro paviršinę taršą.
- RESRAD-OFFSITE programa sumodeliuoti paviršinį atliekyną, kuriame būtų sudėti pirmojo cirkuliacinio kontūro komponentai.
 - Nustatyti pagrindinius radionuklidus turinčius didžiausią įtaką žmonių apšvitos dozei.
 - Nustatyti pagrindinius radionuklidų išlaisvinimo kelius iš radioaktyviųjų atliekų atliekyno, turinčius didžiausią reikšmę už atliekyno esantiems žmonėms ir aplinkai.
- Tarpusavyje palyginti keturių reaktoriaus blokų pirmųjų cirkuliacinių kontūrų komponentų dėjimo į atliekyną ir iš jo išeinančių radionuklidų sumodeliuotus rezultatus.
- Įvertinti galimybę VVER tipo reaktoriaus blokų pirmųjų cirkuliacinių kontūrų komponentus dėti į paviršinį atliekyną.

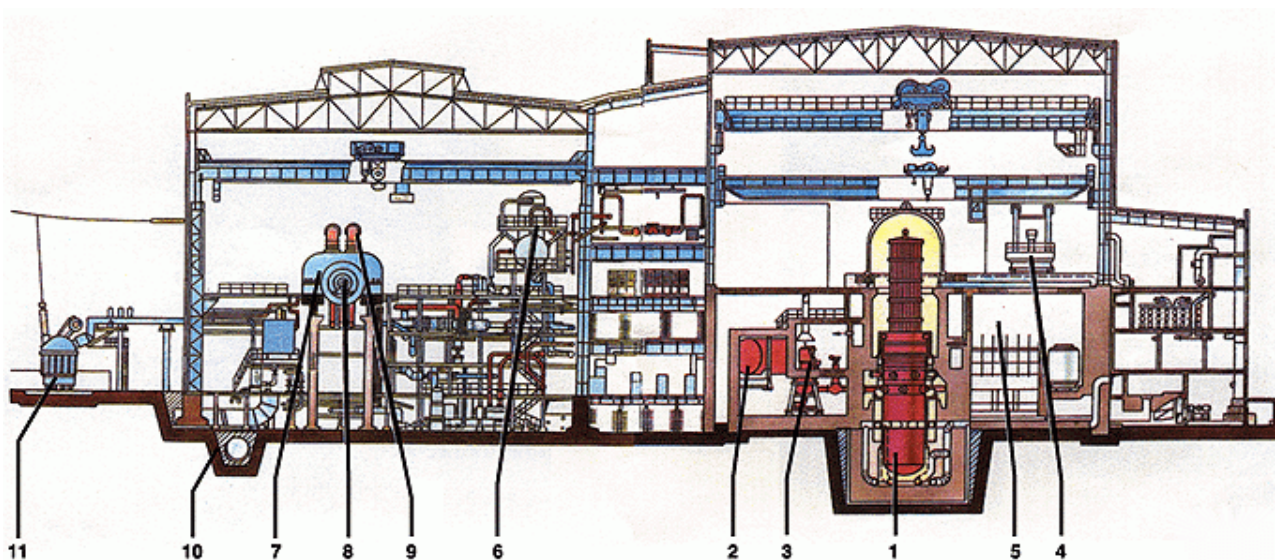
4. Teorijos apžvalga

Teorinėje darbo dalyje aptarsiu suslėgtojo vandens reaktorių, jo pirmąjį cirkuliacinį kontūrą ir jo užsiteršimo radionuklidais būdus. Taip pat, bus aptartos radioaktyviųjų atliekų tvarkymo ir dėjimo į atliekynus ypatybės. Trumpai pristatysiu pagrindinę darbo metu naudotą programą RESRAD-OFFSITE.

4.1. VVER-440/230 ir jo pirmasis cirkuliacinis kontūras (PCK)

Šiame darbe nagrinėjama suslėgtojo vandens reaktoriaus VVER-440/230 pirmojo cirkuliacinio kontūro tarša. Reaktorių VVER-440/230 buvo suprojektuotas buvusioje Tarybų Sąjungoje. 1 priede pateikiama pagrindinė VVER-440/230 reaktoriaus šerdies charakteristika ir pirmojo kontūro charakteristika. VVER-440/230 buvo pirmieji VVER tipo komerciniai reaktoriai. Reaktoriai buvo statomi 1956-1970 m. Per šį laikotarpį buvo pastatyti 16 VVER-440-230 tipo reaktorių, dauguma jų jau sustabdyti, o likę per artimiausius metus bus sustabdomi [5].

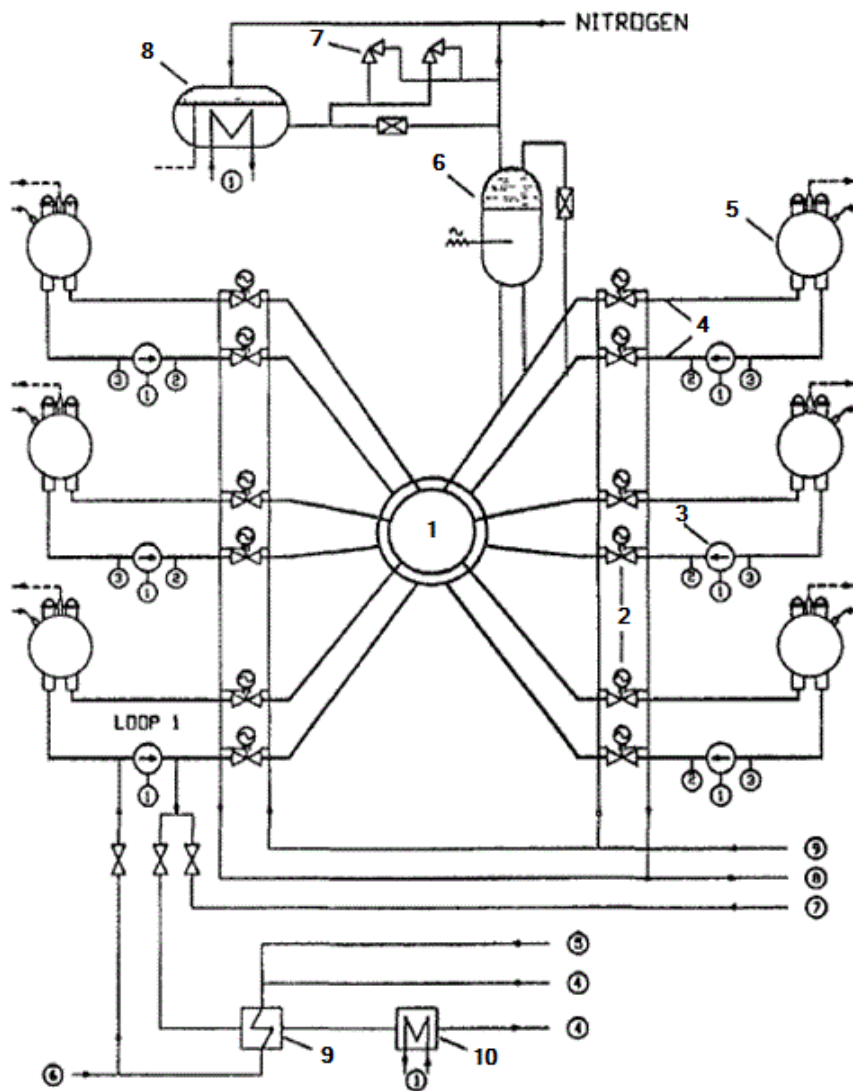
1 pav. pavaizduota VVER-440/230 reaktoriaus schema. Joje pažymėta: 1 – reaktorius; 2 – garo generatorius; 3 – pagrindinis cirkuliacinis siurblys; 4 – perkrovimo mašina; 5 – aušinimo baseinas; 6 – tiekiamo vandens rezervuaras; 7 – turbina; 8 – generatorius; 9 – garo vamzdynai; 10 – aušinimo vandens vamzdynai; 11 – transformatorius [5].



1 pav. VVER-440/230 reaktoriaus schema [5].

Pirmojo cirkuliacinio kontūro (PCK) schema pavaizduota 2 pav. Schemoje parodyta: reaktoriaus indas (1); izoliuojantys vožtuvai (2); pagrindiniai cirkuliaciniai siurbliai (3); 560 mm skersmens vamzdžiai (4); garo generatoriai (5); slėgiklis (6); slėgiklio apsauginiai vožtuvai (7); apsauginis vožtuvas (8); šilumokaičiai (9, 10); tarpinio aušinimo sistemos (Ⓐ); kontūro valymo sistema (Ⓑ, Ⓒ); aušalo srautas (Ⓓ); kontūro papildymo sistema (Ⓔ); avarinio aušinimo sistema (Ⓕ);

švaraus kondensato sistema (⑦); kontroliuojamų nuotekų sistema (⑧, ⑨). Du izoliuojantys vožtuvai, pagrindinis cirkuliacinis siurblys ir garo generatorius sudaro vieną cirkuliacinę kilpą. Slėgiklis, slėgiklio apsauginiai vožtuvai ir apsauginis vožtuvas sudaro slėgio valdymo sistemą [6].



2 pav. VVER-440/230 reaktoriaus pirmasis cirkuliacinis kontūras [6].

4.2. PCK užsiteršimo radionuklidais būdai

Pirmasis cirkuliacinis kontūras įvairiais radionuklidais gali užsiteršti keliais būdais. Vienas iš būdų radionuklidams atsirasti PCK ir nusėsti ant jo paviršių yra atsiradus branduolinio kuro apvalkalo defektams. Pro branduolinio kuro apvalkalo defektą radionuklidai yra aušalo išskalaujami į PCK. Kuro apvalkalo defektai atsiranda dėl vidinių ar išorinių priežasčių. Vidinės priežastys – tai kuro sąveika su apvalkalu kuro strypo viduje, o išorinės – kuro apvalkalo sąveika su aušalu ir jame esančiomis medžiagomis [7].

Pagrindinės kuro defektų priežastys: hidrinimas; kuro tabletės sąveika su apvalkalu; lokalinė korozija; kuro gamybos defektai; mechaniniai pažeidimai [7].

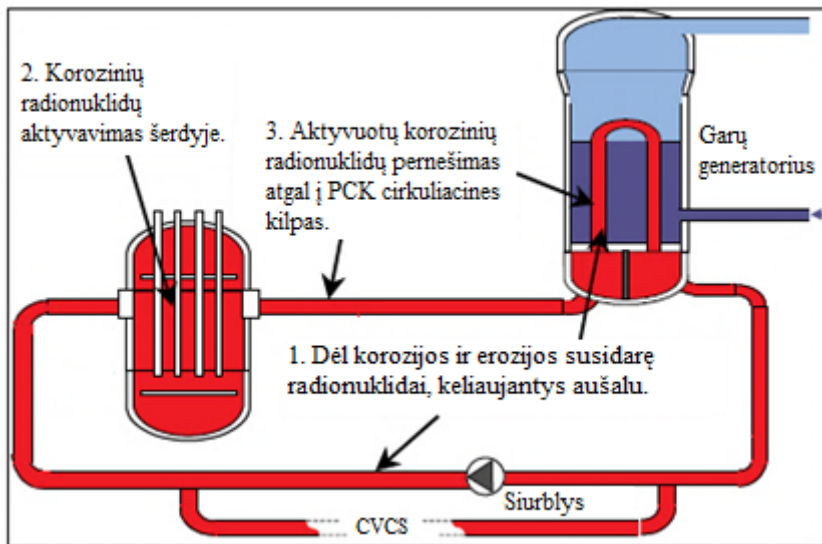
Hidrinimo metu kuro apvalkalo cirkonio lydinys reaguoja su vandeniliu ir susidaro cirkonio hidridas. Hidrinimas vyksta gamybos proceso metu dėl kuro tabletės ir vidinio kuro apvalkalo paviršiaus užsiteršimo organiniais junginiais. Apvalkalo defektai vyksta dėl mechaninių įtempimų kurie atsiranda todėl, kad cirkonio hidrido savitasis tūris yra didesnis nei cirkonio lydinio, cirkonio lydinys yra naudojamas kuro apvalkalams gaminti [8].

Lokalinė korozija – kuro defektai kurie įvyksta dėl padidėjusios apvalkalo oksidacijos. Normaliomis sąlygomis kuro apvalkalas pasidengia oksido sluoksniu. Dėl įvairių procesų nulemiančių temperatūros padidėjimą, korozija gali paspartėti. Vykstant korozijai, apvalkalo cirkonio lydinio kiekis mažėja, mažėja ir kuro elementų atsparumas, todėl gali atsirasti pažeidimų [7].

PCI/SCC (angl. *Pellet-Cladding Interaction / Stress Corrosion Cracking*) – defektai atsiradę po to kai išnyksta tarpelis tarp kuro tabletės ir apvalkalo. Kuro tabletei sąveikaujant su apvalkalu, atsiranda mechaninė įtampa, kuri kartu su dalijimosi produktų cheminiu poveikiu, lemia apvalkalo pažeidimus [7].

Įvairios kontūre esančios šiukšlės, dėl jas nešančio didelio vandens srauto, greitai juda ir įgauna didelį greitį kurio užtenka, atsitrenkus į kuro strypus, mechaniškai juos pažeisti. Tose vietose suaktyvėja oksidacija ir atsiranda apvalkalo pažeidimas. Šiukšlės į kontūrą gali patekti reaktoriaus aptarnavimo ir kuro perkrovimo metu [7].

Kitas būdas PCK užsiteršti radionuklidais, tai dėl kontūrą sudarančių medžiagų korozijos ir erozijos susidarę radionuklidai, kurie reaktoriaus šerdyje yra aktyvuojami. Aktyvuoti radionuklidai aušalo srauto pernešami iš reaktoriaus šerdies atgal į PCK cirkuliacines kilpas, kur gali nusėsti ant PCK vidinių paviršių. Tokiu būdu aktyvaciniais radionuklidais užteršiami toliau nuo reaktoriaus šerdies esantys PCK komponentai (3 pav.) [9, 10, 11].

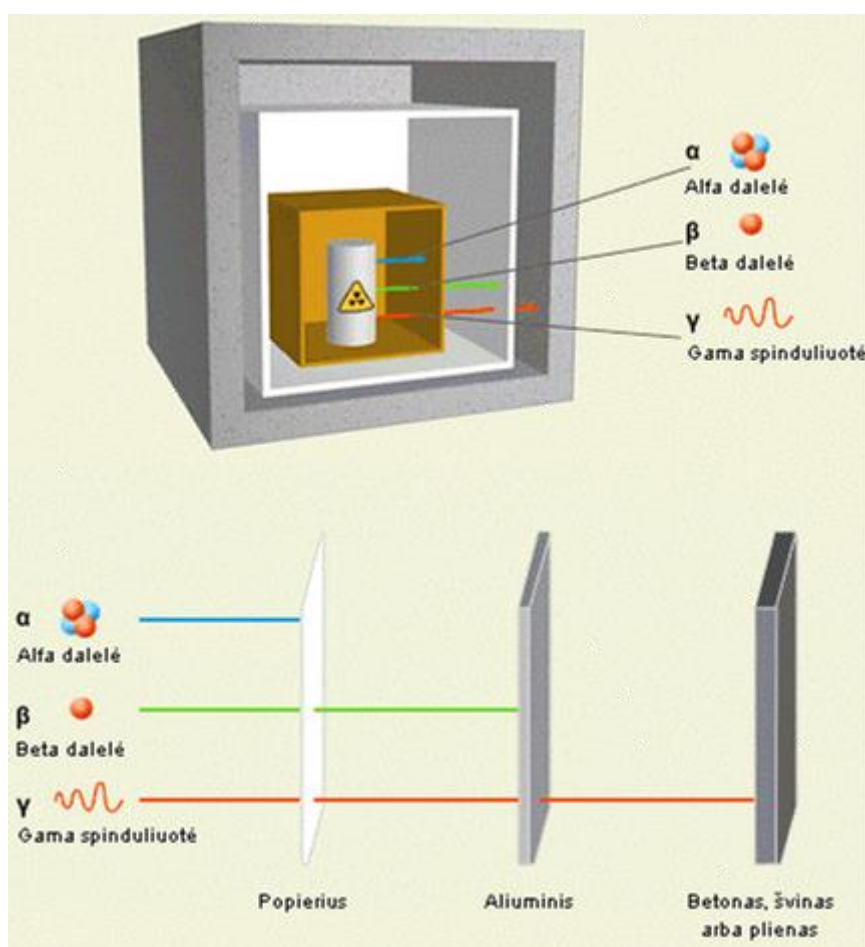


3 pav. PCK užteršimo koroziniais produktais schema, adaptuota pagal [12].

4.3. Radioaktyviosios atliekos

Radioaktyviosios atliekos savo prigimtimi dažniausiai mažai skiriasi nuo kitų pramoninių atliekų. Tai gali būti įrenginiai, išmontuoti prietaisai, apsauginiai drabužiai, filtrai bei užteršti skysčiai, užteršti radionuklidais arba turintys radionuklidų savo sudėtyje. Radioaktyviosios atliekos skleidžia jonizuojančiąją spinduliuotę, todėl jos yra pavojingos žmonėms ir aplinkai. Jonizuojančioji spinduliuotė sklinda tol, kol suskyla atliekose esantys radionuklidai [13].

Radioaktyviųjų atliekų pavojingumą lemia skleidžiamos jonizuojančiosios spinduliuotės intensyvumas, kuris priklauso nuo atliekose esančių radionuklidų rūšies ir kiekio. Alfa dalelėms sustabdyti pakanka popieriaus lapo, beta daleles sustabdo 1 cm storio aliuminio sluoksnis; gama spinduliuotė yra skvarbiausia, ją sustabdo betonas, švinas arba plienas (4 pav.) [13].



4 pav. Apsaugos barjerai [13].

4.4. Radioaktyviųjų atliekų apdorojimo būdai

Radioaktyviųjų atliekų apdorojimas yra labai svarbus veiksnys prieš dedant atliekas į atliekynus. Atliekų apdorojimas leidžia sumažinti atliekų užimama plotą ir taip sumažinti atliekynų skaičių. Atliekos klasifikuojamos pagal pavojingumą. Klasifikavimas leidžia lengviau pasirinkti tinkamus apdorojimo būdus ir priemones, bei atliekyno tipą, į kurį dedamos radioaktyviosios atliekos. Atliekos yra skirstomos į kategorijas:

- labai mažo aktyvumo trumpaamžės atliekos (A klasė) (paviršinės dozės galia $\leq 0,5$ mSv/val.);
- mažo aktyvumo trumpaamžės atliekos (B klasė) (paviršinės dozės galia $0,5 - 2$ mSv/val.);
- vidutinio aktyvumo trumpaamžės atliekos (C klasė) (paviršinės dozės galia >2 mSv/val.);
- mažo aktyvumo ilgaamžės atliekos (D klasė) (paviršinės dozės galia ≤ 10 mSv/val.);
- panaudoti uždarieji jonizuojančiosios spinduliuotės šaltiniai (F klasė) (paviršinės dozės galia >10 mSv/val.);
- panaudotas branduolinis kuras – didelio aktyvumo atliekos [13, 14].

Radioaktyviosios atliekos tvarkomos vadovaujantis principu „koncentruok ir sulaikyk, neleisk išplisti“. Šis principas pagrįstas tuo, kad atliekos įvairias būdais koncentruojamos, stengiantis sumažinti jų tūrį, ir laikomos izoliuotos, kad jose esantys radionuklidai nepasklistų aplinkoje ir nepadarytų žalos žmonėms ir aplinkai. Atliekos laikomos izoliuotos tol, kol didžioji dalis jose esančių radionuklidų suskyla ir nebekelia pavojaus [15].

Pagrindiniai atliekų koncentravimo ir radionuklidų mažinimo būdai yra šie: atliekų sukietinimas; garinimas; cheminis nusodinimas; jonų mainai; filtravimas; įstiklinimas; cementavimas; bitumavimas; polimerizavimas; deginimas; presavimas [15].

Atliekų sukietinimas – dujinio ar skysto pavidalo radioaktyviųjų atliekų pavertimas kietomis atliekomis, siekiant sukurti fiziškai stabilią, nedispersišką medžiagą, kurią būtų patogų transportuoti ir saugoti. Atliekų apdorojimo galutinis tikslas – pagaminti pakuotes, tinkamas saugoti, transportuoti ir dėti į atliekyną [15].

Garinimas – tai radioaktyviųjų atliekų tirpalo koncentravimas kaitinant. Vienas tradicinių skystų atliekų apdorojimo būdų. Atliekų garinimo įrenginiuose susidarantis švarus kondensatas yra paprasčiausiai išleidžiamas į aplinką, o garinimo likučiai sukietinami. Šis metodas taikomas daugumai radionuklidų (išskyrus lakius) koncentruoti. Šio metodo trūkumas yra didelės energijos sąnaudos bei eksploataavimo kaina [15].

Cheminis nusodinimas – skystų atliekų apdorojimo metodas, kai cheminiais priedais skatinamas ištirpusių radioaktyviųjų medžiagų nuosėdų formavimasis. Nuosėdos atskiriamos nuo skysčio centrifuguojant, filtruojant ar kitais būdais [15].

Jonų mainai - tai skysčių išvalymo, priemaišų atskyrimo ir deaktyvavimo būdas, kurio metu yra taikomos mineralinės ir jonitinės medžiagos. Labiausiai įprastos jonitinės medžiagos yra jonų mainų dervos. Jonų mainų metodas labai dažnai taikomas skystoms radioaktyviosioms atliekoms apdoroti. Apdorojus skystas atliekas gaunamas švarus vanduo, o radionuklidai susikoncentruoja dervoje [15].

Filtravimas – atliekų apdorojimas, kurio metu įvairiais filtrais (filtravimo popieriaus, audinio, stiklo ar polimerinio pluoštų) kietos dalelės atskiriamos nuo skysčio ar dujų [15].

Įstiklinimas – šiuo metu tai vienintelis metodas, taikomas didelio aktyvumo skystoms atliekoms sukietinti. Labai aktyvias atliekas būtina imobilizuoti taip, kad jos kietoje būsenoje išliktų stabilios daugelį tūkstančių metų. Didžioji dalis labai aktyvių atliekų susidaro perdirbant panaudotą kurą ir jos būna skysto pavidalo. Skystos atliekos pirmiausiai išgarinamos ir sausa liekana sumaišoma su išlydyto borosilikatinio stiklo mase. Susidaręs mišinys supilamas į nerūdijančio plieno konteinerius. Masei atvėsus, konteineriai užvirinami ir dedami į atliekynus [15].

Atliekų cementavimas – pagrindinis atliekų koncentratų sukietinimo būdas. Tai paprastas, patikimas ir nebrangus metodas, plačiai taikytas pavojingoms ir toksišioms atliekoms apdoroti. Naudojant specialiai parinktus cemento mišinius, atliekas galima imobilizuoti [15].

Bitumavimas – skystų atliekų koncentratų sukietinimas maišant su išlydytu bitumu yra vienas tradicinių metodų. Bitumuota masė vandenyje yra labai mažai tirpi ir pralaidi, todėl labai gerai sulaiko radionuklidus [15].

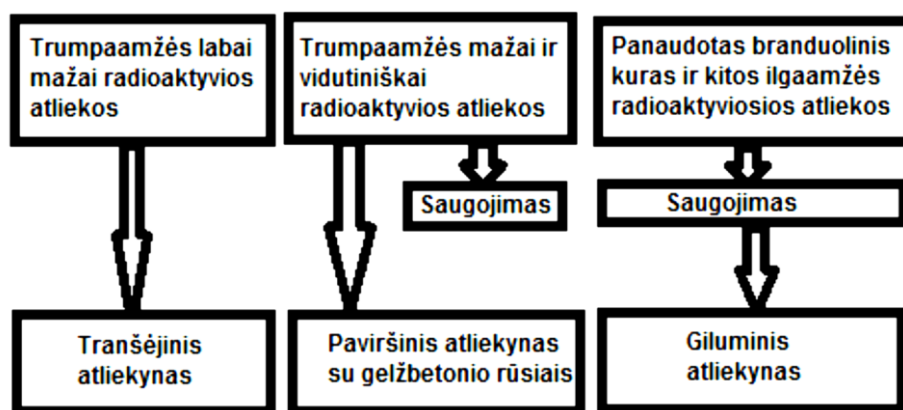
Polimerizavimas – įvairūs polimerai (polietilenas, poliesteris, poliuretanai, epoksidinės dervos ir pan.) yra naudojami sukietinti garinimo koncentratams, panaudotoms jonų pakaitos dervoms, nuosėdams ir pelenams. Tinka tirpioms druskoms ar organinėms medžiagoms apdoroti [15].

Deginimas/lydymas – didelė dalis branduolinėse elektrinėse susidarančių radioaktyviųjų atliekų yra degios. Iš visų tūrio mažinimo technologijų deginimas yra pats efektyviausias. Deginimo metodas gali būti taikomas tiek kietų (popierius, drabužiai, plastikai, guma, filtrai), tiek skystų atliekų (jonitinių dervų, tepalų) tūriams sumažinti. Deginant atliekų tūris sumažėja nuo 7 iki 100 kartų, priklausomai nuo atliekų sudėties ir priemaišų kiekio [15].

Presavimas – tai paprastas, patikimas ir laiko patikrintas atliekų tūrio mažinimo būdas, kuris dažnai taikomas apdorojant įvairių rūšių kietas atliekas. Nedidelės jėgos (apie 5 tonų) atliekų presavimo įrenginių pagrindas yra hidraulinis arba pneumatinis presas, suslegiantis atliekas tinkamos formos konteineryje arba statinėje. Priklausomai nuo atliekų prigimties, po presavimo atliekų tūris sumažėja nuo 3 iki 10 kartų [15].

4.5. Radioaktyviųjų atliekų dėjimas į atliekyną

Radioaktyviųjų atliekų tvarkymui taikomi griežti saugos reikalavimai, apskaita ir kontrolė. Kiekvienos rūšies atliekos yra tvarkomos ir dedamos į atliekynus skirtingai. Atliekyno, į kurį dedamos radioaktyvios atliekos, tipą apsprendžia šalies geologinės sąlygos ir specifinės reikmės (atliekų kiekis, jų ypatybės). Atliekynai projektuojami taip, kad radionuklidų patekimas į aplinką (biosferą) neviršytų leistinų ribinių verčių, kad būtų minimali darbuotojų ir gyventojų apšvita bei kad atliekyno priežiūros poreikis jį uždarius būtų minimalus. Šie tikslai gali būti pasiekiami derinant technines priemones su vietovės savybėmis.

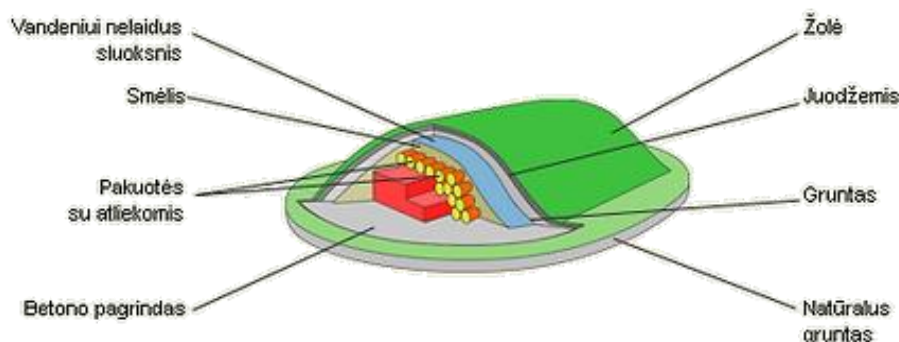


5 pav. Radioaktyviųjų atliekų tvarkymo ir dėjimo į atliekynus schema, adaptuota pagal [15].

Trumpaamžėms labai mažai aktyvioms atliekoms šalinti daugelį dešimtmečių naudojamos tranšėjos žemėje. Paprasti, be inžinerinių barjerų paviršiniai atliekynai – tai vandeniui nelaidžiame molingame grunte iškastos tranšėjos. Toks šalinimo būdas gali būti laikomas saugiu tik tada, jeigu visi atliekose esantys radionuklidai suskyla per numatomą atliekyno priežiūros laikotarpį. Tokio tipo atliekynai yra Švedijoje, Suomijoje, JAV, Pietų Afrikoje. Laikui bėgant labiau pasitikima daugiabarjerėmis inžinerinėmis sistemomis, o ne vienu, dažniausiai gamtiniu, barjeru. Tokios atliekynų sistemos dažnai susideda iš betono rūšių, tarpų tarp pakuočių užpildymo, atliekų imobilizavimo, vandens drenažo sistemų. Sudėtingi atliekų šalinimo įrenginiai su ilgaamžiais gelžbetonio barjeriais daug geriau ir patikimiau izoliuoja radioaktyvias atliekas, negu vien tik gamtinė aplinka. Juose galima saugiai šalinti ne tik labai mažo, bet ir didesnio aktyvumo radioaktyvias atliekas [15].

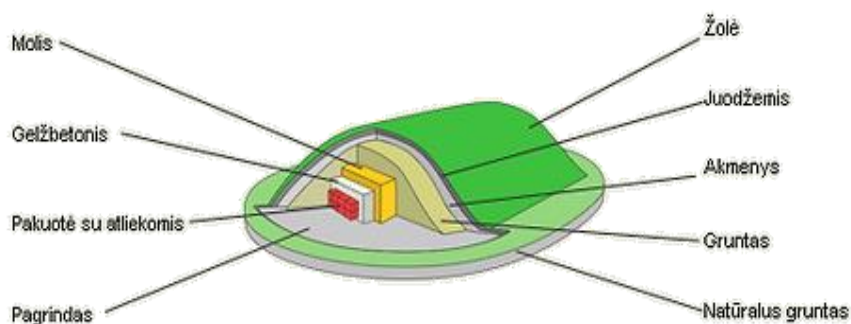
Labai mažai radioaktyvios trumpaamžės atliekos nekelia didelio pavojaus, tačiau jas tvarkant reikia laikytis radiacinės saugos reikalavimų. Labai mažai radioaktyviomis trumpaamžėmis atliekomis laikomos įvairios medžiagos – metalas, mediena, popierius, betonas ir t.t. Jos yra šalinamos dedant į žemės paviršiuje įrengtus atliekynus. Šis procesas gana paprastas: atliekos

kraunamos į dėžes arba polietileno maišus, jie užpilami smėliu ir uždengiami vandens nepraleidžiančiu specialios medžiagos sluoksniu, o šis užpilamas natūraliu gruntu (6 pav.) [15].



6 pav. Labai mažai radioaktyvių trumpaamžių atliekų tranšėjinis atliekynas [15].

Į mažai radioaktyvių atliekų kategoriją dažniausiai patenka apsauginiai drabužiai, popierius, mediena, filtrai, panaudoti prietaisai, metalo laužas, betonas. Šios atliekos paprastai sudedamos į žemės paviršiuje įrengtus atliekynus, turinčius daugiabarjerę saugos sistemą, garantuojančią, kad atliekose esantys radionuklidai suskils pačiame atliekyne ir nepasklis aplinkoje. Paviršinis atliekynas – tai žemės paviršiuje įrengti gelžbetonio rūšiai, kuriuose sudėtos pakuotės su radioaktyviosiomis atliekomis, uždengti daugiasluoksniu, atspariu aplinkos poveikiui, apdangalu. Prieš dėjimą į atliekyną atliekos apdorojamos ir supakuojamos (7 pav.) [15].



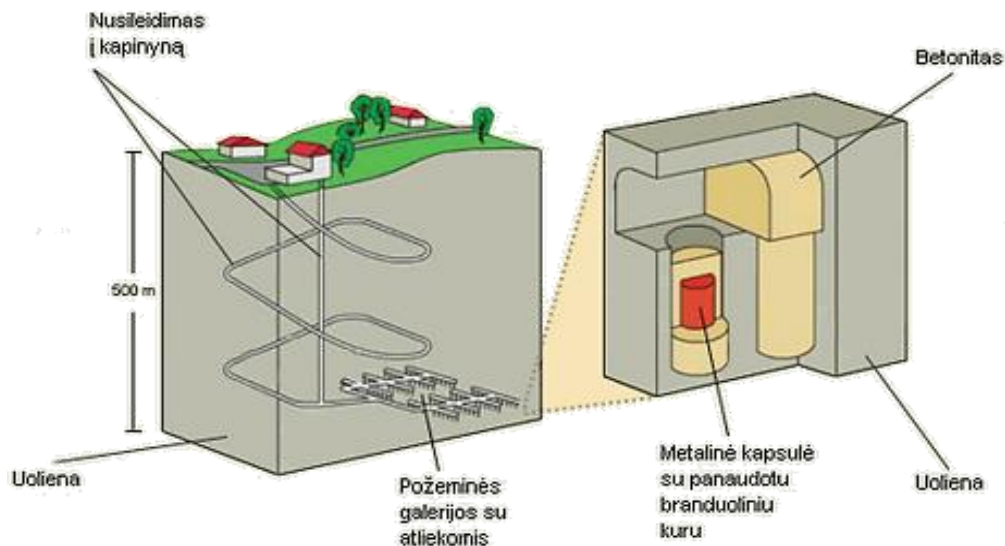
7 pav. Mažai ir vidutiniškai radioaktyvių trumpaamžių atliekų paviršinis atliekynas [15].

Ilgaamžės radioaktyviosios atliekos – tai atliekos, savo sudėtyje turinčios radionuklidų, kurių pusėjimo trukmė ilgesnė nei 30 metų (^{235}U , ^{238}U , ^{226}Ra , ^{239}Pu , ^{63}Ni , ^{14}C , ^{36}Cl , ^{129}I ...).

Ilgaamžėmis radioaktyviosiomis atliekomis laikoma: panaudotas branduolinis kuras; metalinės reaktorių, kuro rinklių dalys ir valdymo strypai; reaktoriuje panaudotas grafitas; panaudoti jonizuojančiosios spinduliuotės šaltiniai.

Radioaktyviųjų atliekų dėjimas į giluminius atliekynus yra grindžiamas stabilios geologinės aplinkos panaudojimu. Radioaktyviosios atliekos apgaubiamos keletu vienas kitą sustiprinančių ir

papildančių pasyvių barjerų. Žmonių ir aplinkos saugą užtikrintų natūralūs barjerai – giliai slūgsančios uolienos kartu su dirbtiniais barjeriais. Dirbtiniai barjerai taikomi prie atliekyno aplinkos sąlygų ir konstruojami taip, kad izoliuotų atliekyne laikomas radioaktyviausias atliekas ir neleistų joms pasklisti, o atliekyną uždarius jo nereikėtų prižiūrėti (8 pav.) [15].

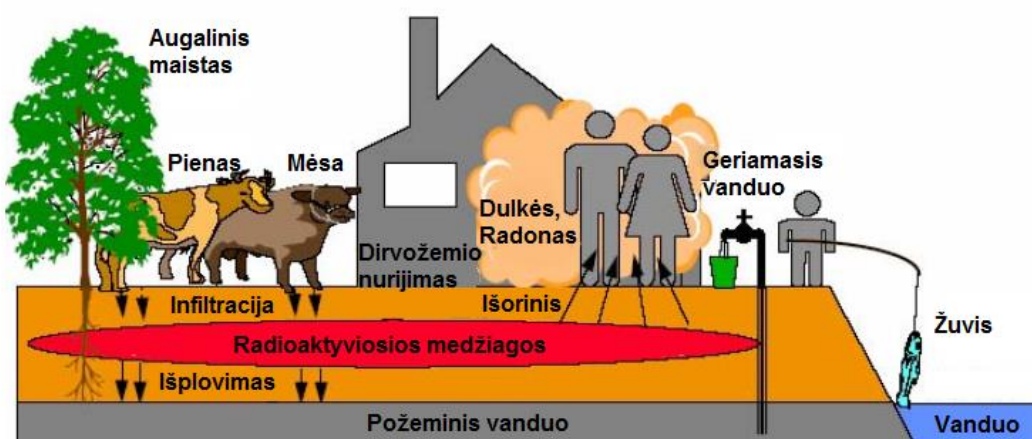


8 pav. Giluminio atliekyno schema [15].

4.6. RESRAD programinė įranga

RESRAD yra kompiuterinių kodų rinkinys sukurtas 1989 m. JAV DOE (angl. *Department of Energy*) Argono nacionalinėje laboratorijoje (angl. *Argonne National Laboratory, ANL*), leidžiantis įvertinti žmogaus sveikatos ir aplinkos riziką būti užterštiems radioaktyviosiomis medžiagomis bei pavojingomis cheminėmis medžiagomis. Šie kompiuteriniai kodai naudojami daugiau nei 300 vietų JAV ir kitose šalyse. Keletas universitetų naudoja RESRAD kompiuterinius kodus kaip mokymo priemones. RESRAD kompiuteriniai kodai yra įtraukti į TATENA VAMP ir BIOMOVS II projektus taršos transportavimo modelių aplinkoje nustatymams [16].

RESRAD programinės įrangos pagalba yra analizuojamas ir skaičiuojamas radiacijos kelias nuo radioaktyviosiomis medžiagomis užterštų vietų (atliekynų) iki gyventojų grupės ir nustatomas radioaktyviai užterštų dirvožemių valymo kriterijus. RESRAD įskaitomi 15 žmogaus apšvitos būdų: tiesioginis poveikis; dulkių ir radono įkvėpimas; užterštų medžiagų prarijimas (augalinis maistas, mėsa, pienas, vandens gyvūnija, vanduo, dirvožemis) [17].



9 pav. RESRAD palaikomi užteršimo būdai, adaptuota pagal [17].

RESRAD kompiuterinių kodų rinkinį sudaro 8 atskirų tipų kompiuteriniai kodai (10 pav.):

- RESRAD-CHEM modelis skirtas įvertinti vietas užterštas pavojingomis cheminėmis medžiagomis. RESRAD-CHEM veikiantis, bet nebeatnaujinamas kompiuterinis kodas. Juo modeliuojami 9 apšvitos būdai: dulkių ir lakiųjų cheminių medžiagų įkvėpimas; užterštų medžiagų nurijimas (augalinės kilmės maistas, mėsa, pienas, dirvožemis, vandens gyvūnija, vanduo); absorbcija per odą po kontakto su dirvožemiu ar vandeniu.

- RESRAD-ECORISK skaičiuoja teršalų poveikio riziką gyvajai gamtai. Jame naudojama specifinė informacija susijusi su įvairiomis gyvūnų rūšimis. RESRAD-ECORISK yra veikiantis, bet nebeatnaujinamas kompiuterinis kodas.

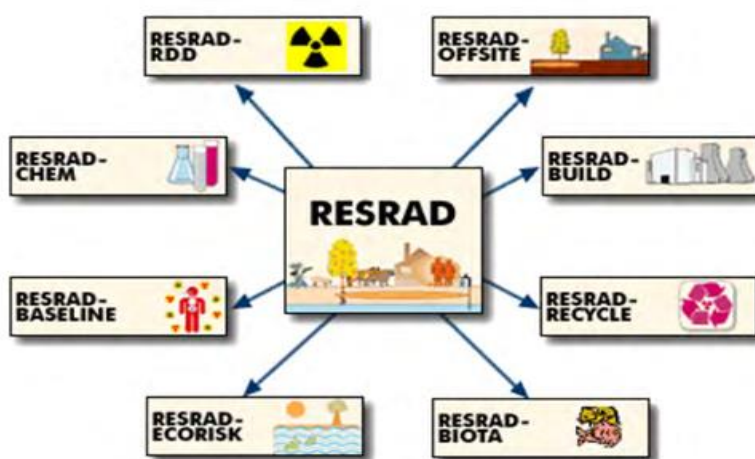
- RESRAD-BUILD modelis analizuoja radiologines dozes, gaunamas būnant pastatuose užterštuose radioaktyviomis medžiagomis. Modeliuojant atsižvelgiama į išorinę apšvitą, dulkių ir radono įkvėpimą bei dirvožemio/dulkių nurijimą. Gali būti modeliuojami iki 10 šaltinių ir 10 receptorių. Modeliuojant atsižvelgiama į tai ar radioaktyvusis užterštumas yra paviršiuje ar medžiagu viduje.

- RESRAD-RECYCLE modelis vertina radiologines dozes atsirandančias perdirbant ar pakartotinai naudojant radioaktyviai užterštas medžiagas ar įrangą. Modeliuojami išorinės apšvitos, įkvėpimo ir prarijimo būdai. Galima modeliuoti iki 20 darbuotojų ir 11 užteršimo scenarijų. Šis, vartotojui paprastai suprantamas kompiuterinis kodas, palengvina problemų sprendimus susijusius su medžiagų perdirbimu ar pakartotiniu naudojimu.

- RESRAD-BASELINE modelis skirtas pradiniam rizikos vertinimui, pagrįstam aplinkoje išmatuotų koncentracijų sklaida. RESRAD-BASELINE – veikiantis, bet nebeatnaujinamas kompiuterinis kodas. Apima tiek radionuklidų tiek cheminių medžiagų taršą. Apskaičiuoja radiologines dozes ir vėžio riziką sąlyčio su radioaktyviosiomis medžiagomis metu, bei sąlyčio su nekancerogeninėmis ir kancerogeninėmis cheminėmis medžiagomis metu. Palaiko 14 apšvitos būdų: dulkių, radono ir lakiųjų cheminių medžiagų įkvėpimas; užterštos aplinkos prarijimas (augalinės kilmės maistas, mėsa, pienas, vandens gyvūnija, dirvožemis, geriamasis vanduo); išorinė apšvita iš aplinkos; odos absorbcija sąlytyje su dirvožemiu ar plaukiojant vandenyje.

- RESRAD-OFFSITE skaičiuoja asmenų, esančių toliau nuo radioaktyviomis medžiagomis užterštų vietų, riziką gauti radiacijos dozę. Naudoja dviejų dimensijų požeminį sklaidos modelį.

- RESRAD-BIOTA modelis skirtas įgyvendinti atrankinės patikros ir analizės metodus, esančius DOE (Department of Energy, JAV) techniniame standarte [16].



10 pav. RESRAD programinės įrangos modeliai [16].

4.7. RESRAD-OFFSITE naudojamas pasiskirstymo koeficientas

Pasiskirstymo koeficientas K_d yra santykis tarp tirpinio masės, adsorbuotos ar nusėdusios ant dirvožemio, ir skystos fazės tirpinio koncentracijos įvairiose transportavimo vietose. Kiekvieno radionuklido pasiskirstymo koeficientas yra nustatytas, tačiau jis gali skirtis priklausomai nuo cheminės formos, dirvožemio tipo, pH koncentracijos, redokso potencialo. Pasiskirstymo koeficientas taip pat nustato greitį, kuriuo radionuklidai yra infiltracijos pernešami žemyn per pirminio užteršimo zoną.

Pasiskirstymo koeficiento skaičiavimo formulė:

$$K_d = \frac{I - \mu T_{pc} \Theta_{pc}}{\mu T_{pc} \rho_b} \geq 0 \quad (1)$$

čia K_d – pasiskirstymo koeficientas (cm^3/g); I – infiltracijos lygis (m/metai); μ – pirmos eilės išplovimo greitis (metai^{-1}); Θ_{pc} – bendras drėgmės kiekis pirminiame užteršime; ρ_b – pirminio užteršimo tūrinis tankis (g/cm^3); T_{pc} – pirminio užteršimo pradinis storis (m) [18, 19].

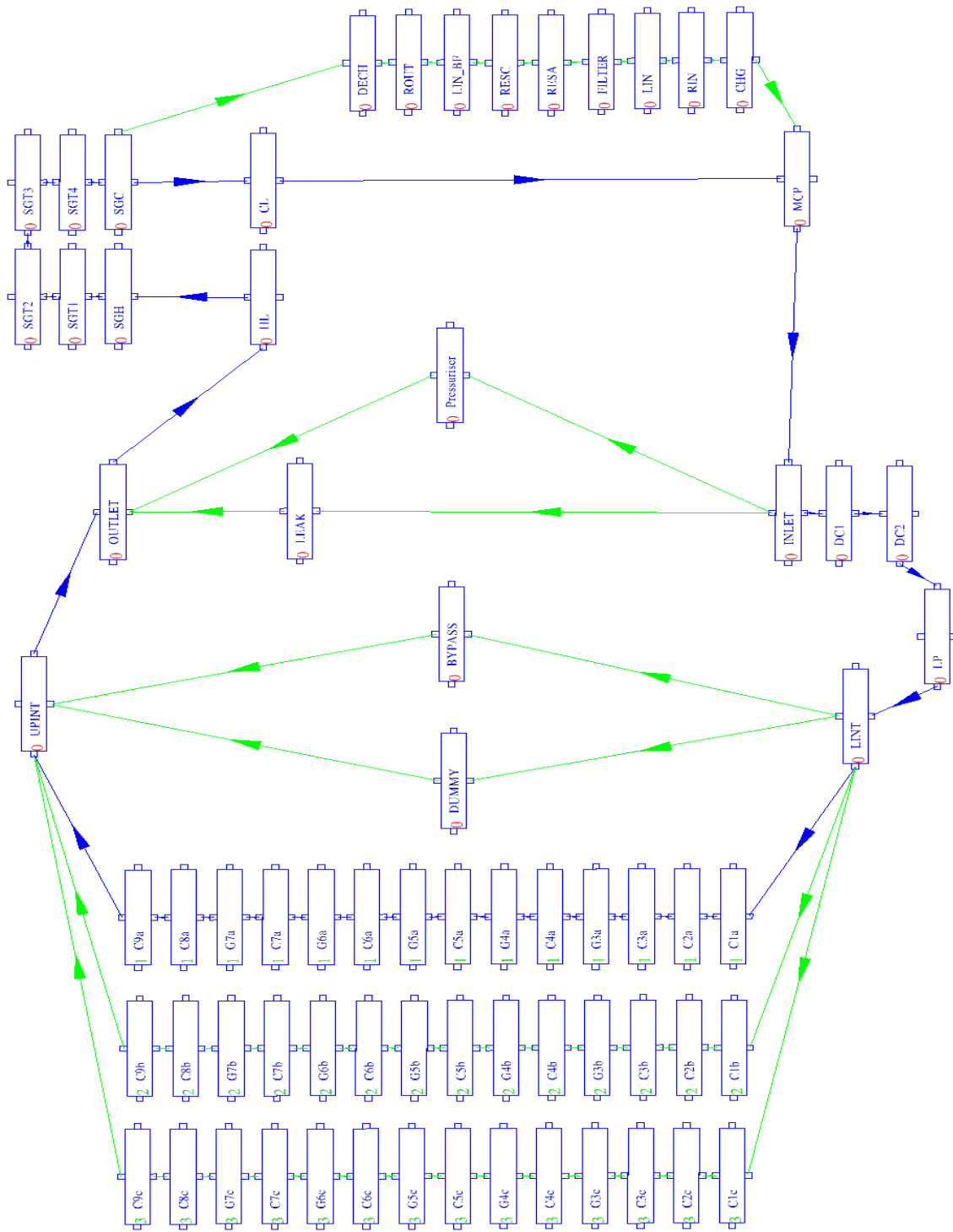
5. Tyrimo metodika

Šiame darbe nagrinėjami 14 radionuklidų izotopų: ^{94}Nb , ^{99}Tc , ^{14}C , ^{129}I , ^{241}Am , ^{241}Pu , ^{243}Cm , ^{235}U , ^{238}U , ^{234}U , ^{238}Pu , ^{240}Pu , ^{244}Cm , ^{239}Pu . Šių izotopų pusamžiai, pasiskirstymo koeficientai ir skilimo tipai pateikti 1 lentelėje.

1 lentelė. Darbe nagrinėtų radioaktyviųjų izotopų pusamžiai, pasiskirstymo koeficientai ir skilimo tipai [20].

Nuklidas	$T_{1/2}$ (metai)	K_d (cm^3/g)	Skilimo tipas
^{94}Nb	20300	0	β^-
^{99}Tc	211000	0	β^-
^{14}C	5730	0	β^-
^{129}I	15,7 mln.	0,1	β^-
^{241}Am	432	20	α
^{241}Pu	14	2000	β^-
^{243}Cm	29	1380	α
^{235}U	703 mln.	50	α
^{238}U	4,47 mlrd.	50	α
^{234}U	0,24 mln.	50	α
^{238}Pu	88	2000	α
^{240}Pu	6567	2000	α
^{244}Cm	18	1380	α
^{239}Pu	24125	2000	α

Pirmiausia pasinaudojus programa OSCAR buvo nustatyta minėtųjų radionuklidų paviršinė tarša pirmajame cirkuliaciniame kontūre. 11 pav. pavaizduota OSCAR programos pagalba sukurta ir naudota VVER-440/230 reaktoriaus pirmojo cirkuliacinio kontūro modelio schema radionuklidų paviršinei taršai nustatyti.



11 pav. OSCAR programoje naudojamas VVER-440/230 pirmojo cirkuliacinio kontūro modelis radionuklidų taršai nustatyti.

11 pav. pavaizduoti tokios reaktoriaus pirmojo cirkuliacinio kontūro dalys (regionai):

- HL (angl. *hot leg*) – atitinka šešias cirkuliacines kilpas esančias PCK (paviršiai esantys nuo išėjimo iš reaktoriaus iki įėjimo į garo generatorius).
- SGH, SGT1, SGT2, SGT3, SGT4, SGC (angl. *sg* – *steam generator*) – atitinka šešis garo generatorius esančius PCK.

- CL (angl. *cold leg*) – atitinka šešias „šaltas kojas“ esančias PCK (paviršiai esantys nuo išėjimo iš garo generatoriaus iki įėjimo į siurblių).

- MCP – atitinka šešis pagrindinius cirkuliacinius siurblius PCK.

- Vandens valymo sistemą (SVO-1) sudaro: DECH (šis regionas žymi SVO-1 sistemos vamzdynus iš PCK į šilumokaitį); ROUT (atitinka regeneracinio šilumokaičio išorinį tūrį ir aušintuve pratekantį vandens kiekį); RESC, FILTER, RESA (valymo sistema žyminti skirtingas filtravimo medžiagų talpas (katijoninė, anijoninė ir mišri)); LIN (žymi šaltąją (50°C) SVO-1 vamzdynų dalį iš šilumokaičio per SVO-1 sistemą ir atgal į šilumokaitį); RIN (vidiniai šilumokaičio vamzdžiai); CHG (žymi karštąją (261°C) SVO-1 dalį nuo šilumokaičio išėjimo iki PCK).

- Reaktoriaus aktyviają zoną atitinka INLET, LEAK, DC1, DC2, LP, LINT, BYPASS, C*, G*, DUMMY, UPINT, OUTLET regionai. C***, G***, DUMMY regionai atitinka karščiausias reaktoriaus šerdies dalis (kuro ir valdymo strypus).

Šių regionų pagrindinė charakteristika pateikiama 2 priede.

Į radioaktyviųjų atliekų atliekyną buvo sudėti HL, SGH, SGT1, SGT2, SGT3, SGT4, SGC, CL, Pressuriser, DECH, ROUT, RESC, RESA, FILTER, LIN, RIN, CHG, MCP regionus sudarantys komponentai.

Radioaktyviųjų atliekų atliekynas ir radionuklidų išėjimas iš jo buvo sumodeliuotas RESRAD-OFFSITE programa. Buvo sumodeliuoti minėtieji 14 radionuklidų ir 15 radionuklidų išėjimų kelių iš radioaktyviųjų atliekų atliekyno. Modeliuojamų radionuklidų koncentracijos, gautos atlikus pirmojo cirkuliacinio kontūro taršos modeliavimą OSCAR programa, pateiktos 3 priede. Modeliuotas atliekynas buvo 10x10x5 metrų dydžio. Atliekynas buvo 3 metrų gylyje nuo žemės paviršiaus. Radionuklidų išplovimo iš atliekyno greitis 10^{-9} m/s. Atliekyne sudėtų atliekų tankis $1,6 \text{ g/cm}^3$.

6. Darbo rezultatai

Darbo metu buvo sumodeliuoti keturių reaktoriaus blokų pirmųjų cirkuliacinių kontūrų komponentų padėjimas į atliekyną. Gauti rezultatai aptariami 6.1, 6.2, 6.3, 6.4 ir 6.5 skyriuose.

6.1. I reaktoriaus blokas

12, 13, 14 pav. yra pavaizduota sumodeliuotų nuklidų dozės galia. 2 lentelėje pateiktos nuklidų maksimalios dozės galios vertės ir metai, kuriais jos buvo pasiektos.

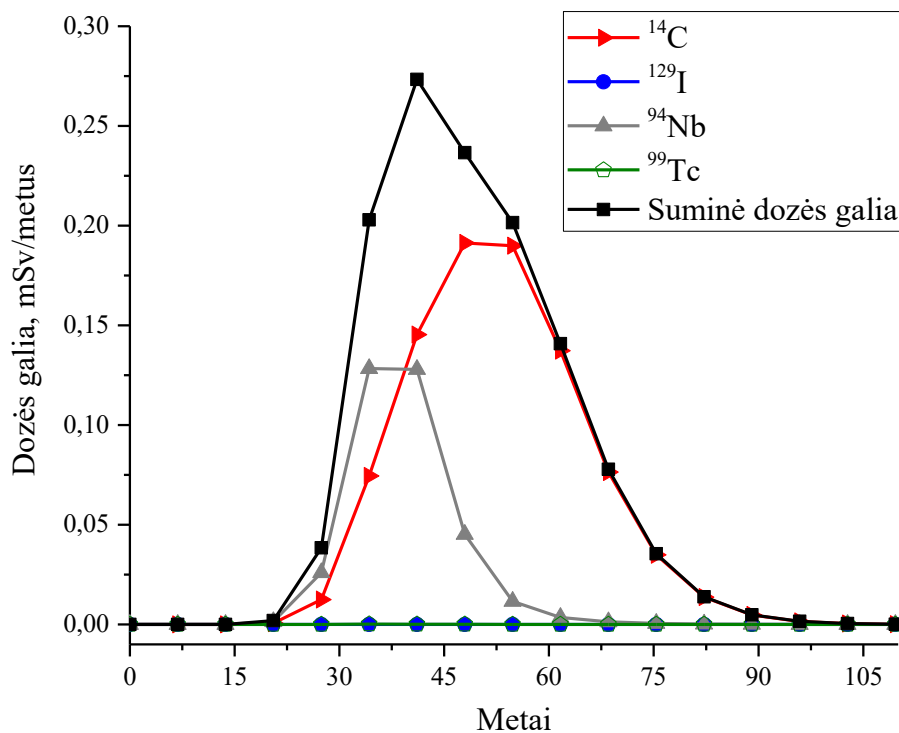
Yra stebimi trys suminės dozės maksimumai:

- Pirmasis ties 41 metais po radioaktyviųjų atliekų įdėjimo į atliekyną, jos reikšmė 0,27 mSv/metus. Didžiausias indėlis šiai suminei dozei yra iš ^{14}C ir ^{94}Nb izotopų.

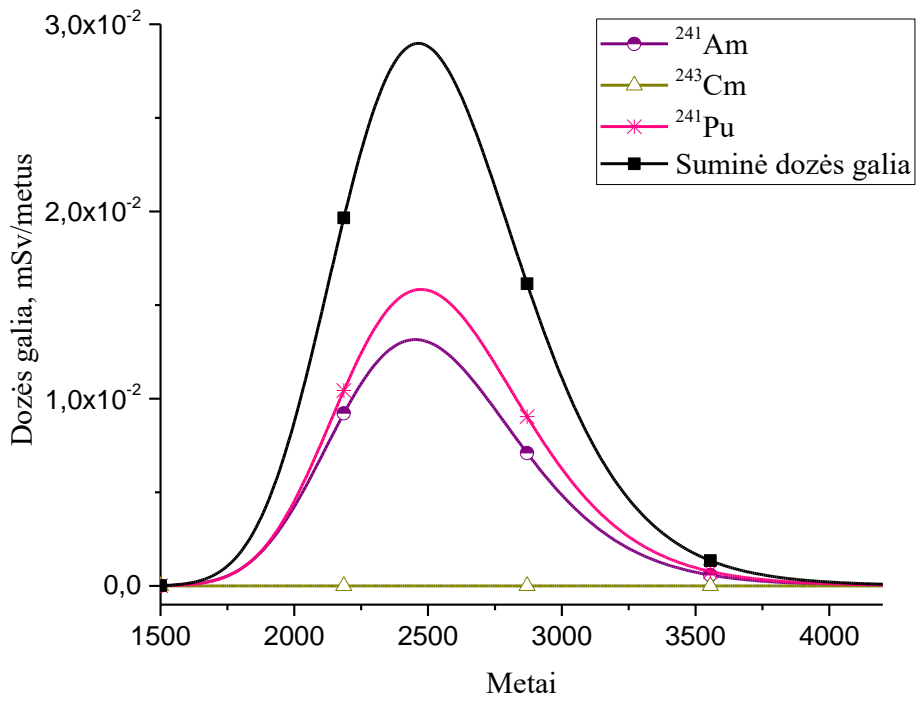
- Antrasis 2435 metais po atliekų įdėjimo į atliekyną, $2,89 \times 10^{-2}$ mSv/metus. Šiam maksimumui didžiausią reikšmę turi ^{241}Am , ^{241}Pu nuklidai.

- Trečiasis ties 6193 metais po atliekų įdėjimo į atliekyną, Maksimali vertė $5,99 \times 10^{-5}$ mSv/metus. Didžiausią reikšmę turi ^{235}U izotopas.

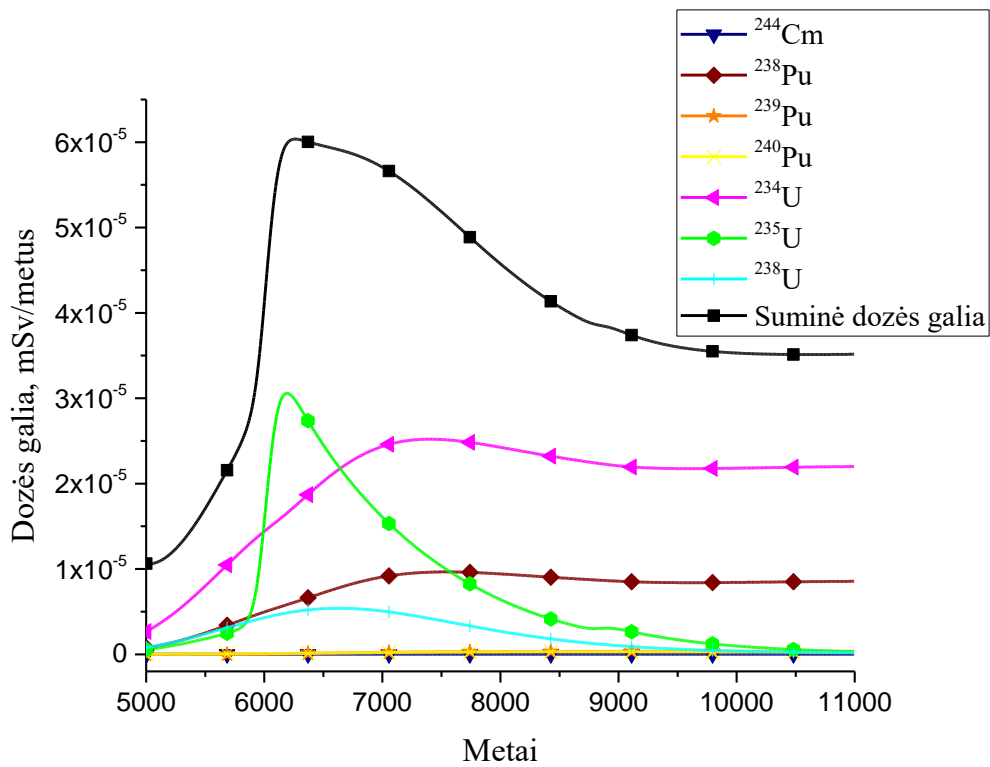
Iš visų trijų maksimalių verčių didžiausia yra pirmoji, 0,27 mSv/metus. Dedant atliekas į atliekyną labiausiai atsižvelgti reikia į ^{14}C ir ^{94}Nb nuklidais užterštas atliekas.



12 pav. Modeliuotų ^{14}C , ^{129}I , ^{94}Nb , ^{99}Tc nuklidų dozės galia.



13 pav. Modeliuotų ^{241}Am , ^{243}Cm , ^{241}Pu nuklidų dozės galia.



14 pav. Modeliuotų ^{244}Cm , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{234}U , ^{235}U , ^{238}U nuklidų dozės galia.

2 lentelė. Sumodeliuotų nuklidų maksimalios vertės ir metai, kuriais jos buvo pasiektos.

Nuklidas	Metai	Didžiausia vertė, mSv/metus
⁹⁴ Nb	34	0,13
⁹⁹ Tc	34	$1,33 \times 10^{-4}$
¹⁴ C	48	0,19
¹²⁹ I	48	$5,23 \times 10^{-6}$
²⁴¹ Am	2453	$1,32 \times 10^{-2}$
²⁴¹ Pu	2473	$1,58 \times 10^{-2}$
²⁴³ Cm	2699	$3,8 \times 10^{-8}$
²³⁵ U	6193	$3,06 \times 10^{-5}$
²³⁸ U	6631	$5,39 \times 10^{-6}$
²³⁴ U	7405	$2,52 \times 10^{-5}$
²³⁸ Pu	7542	$9,65 \times 10^{-6}$
²⁴⁰ Pu	8800	$2,97 \times 10^{-7}$
²⁴⁴ Cm	8830	$6,87 \times 10^{-9}$
²³⁹ Pu	9770	$3,55 \times 10^{-7}$

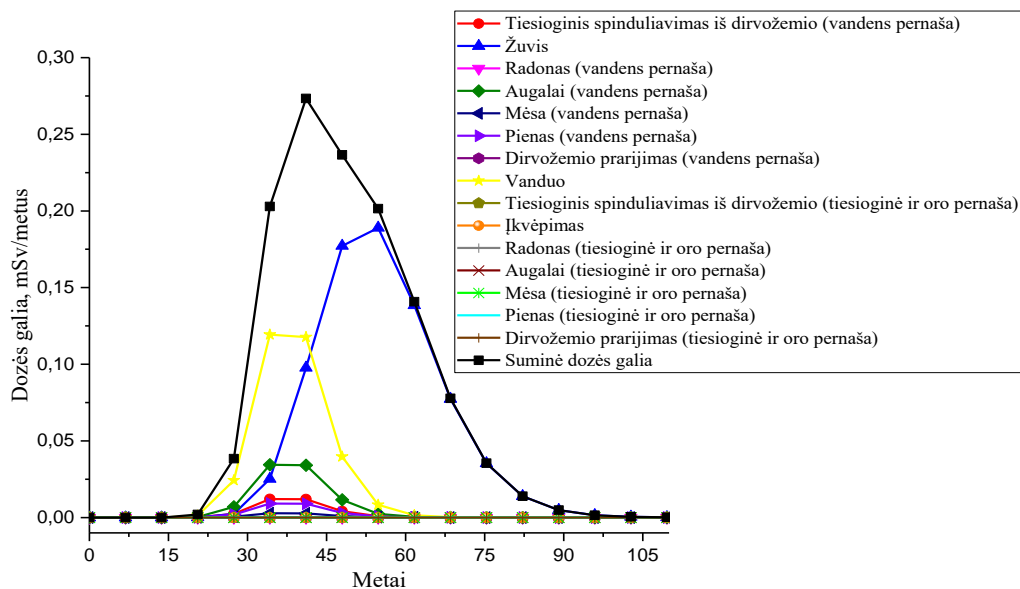
15, 16, 17 pav. yra pavaizduotas suminės dozės pasiskirstymas pagal radionuklidų išėjimo iš atliekyno kelius. Šiuose rezultatuose stebimos tos pačios suminės dozės maksimalios vertės.

- Pirmoji ties 41 metais po radioaktyviųjų atliekų įdėjimo į atliekyną, didžiausia koncentracija duotuoju momentu pasižymi ¹⁴C ir ⁹⁴Nb izotopai. Šiems izotopams lengviausias kelias išeiti iš radioaktyviųjų atliekų atliekyno ir pasiekti žmones ir aplinką yra per gruntinius vandenis pasiekti geriamąjį vandenį, augalus ir žuvis (žuvys atitinka ežero ar kito vandens telkinio ekosistemą). Taigi ~41 metus žmogui yra didžiausia rizika gauti radionuklidų iš vandens ir žuvų.

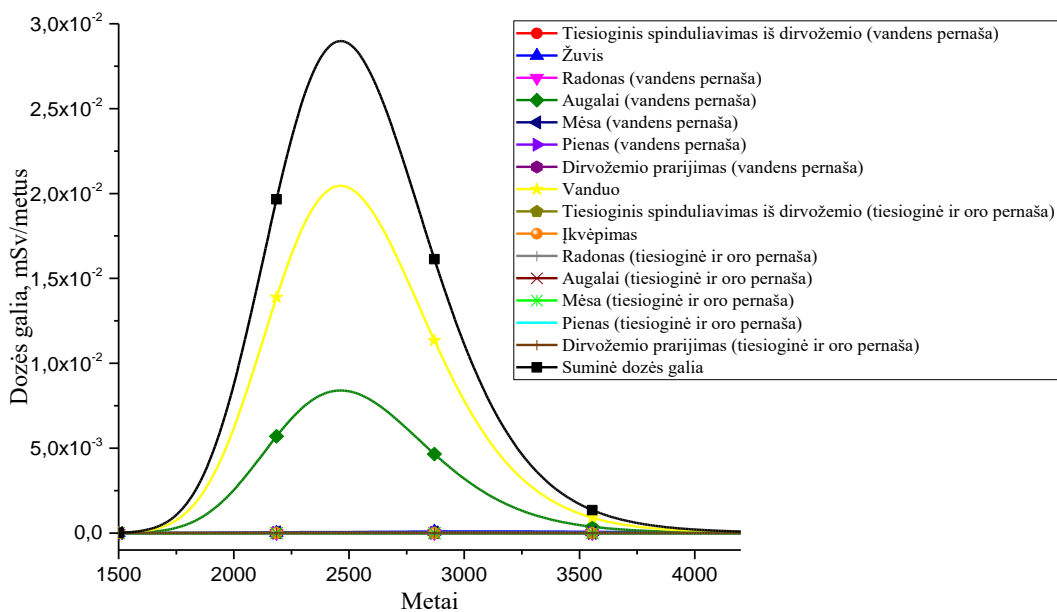
- Antroji 2435 metais po atliekų įdėjimo į atliekyną. Tuo metu didžiausi radionuklidų (²⁴¹Am, ²⁴¹Pu) kiekiai vandenyje ir augaluose.

- Trečioji ties 6193 metais po atliekų įdėjimo į atliekyną. Šiuo atveju didžiausi radionuklidų kiekiai taip pat yra vandenyje ir augaluose.

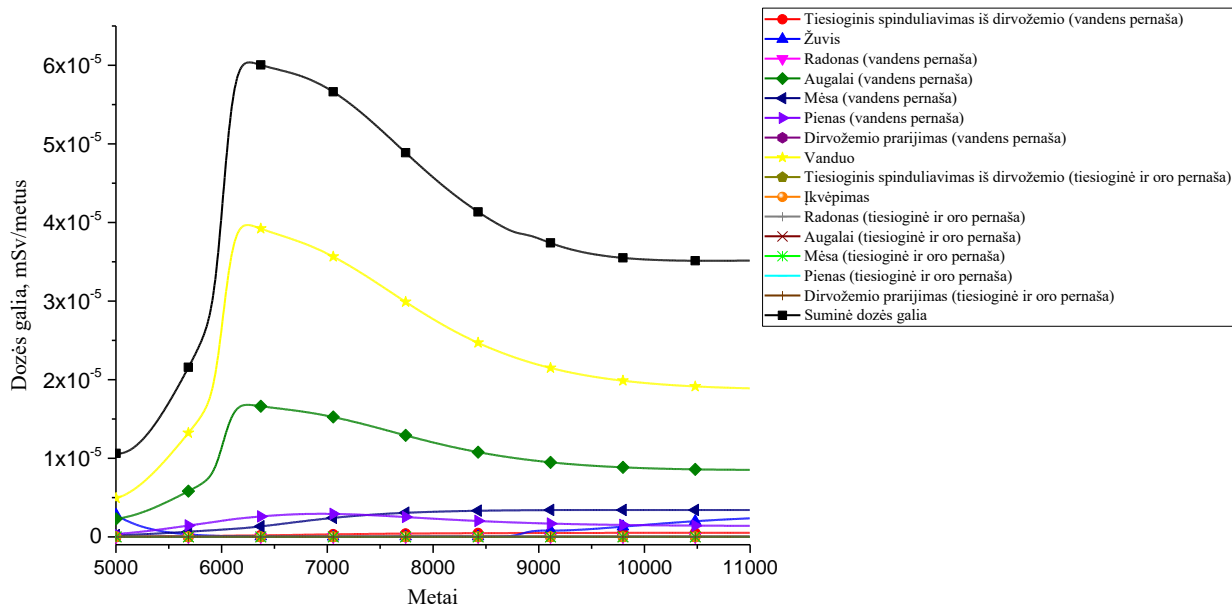
Visuose stebimuose išėjimo kelių maksimumuose radionuklidai atsiranda pernešami vandens nuo atliekyno iki fiksuojamos teritorijos.



15 pav. Sumodeliuotų radionuklidų išėjimo iš atliekyno keliai.



16 pav. Sumodeliuotų radionuklidų išėjimo iš atliekyno keliai.



17 pav. Sumodeliuotų radionuklidų išėjimo iš atliekyno keliai.

6.2. II reaktoriaus blokas

18, 19, 20 pav. yra pavaizduota sumodeliuotų nuklidų dozės galia. 3 lentelėje pateiktos nuklidų maksimalios dozės galios vertės ir metai, kuriais jos buvo pasiektos.

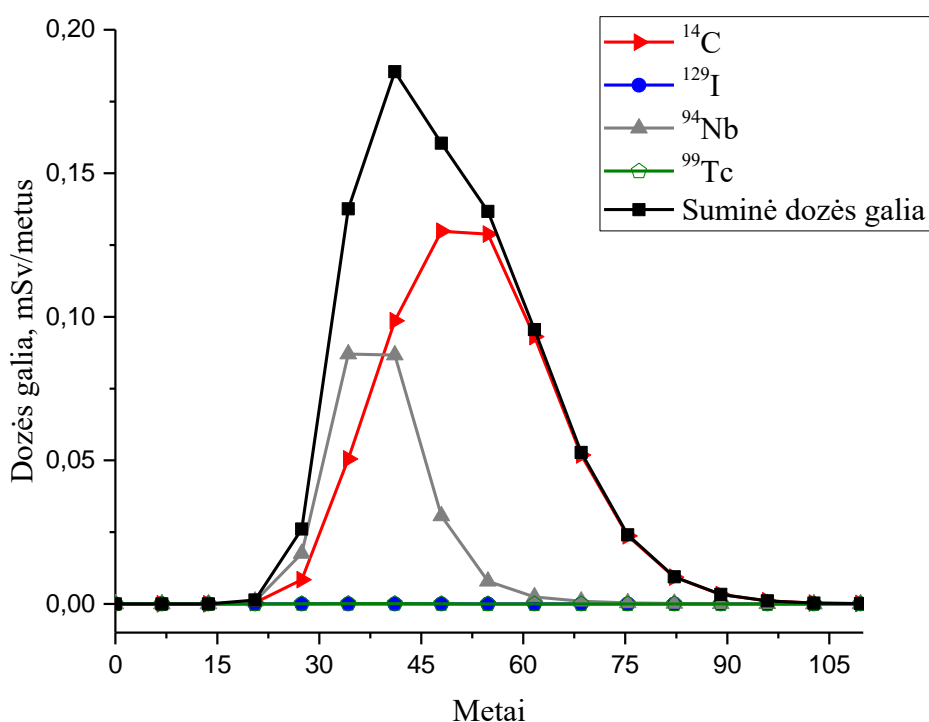
Yra stebimi trys suminės dozės maksimumai:

- Pirmasis ties 41 metais po radioaktyviųjų atliekų įdėjimo į atliekyną, jos reikšmė 0,18 mSv/metus. Didžiausias indėlis šiai suminei dozei yra iš ^{14}C ir ^{94}Nb izotopų.

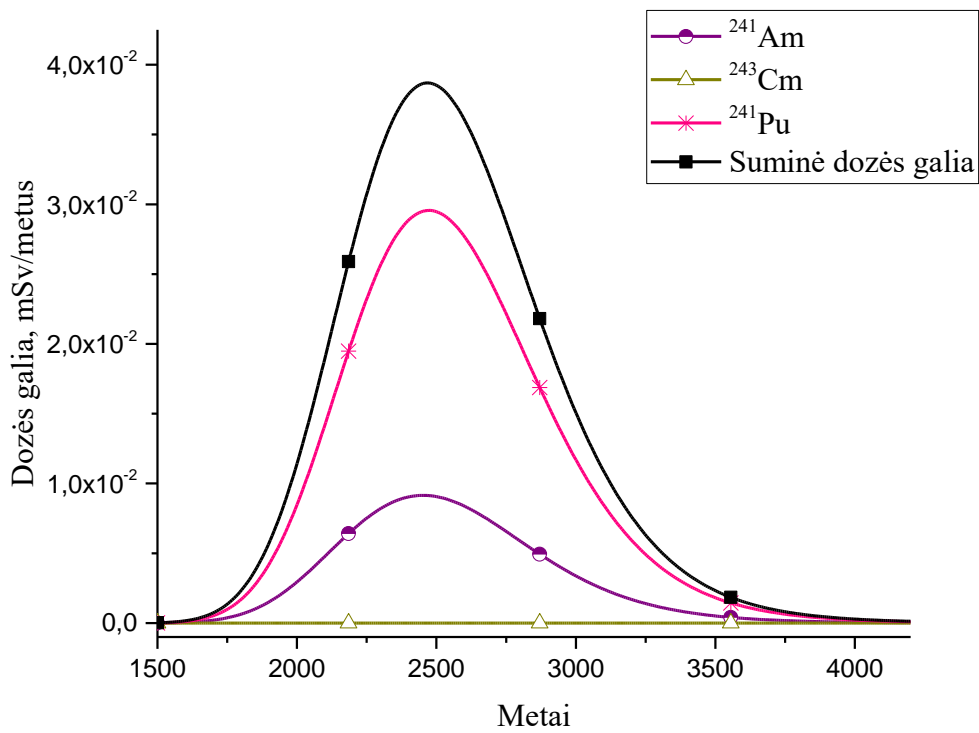
- Antrasis 2460 metais po atliekų įdėjimo į atliekyną, $3,87 \times 10^{-2}$ mSv/metus. Šiam maksimumui didžiausią reikšmę turi ^{241}Am , ^{241}Pu nuklidai.

- Trečiasis ties 6240 metais po atliekų įdėjimo į atliekyną, Maksimali vertė $4,32 \times 10^{-5}$ mSv/metus. Didžiausią reikšmę turi ^{235}U izotopas.

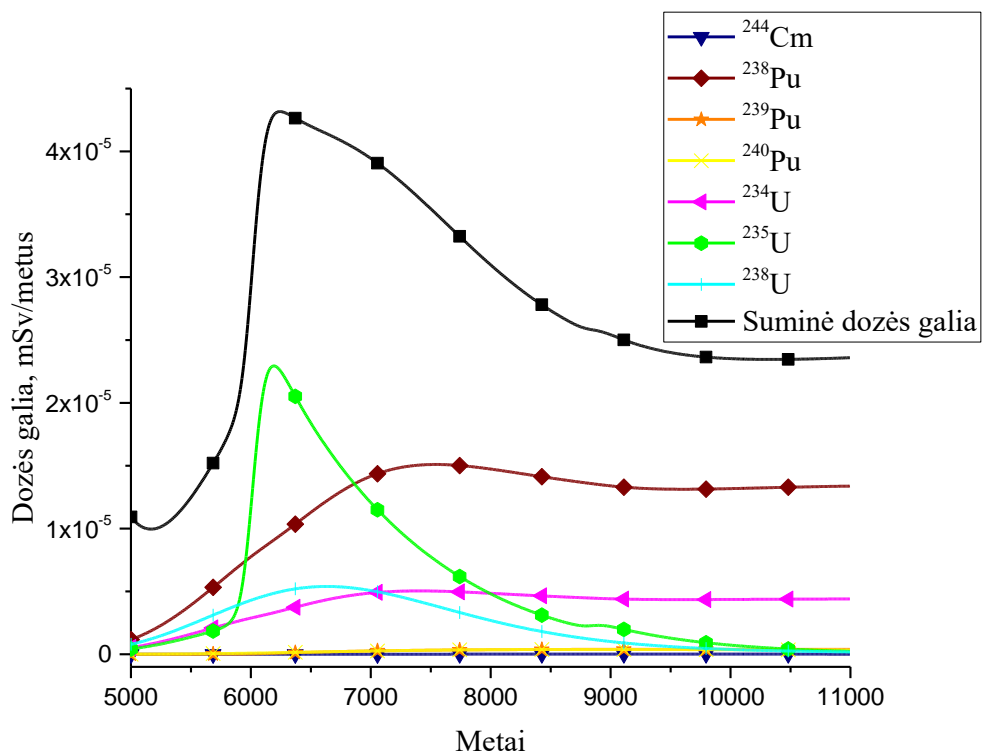
Iš visų trijų maksimalų verčių didžiausia yra pirmoji, 0,18 mSv/metus. Dedant atliekas į atliekyną labiausiai atsižvelgti reikia į ^{14}C ir ^{94}Nb nuklidais užterštas atliekas.



18 pav. Modeliuotų ^{14}C , ^{129}I , ^{94}Nb , ^{99}Tc nuklidų dozės galia.



19 pav. Modeliuotų ^{241}Am , ^{243}Cm , ^{241}Pu nuklidų dozės galia.



20 pav. Modeliuotų ^{244}Cm , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{234}U , ^{235}U , ^{238}U nuklidų dozės galia.

3 lentelė. Sumodeliuotų nuklidų maksimalios vertės ir metai, kuriais jos buvo pasiektos.

Nuklidas	Metai	Didžiausia vertė, mSv/metus
⁹⁴ Nb	34	$8,70 \times 10^{-2}$
⁹⁹ Tc	34	$8,85 \times 10^{-5}$
¹⁴ C	48	0,13
¹²⁹ I	48	$5,23 \times 10^{-6}$
²⁴¹ Am	2453	$9,15 \times 10^{-3}$
²⁴¹ Pu	2473	$2,96 \times 10^{-2}$
²⁴³ Cm	2699	$6,08 \times 10^{-8}$
²³⁵ U	6193	$2,29 \times 10^{-5}$
²³⁸ U	6631	$5,39 \times 10^{-6}$
²³⁴ U	7405	$5,04 \times 10^{-6}$
²³⁸ Pu	7542	$1,51 \times 10^{-5}$
²⁴⁰ Pu	8803	$3,85 \times 10^{-7}$
²⁴⁴ Cm	8830	$9,97 \times 10^{-9}$
²³⁹ Pu	9770	$3,98 \times 10^{-7}$

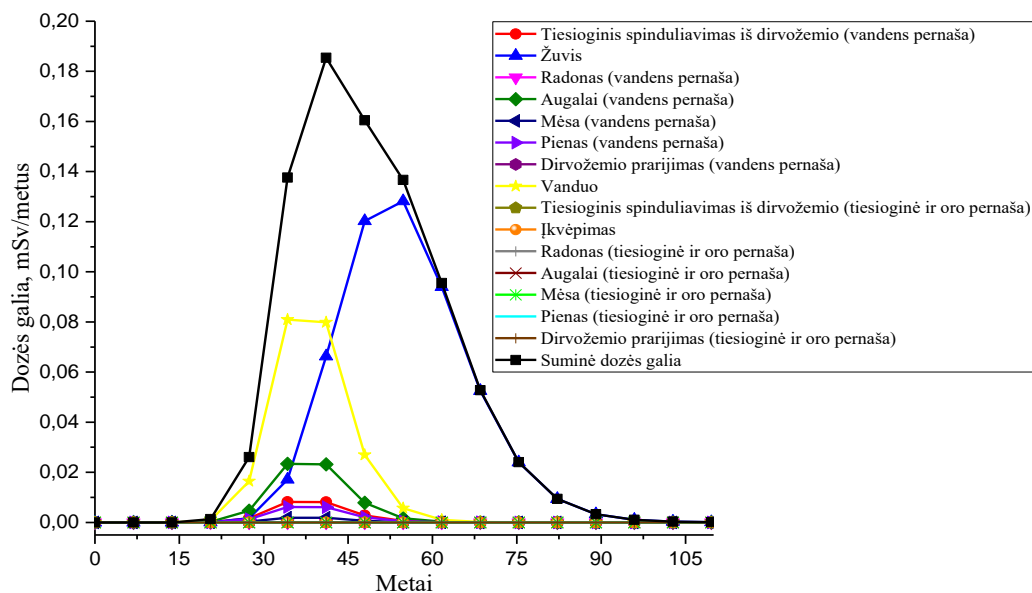
21, 22, 23 pav. yra pavaizduotas suminės dozės pasiskirstymas pagal radionuklidų išėjimo iš atliekyno kelius. Šiuose rezultatuose stebimos tos pačios suminės dozės maksimalios vertės.

- Pirmoji ties 41 metais po radioaktyviųjų atliekų įdėjimo į atliekyną, didžiausia koncentracija duotuoju momentu pasižymi ¹⁴C ir ⁹⁴Nb izotopai. Šie izotopai išėję iš atliekyno žmones ir aplinka pasiekia per gruntinius vandenis, taip atsidurdami geriamajam vandenyje ir žuvyse (žuvys atitinka ežero ar kito vandens telkinio ekosistemą).

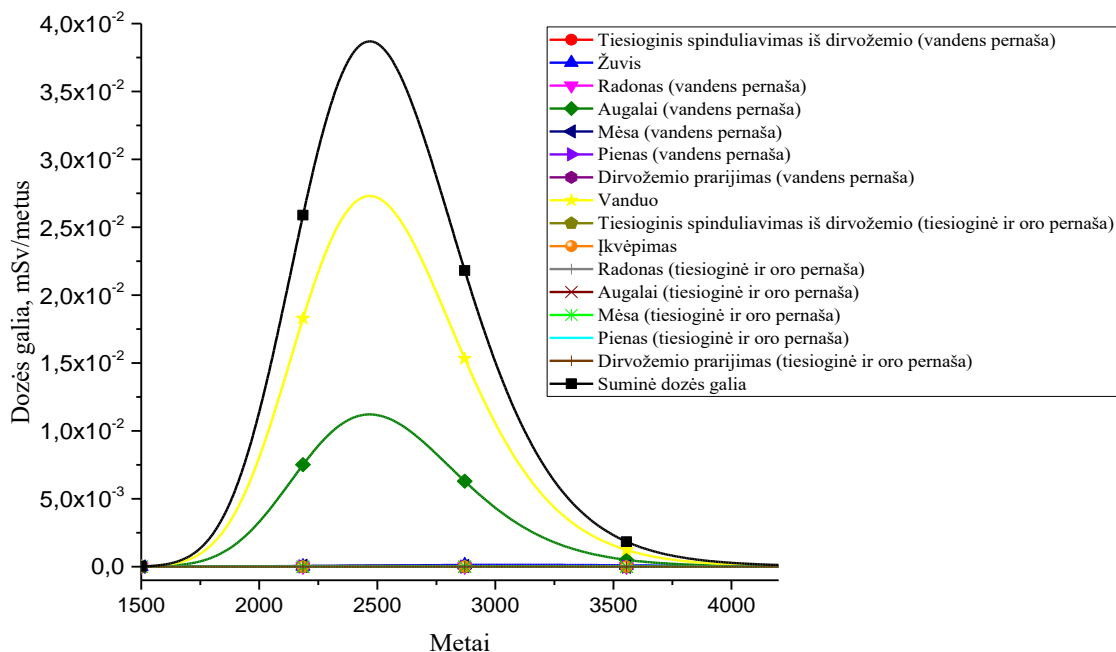
- Antroji 2460 metais po atliekų įdėjimo į atliekyną. Tuo metu didžiausi radionuklidų (²⁴¹Am, ²⁴¹Pu) kiekiai vandenyje ir augaluose.

- Trečioji ties 6240 metais po atliekų įdėjimo į atliekyną. Šiuo atveju didžiausi radionuklidų kiekiai taip pat yra vandenyje ir augaluose.

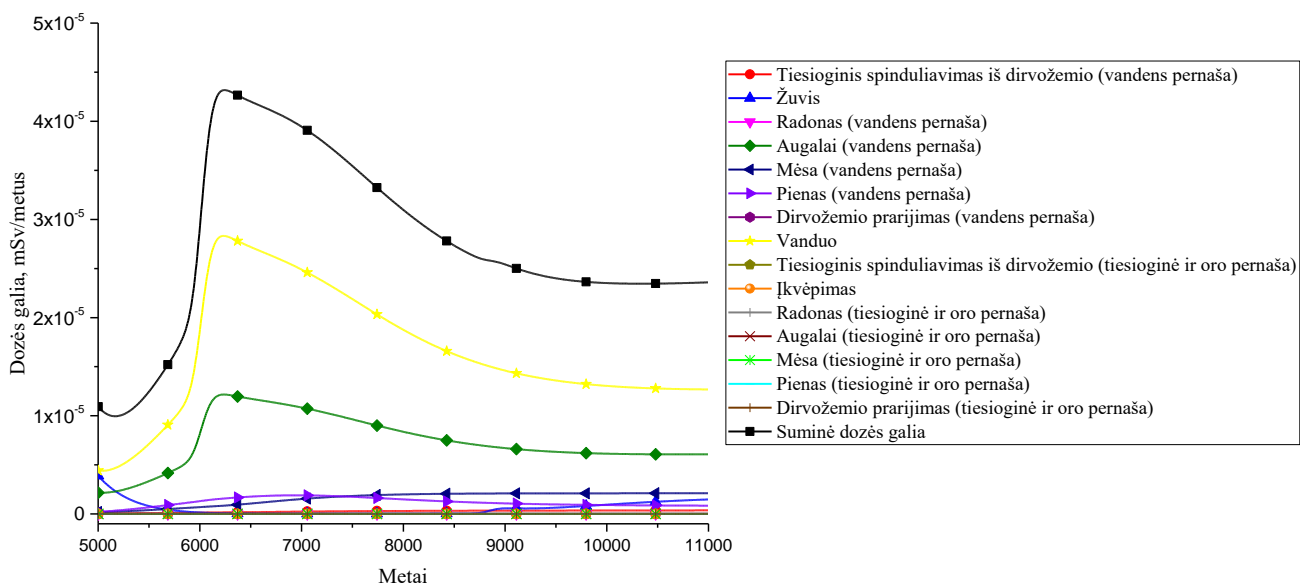
Visuose stebimuose išėjimo kelių maksimumuose radionuklidai atsiranda pernešami vandens nuo atliekyno iki fiksuojamos teritorijos.



21 pav. Sumodeliuotų radionuklidų išėjimo iš atliekyno keliai.



22 pav. Sumodeliuotų radionuklidų išėjimo iš atliekyno keliai.



23 pav. Sumodeliuotų radionuklidų išėjimo iš atliekyno keliai.

6.3. III reaktoriaus blokas

24, 25, 26 pav. yra pavaizduota sumodeliuotų nuklidų dozės galia. 4 lentelėje pateiktos nuklidų maksimalios dozės galios vertės ir metai, kuriais jos buvo pasiektos.

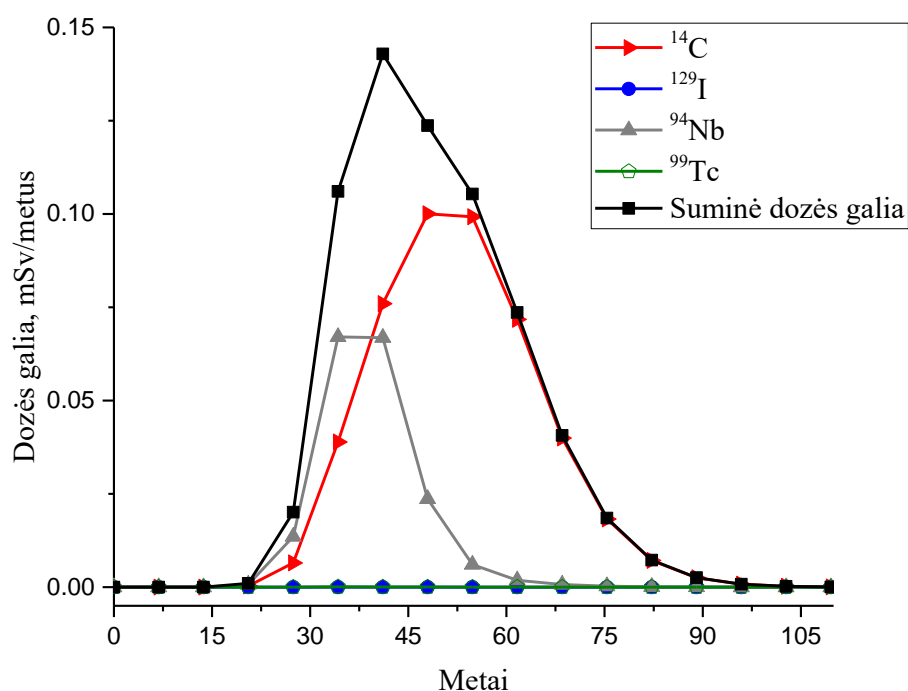
Yra stebimi trys suminės dozės maksimumai:

- Pirmasis ties 41 metais po radioaktyviųjų atliekų įdėjimo į atliekyną, jos reikšmė 0,14 mSv/metus. Didžiausias indėlis šiai suminei dozei yra iš ^{14}C ir ^{94}Nb izotopų.

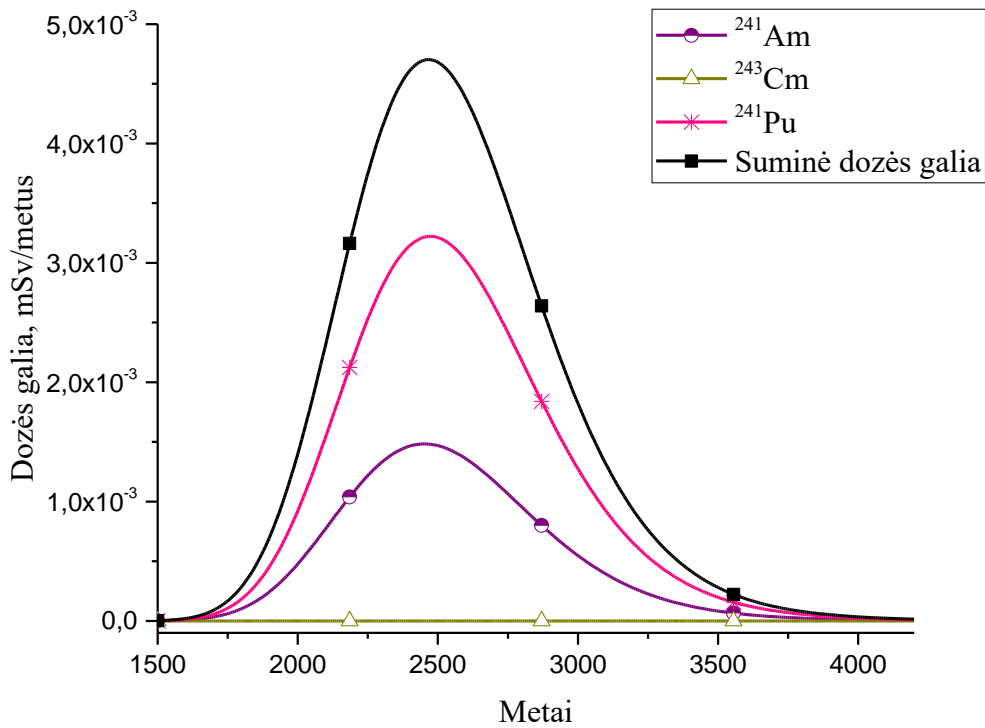
- Antrasis 2466 metais po atliekų įdėjimo į atliekyną, $4,7 \times 10^{-3}$ mSv/metus. Šiam maksimumui didžiausią reikšmę turi ^{241}Am , ^{241}Pu nuklidai.

- Trečiasis ties 6200 metais po atliekų įdėjimo į atliekyną, Maksimali vertė $5,22 \times 10^{-6}$ mSv/metus. Didžiausią reikšmę turi ^{235}U izotopas.

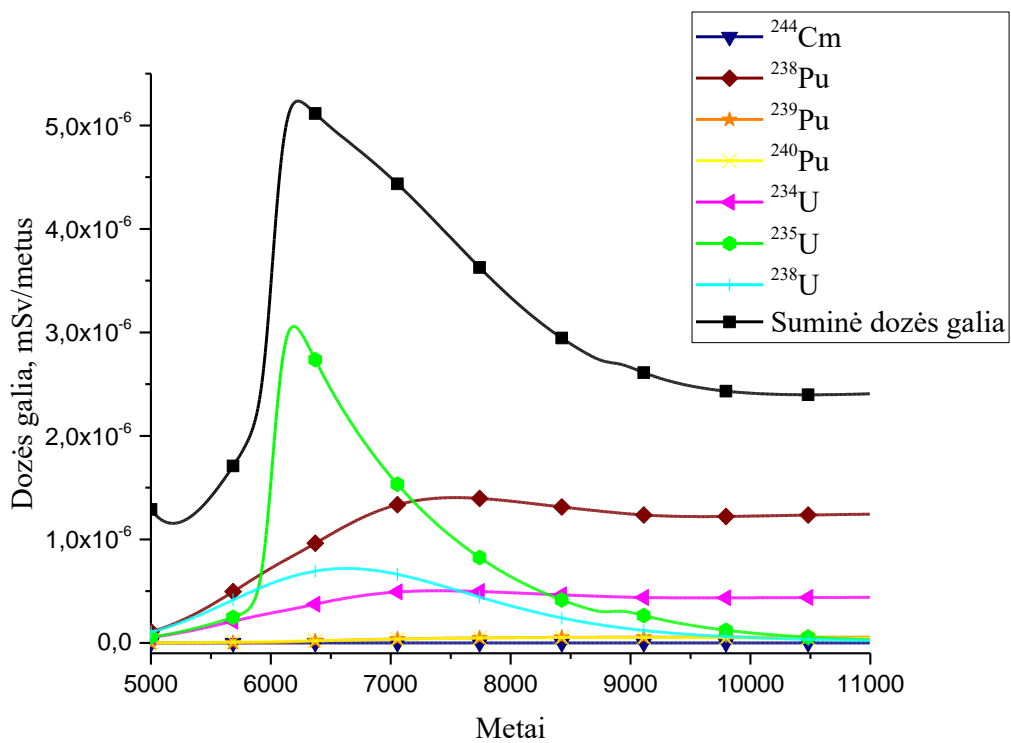
Iš visų trijų maksimalų verčių didžiausia yra pirmoji, 0,14 mSv/metus. Dedant atliekas į atliekyną labiausiai atsižvelgti reikia į ^{14}C ir ^{94}Nb nuklidais užterštas atliekas.



24 pav. Modeliuotų ^{14}C , ^{129}I , ^{94}Nb , ^{99}Tc nuklidų dozės galia.



25 pav. Modeliuotų ^{241}Am , ^{243}Cm , ^{241}Pu nuklidų reikšmė suminei dozės galiai.



26 pav. Modeliuotų ^{244}Cm , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{234}U , ^{235}U , ^{238}U nuklidų dozės galia.

4 lentelė. Sumodeliuotų nuklidų maksimalios vertės ir metai, kuriais jos buvo pasiektos.

Nuklidas	Metai	Didžiausia vertė, mSv/metus
⁹⁴ Nb	34	$6,71 \times 10^{-2}$
⁹⁹ Tc	34	$6,64 \times 10^{-5}$
¹⁴ C	48	0,1
¹²⁹ I	48	$1,05 \times 10^{-6}$
²⁴¹ Am	2453	$1,48 \times 10^{-3}$
²⁴¹ Pu	2473	$3,22 \times 10^{-3}$
²⁴³ Cm	2699	$3,8 \times 10^{-9}$
²³⁵ U	6193	$3,06 \times 10^{-6}$
²³⁸ U	6631	$7,19 \times 10^{-7}$
²³⁴ U	7400	$5,04 \times 10^{-7}$
²³⁸ Pu	7542	$1,40 \times 10^{-6}$
²⁴⁰ Pu	8803	$5,21 \times 10^{-8}$
²⁴⁴ Cm	8830	$4,25 \times 10^{-10}$
²³⁹ Pu	9770	$5,61 \times 10^{-8}$

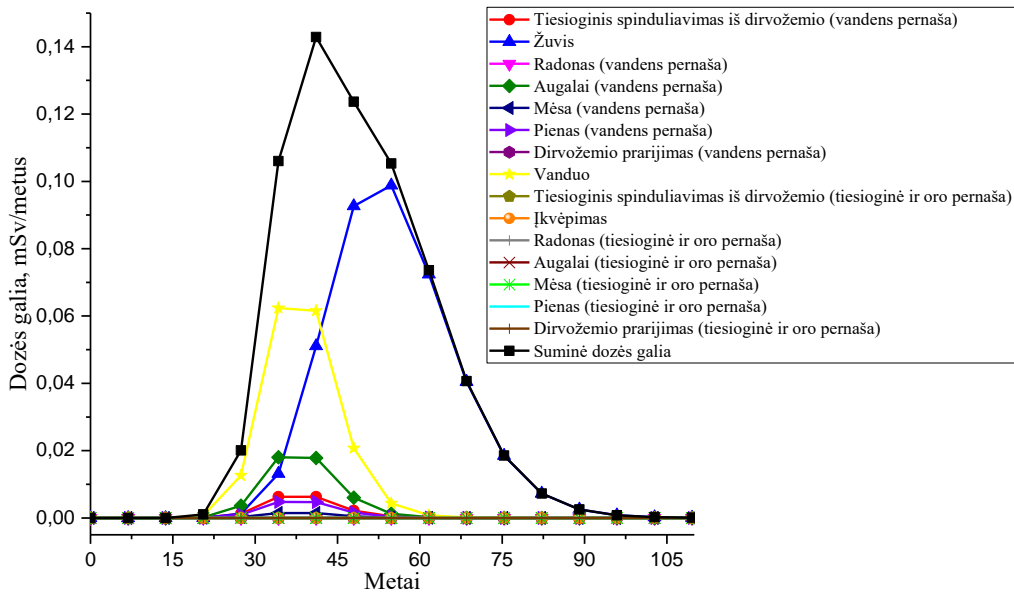
27, 28, 29 pav. yra pavaizduotas suminės dozės pasiskirstymas pagal radionuklidų išėjimo iš atliekyno kelius. Šiuose rezultatuose stebimos tos pačios suminės dozės maksimalios vertės.

- Pirmoji ties 41 metais po radioaktyviųjų atliekų įdėjimo į atliekyną, didžiausia koncentracija duotuoju momentu pasižymi ¹⁴C ir ⁹⁴Nb izotopai. Šie izotopai išėję iš atliekyno žmones ir aplinka pasiekia per gruntinius vandenis, taip atsidurdami geriamajam vandenyje ir žuvyse (žuvys atitinka ežero ar kito vandens telkinio ekosistemą).

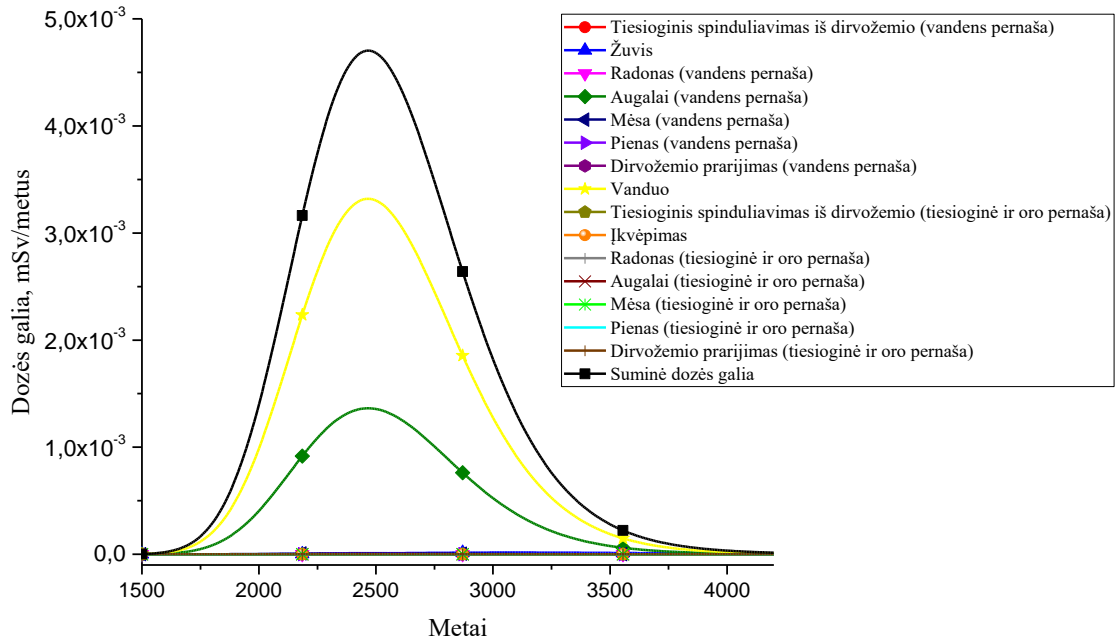
- Antroji 2466 metais po atliekų įdėjimo į atliekyną. Tuo metu didžiausi radionuklidų (²⁴¹Am, ²⁴¹Pu) kiekiai vandenyje ir augaluose.

- Trečioji ties 6200 metais po atliekų įdėjimo į atliekyną. Šiuo atveju didžiausi radionuklidų kiekiai taip pat yra vandenyje ir augaluose.

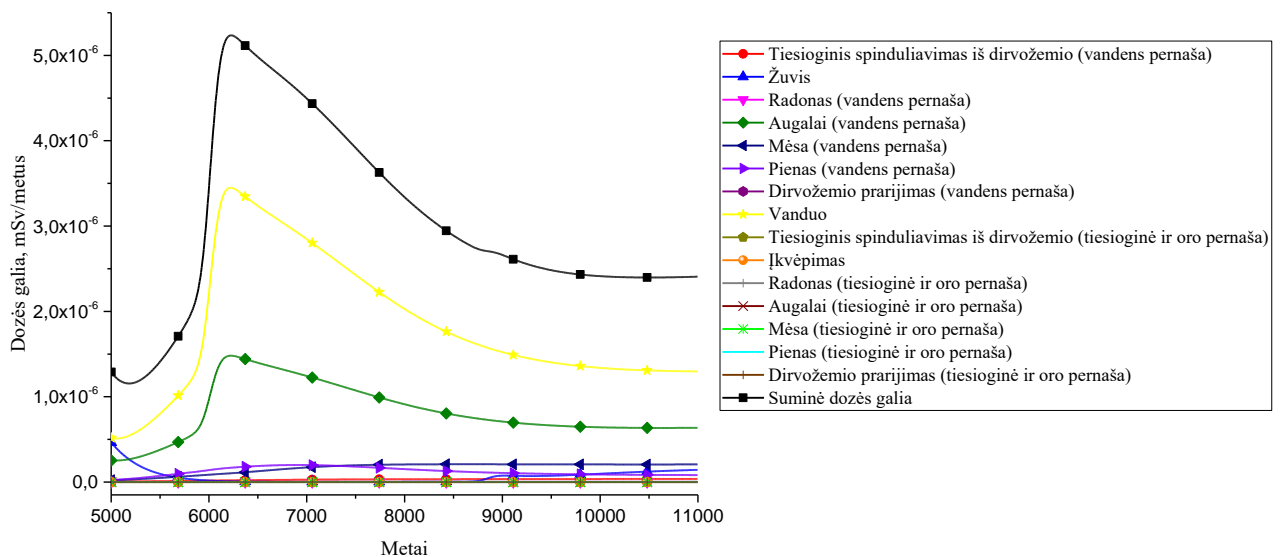
Visuose stebimuose išėjimo kelių maksimumuose radionuklidai atsiranda pernešami vandens nuo atliekyno iki fiksuojamos teritorijos.



27 pav. Sumodeliuotų radionuklidų išėjimo iš atliekyno keliai.



28 pav. Sumodeliuotų radionuklidų išėjimo iš atliekyno keliai.



29 pav. Sumodeliuotų radionuklidų išėjimo iš atliekyno keliai.

6.4. IV reaktoriaus blokas

30, 31, 32 pav. yra pavaizduota sumodeliuotų nuklidų dozės galia. 5 lentelėje pateiktos nuklidų maksimalios dozės galios vertės ir metai, kuriais jos buvo pasiektos.

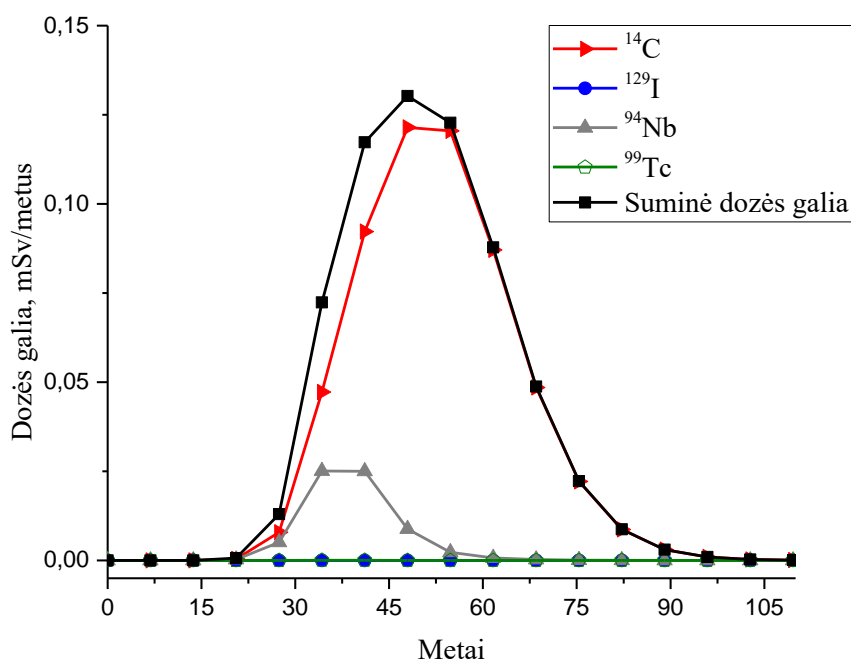
Yra stebimi trys suminės dozės maksimumai:

- Pirmasis ties 48 metais po radioaktyviųjų atliekų įdėjimo į atliekyną, jos reikšmė 0,13 mSv/metus. Didžiausias indėlis šiai suminei dozei yra iš ^{14}C izotopo.

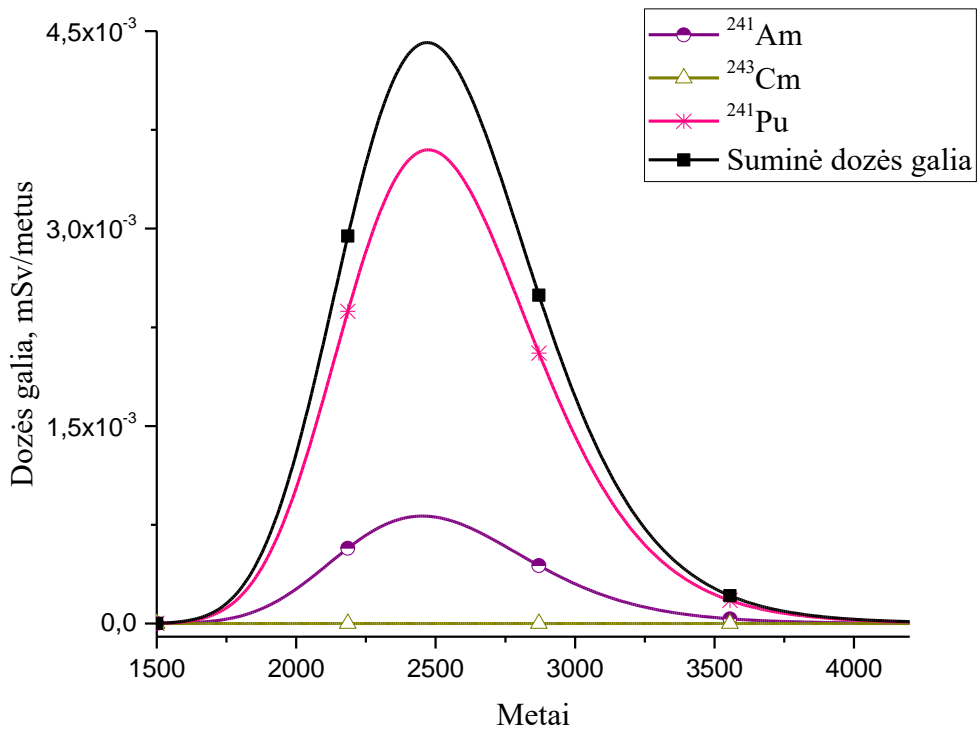
- Antrasis 2470 metais po atliekų įdėjimo į atliekyną, $4,41 \times 10^{-3}$ mSv/metus. Šiam maksimumui didžiausią reikšmę turi ^{241}Am , ^{241}Pu nuklidai.

- Trečiasis ties 6220 metais po atliekų įdėjimo į atliekyną, Maksimali vertė $4,87 \times 10^{-6}$ mSv/metus. Didžiausią reikšmę turi ^{235}U ir ^{238}Pu izotopai.

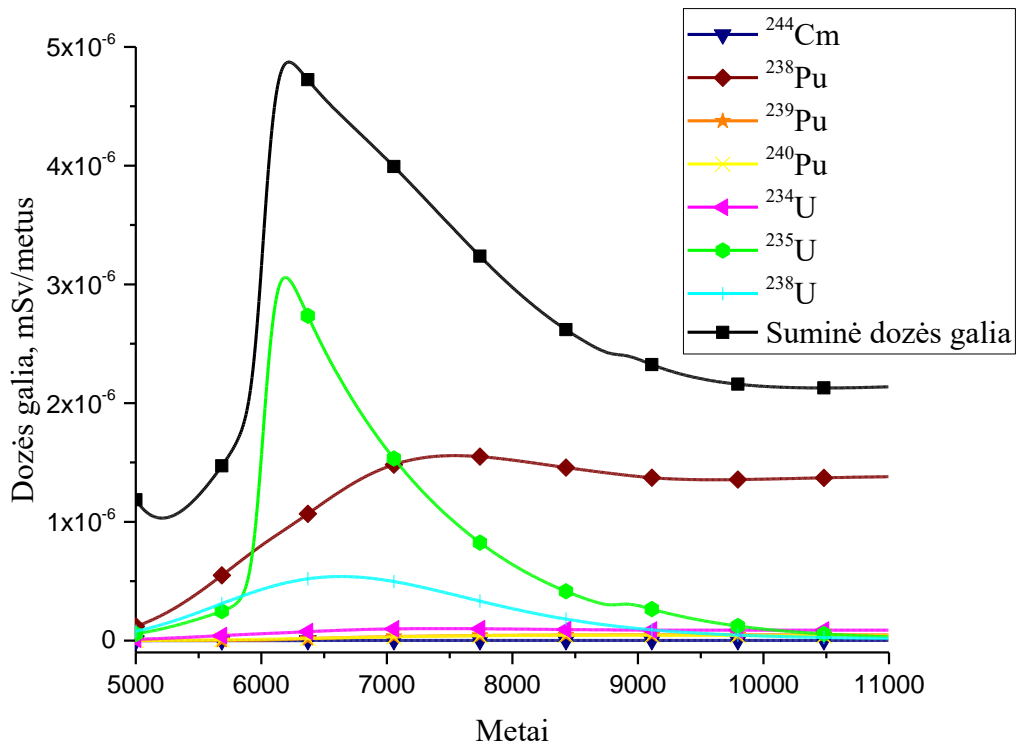
Iš visų trijų maksimalų verčių didžiausia yra pirmoji, 0,12 mSv/metus. Dedant atliekas į atliekyną labiausiai atsižvelgti reikia į ^{14}C nuklidu užterštas atliekas.



30 pav. Modeliuotų ^{14}C , ^{129}I , ^{94}Nb , ^{99}Tc nuklidų dozės galia.



31 pav. Modeliuotų ^{241}Am , ^{243}Cm , ^{241}Pu nuklidų dozės galia.



32 pav. Modeliuotų ^{244}Cm , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{234}U , ^{235}U , ^{238}U nuklidų dozės galia.

5 lentelė. Sumodeliuotų nuklidų maksimalios vertės ir metai, kuriais jos buvo pasiektos.

Nuklidas	Metai	Didžiausia vertė, mSv/metus
⁹⁴ Nb	34	$2,51 \times 10^{-2}$
⁹⁹ Tc	34	$5,53 \times 10^{-5}$
¹⁴ C	48	0,12
¹²⁹ I	48	$1,05 \times 10^{-6}$
²⁴¹ Am	2453	$8,16 \times 10^{-4}$
²⁴¹ Pu	2473	$3,6 \times 10^{-3}$
²⁴³ Cm	2699	$7,6 \times 10^{-9}$
²³⁵ U	6193	$3,06 \times 10^{-6}$
²³⁸ U	6631	$5,39 \times 10^{-7}$
²³⁴ U	7400	$1,01 \times 10^{-7}$
²³⁸ Pu	7542	$1,56 \times 10^{-6}$
²⁴⁰ Pu	8803	$4,48 \times 10^{-8}$
²⁴⁴ Cm	8830	$7,91 \times 10^{-10}$
²³⁹ Pu	9770	$4,92 \times 10^{-8}$

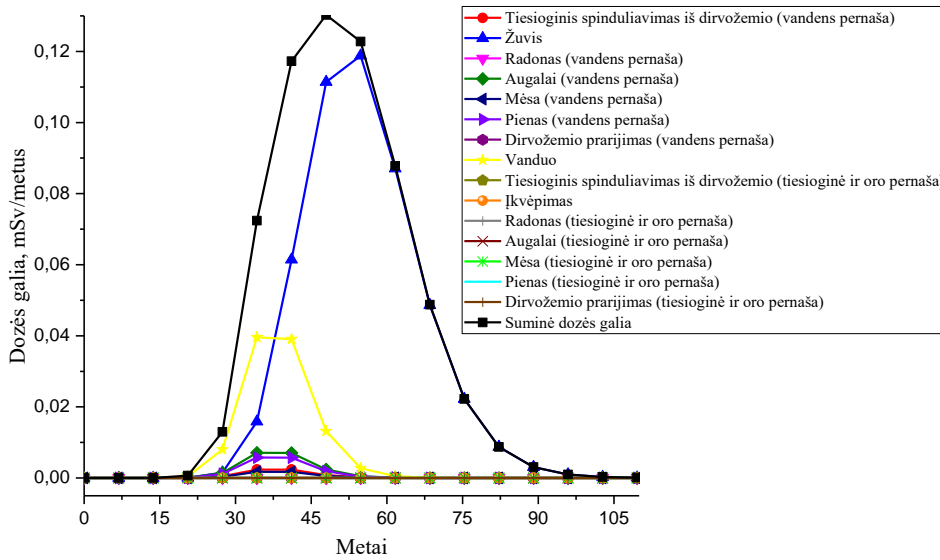
33, 34, 35 pav. yra pavaizduotas suminės dozės pasiskirstymas pagal radionuklidų išėjimo iš atliekyno kelius. Šiuose rezultatuose stebimos tos pačios suminės dozės maksimalios vertės.

- Pirmoji ties 48 metais po radioaktyviųjų atliekų įdėjimo į atliekyną, didžiausia koncentracija duotuoju momentu pasižymi ¹⁴C izotopas. Šie izotopai išėję iš atliekyno žmones ir aplinka pasiekia per gruntinius vandenis, taip atsidurdami geriamajam vandenyje ir žuvyse (žuvys atitinka ežero ar kito vandens telkinio ekosistemą).

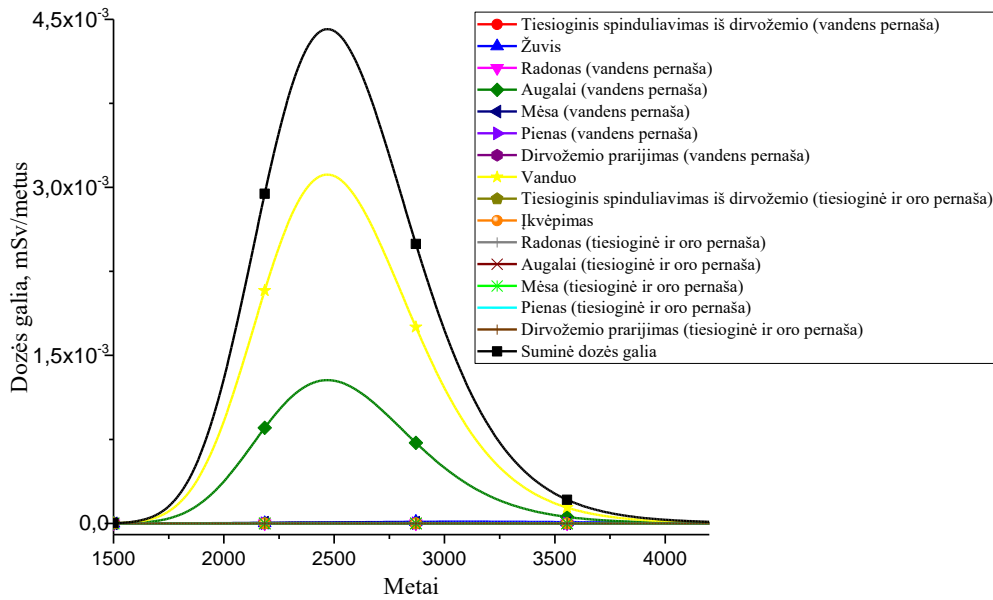
- Antroji 2470 metais po atliekų įdėjimo į atliekyną. Tuo metu didžiausi radionuklidų (²⁴¹Am, ²⁴¹Pu) kiekiai vandenyje ir augaluose.

- Trečioji ties 6220 metais po atliekų įdėjimo į atliekyną. Šiuo atveju didžiausi radionuklidų kiekiai taip pat yra vandenyje ir augaluose.

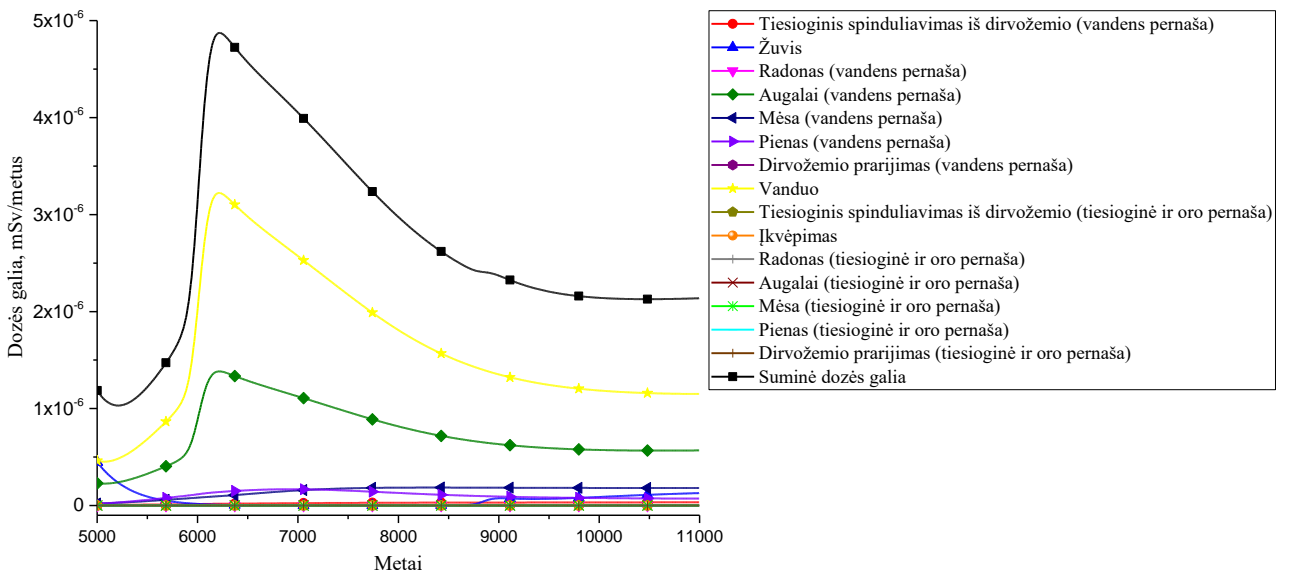
Visuose stebimuose išėjimo kelių maksimumuose radionuklidai atsiranda pernešami vandens nuo atliekyno iki fiksuojamos teritorijos.



33 pav. Sumodeliuotų radionuklidų išėjimo iš atliekyno keliai.



34 pav. Sumodeliuotų radionuklidų išėjimo iš atliekyno keliai.



35 pav. Sumodeliuotų radionuklidų išėjimo iš atliekyno keliai.

6.5. Darbo rezultatų apibendrinimas

Sumodeliavus keturių reaktoriaus blokų pirmųjų cirkuliacinių kontūrų komponentų dėjimą į paviršinį atliekyną pastebėti bendri bruožai, kuriais pasižymės iš atliekyno išeinantys radionuklidai.

Visų blokų modeliuotų nuklidų rezultatuose stebimi trys suminės dozės galios maksimumai ties:

- 40 – 50 metais, maksimumą lemia ^{14}C ir ^{94}Nb izotopai. Maksimalios vertės 0,13 – 0,27 mSv/metus nežymiai viršija atliekų dedamų paviršiniame atliekyne taikomą ribinę vertę 0,2 mSv/metus, tačiau atliekant darbą nebuvo atsižvelgta į atliekų tvarkymą (cementavimas; deginimas; presavimas ir kt.) kas leidžia sumažinti atliekų radioaktyvumą keliais kartais.

- 2435 – 2470 metais, maksimumą lemia ^{241}Am ir ^{241}Pu izotopai. Maksimalios vertės $4,7 \times 10^{-3}$ – $3,87 \times 10^{-2}$ mSv/metus neviršija leidžiamų dėti paviršiniame atliekyne atliekų dozės galios vertės.

- 6200 – 6240 metais, maksimumą lemia ^{235}U izotopas. Maksimalios vertės $5,22 \times 10^{-6}$ – $5,99 \times 10^{-5}$ mSv/metus neviršija leidžiamų dėti paviršiniame atliekyne atliekų dozės galios vertės.

Visų blokų sumodeliuoti radionuklidų išėjimo iš atliekyno keliai ir vietos, kuriose yra pasiekama radionuklidų suminės dozės galios didžiausia vertė, yra vienoda. Visuose blokuose didžiausi radionuklidų kiekiai yra pernešami vandens pernaša. Gruntinio vandens pagalba jie pasiekia geriamąjį vandenį, augalus ir vandens telkinių ekosistemą.

7. Išvados

Atlikus darbą ir sumodeliavus suslėgtojo vandens reaktoriaus pirmojo cirkuliacinio kontūro komponentų galimo dėjimo į paviršinį atliekyną tyrimą, gautos tokios išvados:

- I bloko pirmojo cirkuliacinio kontūro komponentų dėjimo į paviršinį atliekyną atveju, radionuklidų dozės galia nežymiai viršija leistiną apribotąją, į paviršinį atliekyną dedamų atliekų dozės galia, todėl į paviršinį atliekyną negalima dėti neapdorotų suslėgtojo vandens reaktoriaus I bloko pirmojo cirkuliacinio kontūro komponentų, tačiau galima būtų dėti apdorotas (dezaktyvuotas) atliekas į atliekyną.

- II, III, IV blokų pirmųjų cirkuliacinių kontūrų komponentų dėjimo į paviršinį atliekyną atvejais, radionuklidų dozės neviršija leistinos apribotosios, į paviršinį atliekyną dedamų atliekų dozės galios, todėl į paviršinį atliekyną galima dėti neapdorotus šių blokų pirmųjų cirkuliacinių kontūrų komponentus.

- Pagrindiniai radionuklidai turintys didžiausią įtaką žmonių apšvitos dozei yra ^{14}C , ^{94}Nb , ^{241}Am , ^{241}Pu , ^{235}U .

- Didžiausi radionuklidų kiekiai iš atliekyno išnešami vandens pernaša ir per gruntinius vandenį pasiekia geriamąjį vandenį, augalus ir netoli esančių vandens telkinių ekosistemą.

- Netoli atliekyno esantiems žmonėms ir aplinkai pavojingiausias laikotarpis yra 40 – 50 metų po radioaktyviųjų atliekų padėjimo į atliekyną.

8. Literatūros sąrašas

- [1] <https://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/OperationalReactorsByCountry.aspx> (nuoroda tikrinta 2016-05-06).
- [2] Lietuvos Respublikos Radioaktyviųjų atliekų tvarkymo įstatymas. Įstatymas skelbtas: Lietuvos Žinios, 1999, Nr. 50-1600.
- [3] IAEA Safety Glossary. Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection, Vienna: IAEA, 2007.
- [4] <http://rata.lt/radioaktyviuju-atlieku-tvarkymas-ir-dejimas-ir-atliekynus> (nuoroda tikrinta 2016-05-06).
- [5] IAEA. TECDOC-1133, The decommissioning of WWER type nuclear power plants. Vienna, 2000.
- [6] IAEA. TECDOC-922, Performance analysis of WWER-440/230 nuclear power plants. Vienna, 1997.
- [7] IAEA. TECDOC-1345, Fuel failure in water reactors: Causes and mitigation. Vienna, 2003.
- [8] IAEA. TECDOC-1185, Iodine induced stress corrosion cracking of Zircaloy fuel cladding materials, Vienna, 2000.
- [9] J. B. Genin, H. Marteau, F. Dacquait, G. Benier, J. Francescato, F. Broutin, F. Nguyen, M. Girard et al. The OSCAR Code Package: a Unique Tool for Simulating PWR Contamination. Canada, 2010.
- [10] F. Dacquait, F. Nguyen, H. Marteau, B. Larat, D. You, G. Plancque, L. Guinard, G. Ranchoux, C. Viala, M. Bachet, Simulations of corrosion product transfer with the PACTOLE V3.2 code. Proceedings of the International Conference on Water Chemistry of Nuclear Reactors Systems., Germany, 2008.
- [11] IAEA. TECDOC-1672 Modelling of Transport of Radioactive Substances in the Primary Circuit of Water-Cooled Reactors. Vienna, 2012.
- [12] OSCAR Overview of CEA Migration of Radionuclides. Canada, 2010.
- [13] <http://www.vae.lt/lt/ziniu-centras/eksplotavimo-nutraukimas-ir-radioaktyviu-atlieku-tvarkymas/apie-radioaktyviasias> (nuoroda tikrinta 2016-05-20).
- [14] http://www.lsta.lt/files/seminarai/100204_KTU/3_V.Paulikas_Atlieku%20tvarkymas%202010_konferencija_Kaunas.pdf (nuoroda tikrinta 2016-05-20).
- [15] <http://www.vae.lt/lt/ziniu-centras/eksplotavimo-nutraukimas-ir-radioaktyviu-atlieku-tvarkymas/radioaktyviu-atlieku> (nuoroda tikrinta 2016-05-20).

- [16] <https://web.evs.anl.gov/resrad/> (nuoroda tikrinta 2016-05-20).
- [17] U. S. Department of Energy, Argonne National Laboratory. RESidual RADioactivity. Washington, 2008.
- [18] United States Nuclear Regulatory Commission. NUREG/CR-7127, New Source Term Model for RESRAD-OFFSITE Code Version3. Argonne, 2013.
- [19] United States Nuclear Regulatory Commission. NUREG/CR-7189, User's Guide for RESRAD-OFFSITE. Argonne, 2015.
- [20] <http://www.periodictable.com/index.html> (nuoroda tikrinta 2016-05-20).
- [21] W. M. Stacey. Nuclear Reactor Physics. Wiley, 2007.
- [22] IAEA. TSR-389 Radiological Characterisation of Shut Down Nuclear Reactors for Decommissioning Purposes. Vienna, 1998.
- [23] <http://www.nndc.bnl.gov/chart/> (nuoroda tikrinta 2016-05-20).

9. Summary

Eglė Lietuvninkaitė

Evaluation of Possibility of Final Disposal Pressurized Water Reactor Primary Circuit.

We analyzed surface contamination of pressurized water reactor (*abr.* PWR) in primary circular contour. Also we analyzed the spread of radionuclides from surface repository of four PWR reactor blocks.

For this purpose, we used OSCAR program and modeled primary circular contour surface contamination of each PWR block. For modeling of the burial of contaminated primary circular contour elements and leakage channel of radionuclides we used RESRAD modeling program. We modeled leakage channels of 14 radioactive isotopes: ^{94}Nb , ^{99}Tc , ^{14}C , ^{129}I , ^{241}Am , ^{241}Pu , ^{243}Cm , ^{235}U , ^{238}U , ^{234}U , ^{238}Pu , ^{240}Pu , ^{244}Cm , ^{239}Pu .

From the results we can see that there are three dose rate maximums:

- 40-50 years after burial of contaminated reactor parts. This maximum appears due to ^{14}C and ^{94}Nb nuclides.
- 2432-2480 years after burial a maximum of ^{241}Am and ^{241}Pu appear.
- After 6193-6241 years there is influence of ^{235}U .

From all 14 nuclides biggest influence to total dose rate had 5 radionuclides: ^{14}C , ^{94}Nb , ^{241}Am , ^{241}Pu and ^{235}U .

In all cases of burial the biggest amount of radionuclides release was due to transfer through water: contaminate of ground water where nuclides travel to drinkable water sources and plants.

After modeling of burial of contaminated primary circular contour components, we can conclude that:

- Dose rate is a little bit higher than the allowed limit in surface burial ground, this is why we can't bury primary circular contour components in surface burial ground.
- Radiation for people and surrounding near surface burial ground is dangerous after 40-50 years from burying PWR parts.

10. Priedai

1 priedas. VVER-440/230 reaktoriaus šerdies ir pirmojo kontūro pagrindinė charakteristika [6].

Šerdies charakteristika		
1	Kuras	UO ₂
2	Kuro rinklės išdegimo vertė (MWd/t)	32000
3	Kuro rinklių skaičius	312+37
4	Branduolinio kuro strypai	126
5	Vidutinis šerdies galios tankis (kW/dm ³)	84,4
6	Linijinis vidutinis galios tankis (W/cm)	125
9	Aktyvios šerdies ilgis (m)	2,42
10	Vidutinis įsodrinimas (% U234)	2,4
11	Vidutinis įsodrinimas (% U235)	3,6
12	Perkraunama šerdies dalis (%)	33,3
Pirmojo kontūro charakteristika		
1	Cirkuliacinių kilpų skaičius	6
	Medžiaga	X8CrNi18.12Ti (08X18H12T)
2	Cirkuliacinių siurblių skaičius	6
	Galia (kW)	~ 2200
3	Izoliacinių vožtuvų skaičius	12
4	Aušalo temperatūra įtekant į reaktorių (°C)	265
5	Aušalo temperatūra ištekant iš reaktoriaus (°C)	293
6	Darbinis slėgis (kg/cm ²)	125
7	Garų generatorių skaičius	6
	Šiluminė galia (kW)	229,200
	Pradinis masės srautas (t/h)	≥6500
	Garų masės srautas (t/h)	452
	Garų slėgis (kg/cm ²)	46,0
	Tiekiamo vandens įleidimo temperatūra	225/158
8	Reaktoriaus korpuso projektinis slėgis (kg/cm ²)	125
9	Reaktoriaus korpuso projektinė temperatūra (°C)	283,5

2 priedas. VVER-440/230 reaktoriaus geometriniai duomenys naudoti 11 pav. pavaizduotame modelyje.

Nr.	Regionas	Šlapias paviršius, m ²	Tūris, m ³	Skersmuo, m	Tekėjimo greitis, m/s	Sienelių temperatūra, °C	Skysčio temperatūra, °C
1	HL	133.56	16.572	0.496	10.66	295	295
2	SGH	56.82	10.344	0.728	4.95	295	295
3	SGT1	3106.05	10.248	0.0132	2.72	285	295
4	SGT2	3106.05	10.248	0.0132	2.72	277	286
5	SGT3	3106.05	10.248	0.0132	2.72	271	276
6	SGT4	3106.05	10.248	0.0132	2.72	265	267
7	SGC	56.82	10.344	0.728	4.95	265	265
8	CL	157.02	19.476	0.496	10.66	265	265
9	MCP	33.92	3.78	0.446	13.19	265	265
10	DECH	5.0868	0.1145	0.09	0.874	265	265
11	ROUT	461	2.464	0.0214	0.21	50	50
12	RESC	10.6	0.8	0.302	0.007	50	50
13	FILTER	10.6	0.8	0.302	0.007	50	50
14	RESA	10.6	0.8	0.302	0.007	50	50
15	LIN	29.673	0.668	0.09	0.874	50	50
16	RIN	342	0.821	0.0096	0.51	50	50
17	CHG	4.5216	0.1017	0.09	0.874	261	261
18	INLET	42.646	2.580	0.242	9.50	265	265
19	LEAK	12.295	0.744	0.242	0.05	265	265
20	DC1	78.760	6.143	0.312	7.41	265	265
21	DC2	74.436	9.993	0.537	4.45	265	265
22	LP	31.942	5.742	0.719	2.03	265	265
23	LINT	306.259	15.850	0.207	1.77	265	265
24	BYPASS	1402.717	2.126	0.006	1.46	295	295
25	C1a	44.348	0.094	0.0084436	3.73	265	265
26	C2a	44.348	0.094	0.0084436	3.73	265	265
27	C3a	197.391	0.417	0.0084436	3.73	286	266
28	G3a	16.849	0.036	0.0084436	3.73	289	270
29	C4a	197.391	0.417	0.0084436	3.73	293	274
30	G4a	16.849	0.036	0.0084436	3.73	296.5	278
31	C5a	197.391	0.417	0.0084436	3.73	301	282
32	G5a	16.849	0.036	0.0084436	3.73	303.5	285
33	C6a	197.391	0.417	0.0084436	3.73	305	288
34	G6a	16.849	0.036	0.0084436	3.73	300	291
35	C7a	197.391	0.417	0.0084436	3.73	302	294
36	G7a	16.849	0.036	0.0084436	3.73	302	295
37	C8a	47.133	0.099	0.0084436	3.73	295	295
38	C9a	55.112	0.116	0.0084436	3.73	295	295
39	C1b	44.348	0.094	0.0084436	3.73	265	265

40	C2b	44.348	0.094	0.0084436	3.73	265	265
41	C3b	197.391	0.417	0.0084436	3.73	286	266
42	G3b	16.849	0.036	0.0084436	3.73	289	270
43	C4b	197.391	0.417	0.0084436	3.73	293	274
44	G4b	16.849	0.036	0.0084436	3.73	296.5	278
45	C5b	197.391	0.417	0.0084436	3.73	301	282
46	G5b	16.849	0.036	0.0084436	3.73	303.5	285
47	C6b	197.391	0.417	0.0084436	3.73	305	288
48	G6b	16.849	0.036	0.0084436	3.73	300	291
49	C7b	197.391	0.417	0.0084436	3.73	302	294
50	G7b	16.849	0.036	0.0084436	3.73	302	295
51	C8b	47.133	0.099	0.0084436	3.73	295	295
52	C9b	55.112	0.116	0.0084436	3.73	295	295
53	C1c	44.348	0.094	0.0084436	3.73	265	265
54	C2c	44.348	0.094	0.0084436	3.73	265	265
55	C3c	197.391	0.417	0.0084436	3.73	286	266
56	G3c	16.849	0.036	0.0084436	3.73	289	270
57	C4c	197.391	0.417	0.0084436	3.73	293	274
58	G4c	16.849	0.036	0.0084436	3.73	296.5	278
59	C5c	197.391	0.417	0.0084436	3.73	301	282
60	G5c	16.849	0.036	0.0084436	3.73	303.5	285
61	C6c	197.391	0.417	0.0084436	3.73	305	288
62	G6c	16.849	0.036	0.0084436	3.73	300	291
63	C7c	197.391	0.417	0.0084436	3.73	302	294
64	G7c	16.849	0.036	0.0084436	3.73	302	295
65	C8c	47.133	0.099	0.0084436	3.73	295	295
66	C9c	55.112	0.116	0.0084436	3.73	295	295
109	DUMMY	149.165	0.567	0.0152	0.48	276	276
110	UPINT	287.513	22.477	0.313	1.90	295	295
111	OUTLET	108.688	20.991	0.773	1.17	295	295

3 priedas. Darbe modeliuojamų radionuklidų koncentracijos, gautos atlikus pirmojo cirkuliacinio kontūro taršos modeliavimą OSCAR programa.

6 lentelė. Modeliuotų nuklidų koncentracija I bloko PCK komponentuose.

		Koncentracija, Bq/g							
		¹⁴ C	⁹⁴ Nb	⁹⁹ Tc	¹²⁹ I	²³⁴ U	²³⁵ U	²³⁸ U	
I blokas	HL	1,11	0,72	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	
	SGH	0,07	0,05	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	
	SGT1	4,67	3,03	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00	
	SGT2	2,94	1,91	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00	
	SGT3	3,11	2,02	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00	
	SGT4	3,70	2,40	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00	
	SGC	0,29	0,19	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	
	CL	0,80	0,52	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	
	Pressuriser	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	
	DECH	14,35	9,32	0,04	0,00	0,00	0,00	0,00	
	ROUT	0,07	0,05	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	
	RESC	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	
	RESA	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	
	FILTER	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	
	LIN	0,07	0,05	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	
	RIN	0,03	0,02	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	
	CHG	6,82	4,43	0,02	0,00	0,00	0,00	0,00	
	MCP	0,14	0,09	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	
			²³⁸ Pu	²³⁹ Pu	²⁴⁰ Pu	²⁴¹ Pu	²⁴³ Cm	²⁴⁴ Cm	²⁴¹ Am
	HL	0,05	0,02	0,01	2,76	0,00	0,12	0,07	
	SGH	0,01	0,00	0,00	0,65	0,00	0,03	0,02	
	SGT1	1,23	0,40	0,32	63,04	0,01	2,82	1,66	
	SGT2	1,23	0,40	0,32	63,04	0,01	2,82	1,66	
	SGT3	1,23	0,40	0,32	63,04	0,01	2,82	1,66	
	SGT4	1,23	0,40	0,32	63,04	0,01	2,82	1,66	
	SGC	0,01	0,00	0,00	0,65	0,00	0,03	0,02	
	CL	1,06	0,35	0,28	54,45	0,01	2,43	1,44	
	Pressuriser	0,56	0,20	0,16	27,79	0,01	1,18	0,84	
	DECH	0,75	0,25	0,20	37,97	0,01	1,68	1,04	
	ROUT	0,44	0,16	0,12	21,65	0,00	0,92	0,66	
RESC	0,03	0,01	0,01	1,36	0,00	0,06	0,04		
RESA	0,03	0,01	0,01	1,36	0,00	0,06	0,04		
FILTER	0,03	0,01	0,01	1,36	0,00	0,06	0,04		
LIN	0,67	0,24	0,19	33,16	0,01	1,40	1,02		
RIN	0,11	0,04	0,03	5,66	0,00	0,24	0,17		
CHG	0,53	0,19	0,15	26,34	0,00	1,12	0,81		
MCP	0,22	0,07	0,06	11,36	0,00	0,51	0,30		

7 lentelė. Modeliuotų nuklidų koncentracija II bloko PCK komponentuose.

		Koncentracija, Bq/g						
		¹⁴ C	⁹⁴ Nb	⁹⁹ Tc	¹²⁹ I	²³⁴ U	²³⁵ U	²³⁸ U
II blokas	HL	0,84	0,55	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	SGH	0,05	0,03	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	SGT1	2,93	1,90	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00
	SGT2	2,81	1,82	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00
	SGT3	3,26	2,12	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00
	SGT4	4,17	2,71	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00
	SGC	0,05	0,03	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	CL	0,77	0,50	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	Pressuriser	0,01	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	DECH	6,43	4,17	0,02	0,00	0,00	0,00	0,00
	ROUT	0,11	0,07	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	RESC	0,01	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	RESA	0,01	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	FILTER	0,01	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	LIN	0,10	0,06	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	RIN	0,05	0,03	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	CHG	4,39	2,85	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00
	MCP	0,12	0,08	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
		²³⁸Pu	²³⁹Pu	²⁴⁰Pu	²⁴¹Pu	²⁴³Cm	²⁴⁴Cm	²⁴¹Am
	HL	0,08	0,02	0,02	5,04	0,00	0,18	0,05
	SGH	0,02	0,00	0,00	1,19	0,00	0,04	0,01
	SGT1	1,91	0,45	0,41	115,17	0,02	4,12	1,15
	SGT2	1,91	0,45	0,41	115,17	0,02	4,12	1,15
	SGT3	1,91	0,45	0,41	115,17	0,02	4,12	1,15
	SGT4	1,91	0,45	0,41	115,17	0,02	4,12	1,15
	SGC	0,02	0,00	0,00	1,19	0,00	0,04	0,01
	CL	1,65	0,39	0,36	99,28	0,02	3,54	0,99
	Pressuriser	0,79	0,20	0,18	47,73	0,01	1,51	0,53
	DECH	1,13	0,27	0,25	68,12	0,01	2,36	0,70
	ROUT	0,61	0,16	0,14	37,16	0,01	1,18	0,41
	RESC	0,25	0,06	0,06	15,16	0,00	0,47	0,17
	RESA	0,25	0,06	0,06	15,19	0,00	0,48	0,17
FILTER	0,25	0,06	0,06	15,23	0,00	0,48	0,17	
LIN	0,93	0,24	0,22	56,50	0,01	1,77	0,63	
RIN	0,16	0,04	0,04	9,64	0,00	0,30	0,11	
CHG	0,74	0,19	0,17	44,84	0,01	1,40	0,50	
MCP	0,34	0,08	0,07	20,71	0,00	0,74	0,21	

8 lentelė. Modeliuotų nuklidų koncentracija III bloko PCK komponentuose.

		Koncentracija, Bq/g						
		¹⁴ C	⁹⁴ Nb	⁹⁹ Tc	¹²⁹ I	²³⁴ U	²³⁵ U	²³⁸ U
III blokas	HL	0,83	0,54	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	SGH	0,06	0,04	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	SGT1	3,73	2,42	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00
	SGT2	3,80	2,47	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00
	SGT3	3,85	2,50	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00
	SGT4	3,96	2,57	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00
	SGC	0,08	0,05	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	CL	1,12	0,73	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	Pressuriser	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	DECH	1,35	0,88	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	ROUT	0,02	0,02	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	RESC	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	RESA	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	FILTER	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	LIN	0,02	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	RIN	0,01	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	CHG	0,85	0,55	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	MCP	0,15	0,10	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
		²³⁸Pu	²³⁹Pu	²⁴⁰Pu	²⁴¹Pu	²⁴³Cm	²⁴⁴Cm	²⁴¹Am
	HL	0,01	0,00	0,00	0,56	0,00	0,01	0,01
	SGH	0,00	0,00	0,00	0,13	0,00	0,00	0,00
	SGT1	0,18	0,06	0,06	12,71	0,00	0,18	0,19
	SGT2	0,18	0,06	0,06	12,71	0,00	0,18	0,19
	SGT3	0,18	0,06	0,06	12,71	0,00	0,18	0,19
	SGT4	0,18	0,06	0,06	12,71	0,00	0,18	0,19
	SGC	0,00	0,00	0,00	0,13	0,00	0,00	0,00
	CL	0,15	0,06	0,05	10,96	0,00	0,15	0,16
	Pressuriser	0,08	0,03	0,03	5,75	0,00	0,07	0,09
	DECH	0,11	0,04	0,03	7,67	0,00	0,10	0,11
	ROUT	0,06	0,02	0,02	4,47	0,00	0,05	0,07
	RESC	0,00	0,00	0,00	0,28	0,00	0,00	0,00
	RESA	0,00	0,00	0,00	0,28	0,00	0,00	0,00
FILTER	0,00	0,00	0,00	0,28	0,00	0,00	0,00	
LIN	0,10	0,04	0,03	6,92	0,00	0,08	0,12	
RIN	0,02	0,01	0,01	1,18	0,00	0,01	0,02	
CHG	0,08	0,03	0,03	5,51	0,00	0,07	0,09	
MCP	0,03	0,01	0,01	2,29	0,00	0,03	0,03	

9 lentelė. Modeliuotų nuklidų koncentracija VI bloko PCK komponentuose.

		Koncentracija, Bq/g						
		¹⁴ C	⁹⁴ Nb	⁹⁹ Tc	¹²⁹ I	²³⁴ U	²³⁵ U	²³⁸ U
VI blokas	HL	1,20	0,24	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	SGH	0,08	0,02	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	SGT1	4,08	0,82	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00
	SGT2	4,09	0,82	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00
	SGT3	4,21	0,84	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00
	SGT4	4,45	0,89	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00
	SGC	0,07	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	CL	1,31	0,26	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	Pressuriser	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	DECH	2,37	0,47	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	ROUT	0,04	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	RESC	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	RESA	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	FILTER	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	LIN	0,04	0,01	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	RIN	0,02	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	CHG	1,99	0,40	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
	MCP	0,22	0,04	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
		²³⁸Pu	²³⁹Pu	²⁴⁰Pu	²⁴¹Pu	²⁴³Cm	²⁴⁴Cm	²⁴¹Am
	HL	0,01	0,00	0,00	0,63	0,00	0,01	0,00
	SGH	0,00	0,00	0,00	0,15	0,00	0,00	0,00
	SGT1	0,20	0,06	0,05	14,44	0,00	0,33	0,11
	SGT2	0,20	0,06	0,05	14,44	0,00	0,33	0,11
	SGT3	0,20	0,06	0,05	14,44	0,00	0,33	0,11
	SGT4	0,20	0,06	0,05	14,44	0,00	0,33	0,11
	SGC	0,00	0,00	0,00	0,15	0,00	0,00	0,00
	CL	0,17	0,05	0,04	12,46	0,00	0,28	0,09
	Pressuriser	0,09	0,03	0,02	6,21	0,00	0,13	0,05
	DECH	0,12	0,03	0,03	8,63	0,00	0,19	0,06
	ROUT	0,07	0,02	0,02	4,84	0,00	0,10	0,04
	RESC	0,00	0,00	0,00	0,30	0,00	0,01	0,00
	RESA	0,00	0,00	0,00	0,30	0,00	0,01	0,00
FILTER	0,00	0,00	0,00	0,30	0,00	0,01	0,00	
LIN	0,10	0,03	0,03	7,41	0,00	0,16	0,06	
RIN	0,02	0,01	0,00	1,27	0,00	0,03	0,01	
CHG	0,08	0,02	0,02	5,89	0,00	0,13	0,05	
MCP	0,04	0,01	0,01	2,60	0,00	0,06	0,02	