

Pažanga įgyvendinant radioaktyviųjų atliekų atliekynus Lietuvoje ir jų saugos vertinimas

Povilas Poškas,

Dalia Grigaliūnienė,

Darius Justinavičius,

Raimondas Kilda,

Asta Narkūnienė

*Lietuvos energetikos institutas,
Branduolinės inžinerijos problemų laboratorija,
Breslaujos g. 3, LT-44403 Kaunas
El. paštas Povilas.Poskas@lei.lt*

Branduolinė energetika, kaip ir kitos pramonės šakos, teikia ne tik ekonominę naudą, bet ir sukuria atliekas. Branduolinės atliekos, nors jų santykinis tūris ir yra žymiai mažesnis nei kitų pramonės šakų atliekų, yra radioaktyvios ir todėl ypač pavojingos aplinkai bei žmonėms. Radioaktyviosiomis atliekomis vadiname naudotas ir netinkamas naudoti radioaktyviasias medžiagas, kurių aktyvumas viršija nustatytą lygį. Joms priskiriamas panaudotas branduolinis kuras ir kitos, pakartotinai naudoti neskirtos, radionuklidais užterštos ar turinčios jų savo sudėtyje, medžiagos, kurių radionuklidų savitasis aktyvumas viršija nebekontroliuojamuosius radioaktyvumo lygius. Ne visos radioaktyviosios atliekos yra vienodai pavojingos žmogui, todėl skirstomos į tipus ir klases. Atsižvelgiant į radioaktyviųjų atliekų tipą ir klasę taikomi skirtingi jų tvarkymo, saugojimo, talpinimo į atliekynus būdai, taip pat skiriasi ir pačių atliekynų tipai (paviršinis Landfill tipo, paviršinis su gelžbetonio rūšiais ar giluminis).

Nuo 1994 m. Lietuvos energetikos instituto Branduolinės inžinerijos problemų laboratorijos mokslininkai kaupia patirtį analizuodami ir sprenddami radioaktyviųjų atliekų tvarkymo problemas Lietuvoje ir užsienyje. Šiame straipsnyje aptariamas pastarojo dešimtmečio progresas įgyvendinant radioaktyviųjų atliekų atliekynus Lietuvoje, daugiausia dėmesio skiriant vertinti šių atliekynų saugą.

Raktažodžiai: radioaktyviosios atliekos, Landfill atliekynas, paviršinis atliekynas, giluminis atliekynas, saugos vertinimas

ĮVADAS

Lietuvoje panaudotas branduolinis kuras (PBK) ir didžioji radioaktyviųjų atliekų (RA) dalis susidarė Ignalinos atominėje elektrinėje (AE). Nedaug RA (pastarojo dešimtmečio duomenimis, mažiau negu 1 % visų RA kiekio) susidaro pramonės įmonėse, sveikatos priežiūros įstaigose ir mokslo bei mokymo įstaigose (didžioji dalis – panaudoti uždarieji jonizuojančiosios spinduliuotės šaltiniai). Šiuo metu abu Ignalinos AE esantys RBMK-1500 tipo reaktoriai yra sustabdyti ir pradėtas jų iš-

montavimas. Pirmasis reaktorius veikė nuo 1983 iki 2004 m. pabaigos, o antrasis – nuo 1987 iki 2009 m. pabaigos. RA susidarė eksploatuojant elektrinę, tebesusidaro ir planuojama, jog dar susidarys artimiausius 10–20 metų ją išmontuojant.

RA pagal radioaktyviosiose medžiagose esančių radionuklidų pusėjimo trukmę yra skirstomos į trumpaamžes ir ilgaamžes, o pagal radiologines savybes ir technologines tvarkymo ypatybes – į klases [1]: trumpaamžes labai mažo aktyvumo atliekas (A klasė), trumpaamžes mažo aktyvumo atliekas (B klasė), trumpaamžes

vidutinio aktyvumo atliekas (C klasė), ilgaamžės mažo aktyvumo atliekas (D klasė) ir ilgaamžės vidutinio aktyvumo atliekas (E klasė). Panaudoti uždarieji jonizuojančiosios spinduliuotės šaltiniai priskiriami atskirai RA klasei (F klasė). Atliekos, kuriose radionuklidų savitieji aktyvumai neviršija nebecontroliuojamų lygių, gali būti tvarkomos kaip įprastos neradioaktyviosios atliekos. Į atskirą klasę išskiriamas PBK – didelio aktyvumo atliekos. Atsižvelgiant į taikomus RA apdorojimo būdus, kietosios RA papildomai skirstomos į degias, nedegias, presuojamas, nepresuojamas ir neapdorojamas. Skystosios RA skirstomos į mažo arba vidutinio aktyvumo atliekas, atsižvelgiant į jų tūrinį aktyvumą.

Didžioji dalis Lietuvoje susidariusių RA (įskaitant ir susidariusias pramonėje, sveikatos priežiūros įstaigose ir mokslo bei mokymo įstaigose) šiuo metu saugomos Ignalinos AE teritorijoje. Pirminiais vertinimais, reikės sutvarkyti šiuos galutinai apdorotų RA kiekius [2]:

- 60 000 m³ trumpaamžių labai mažo aktyvumo radioaktyviųjų atliekų;
- 100 000 m³ trumpaamžių mažo ir vidutinio aktyvumo atliekų;
- 17 000 m³ mažo aktyvumo bitumuotų atliekų;
- 6 500 m³ ilgaamžių mažo ir vidutinio aktyvumo atliekų;
- >60 000 vnt. panaudotų uždarytų jonizuojančiosios spinduliuotės šaltinių;
- 22 000 PBK rinklių (~2 500 tonų urano).

RA tvarkomos vadovaujantis principu – „koncentruoti ir sulaikyti, neleisti išplisti“, kuris pagrįstas tuo, kad atliekose esantys radionuklidai koncentruojami ir izoliuojami, kad nepasklistų aplinkoje ir nepadarytų žalos žmonėms ir aplinkai. Apdorotos atliekos talpinamos į RA atliekyną – radioaktyviųjų atliekų tvarkymo įrenginį, neketinant jų išimti [3]. Čia jos izoliuojamos nuo žmonių pakankamai ilgai, kol didžioji dalis jose esančių radionuklidų suskils (pavirs stabiliais branduoliais) ir nebekels pavojaus. Kiekvienos rūšies RA yra tvarkomos skirtingai, kuo jos pavojingesnės, tuo šalinamos giliau, o atliekyno konstrukcija sudėtingesnė. Labai mažo aktyvumo atliekos bus talpinamos į Landfill atliekyną, įrengtą ant žemės paviršiaus. Trumpaamžės mažo ir vidutinio aktyvumo atliekos bus talpinamos į paviršinį atliekyną – žemės paviršiuje įrengtus gelžbetoninius

rūsius. Ilgaamžės vidutinio ir didelio aktyvumo atliekos bei panaudoti uždarieji jonizuojančiosios spinduliuotės šaltiniai bus talpinami giluminiam atliekynė, įrengtame giliai po žeme, tam tinkančioje stabilioje geologinėje aplinkoje.

RA talpinimas į atliekyną yra galutinis RA tvarkymo etapas, turintis užtikrinti ilgaamžę šių atliekų saugą. Patikima RA izoliacija pasiekama įrengiant keletą inžinerinių barjerų, neleidžiančių joms patekti į aplinką. Daugiapakopė barjerų sistema projektuojama atsižvelgiant į pasirinkto atliekyno tipą ir į atliekyną talpinamas RA formas. Planuojamo atliekyno saugos analizė – svarbiausias etapas, leidžiantis pagrįsti būsimojo atliekyno saugą ir gauti licenciją jo statybai. Lietuvos energetikos instituto (LEI) Branduolinės inžinerijos problemų laboratorijos mokslininkai aktyviai dalyvauja įgyvendinant RA atliekynus Lietuvoje, atlikdami jų saugos vertinimus. Kompetencija šioje srityje tobulinama dalyvaujant Tarptautinės atominės energijos agentūros (TATENA) organizuojamuose tyrimuose ir techniniuose susitikimuose bei tarptautiniuose ir nacionaliniuose projektuose. Pastarąjį dešimtmetį laboratorijoje parengtos ir apgintos trys disertacijos, kuriose nagrinėti saugos vertinimo aspektai planuojamuose atliekynuose Lietuvoje.

Tolesniuose šio straipsnio skyriuose aptariama pastarojo dešimtmečio pažanga įrengiant visų trijų tipų (Landfill, paviršinio ir giluminio) atliekynus Lietuvoje, kiekvienu atveju supažindinant su projektų eiga, atliktais tyrimais ir svarbiausiais rezultatais jų saugos atžvilgiu.

LANDFILL ATLIEKYNAS

Pagal Lietuvos Respublikos (LR) branduolinės saugos reikalavimus [1], trumpaamžės labai mažo aktyvumo radioaktyviosios atliekos (LMARA) gali būti patalpintos paviršiniame Landfill atliekynė. Tokio atliekyno statybos metu įrengiami palyginti paprasti inžineriniai barjerai, o ilgalaikė sauga užtikrinama viršuje atliekyno suformavus uždengiamąjį kaupą. Landfill atliekynai LMARA yra jau įrengti Švedijoje (prie Oskarshamn, Forsmark ir Ringhals atominių elektrinių) [4], Prancūzijoje (Morvilliers gyvenvietės vietovėje, Aube regione) [5–6] ir kitose šalyse.

Veikla, susijusi su Landfill atliekyno įrengimu Lietuvoje, prasidėjo 2001 m., ir jau 2004 m. švedų

kompanija „Studsvik RadWaste“ pasiūlė Landfill atliekyno koncepciją [7]. 2005 m. atlikus inžinerinius geologinius-geotechninius tyrimus atliekynui įrengti pasiūlytos dvi alternatyvios aikštelės, esančios Ignalinos AE sanitarinės apsaugos zonoje, sąlyginai pavadintos Šiaurine ir Pietine [8–9]. 2006 m. LR Vyriausybė priėmė nutarimą leisti projektuoti Landfill radioaktyviųjų atliekų atliekyną [10]. Vadovaujantis LR teisinių aktų nuostatomis bei tarptautiniais įsipareigojimais, planuojamam Landfill atliekynui 2008–2009 m. LEI Branduolinės inžinerijos problemų laboratorijos mokslininkai ir specialistai atliko poveikio aplinkai vertinimą (PAV). 2009 m. PAV ataskaita [11] suderinta su LR institucijomis, ir tais pačiais metais Aplinkos ministerija priėmė sprendimą [12] įrengti Landfill atliekyną prioritentinėje Pietinėje aikštelėje. Dokumentų paketas, susidedantis iš techninio projekto dokumentacijos bei LEI Branduolinės inžinerijos problemų laboratorijos paruoštos pirminės saugos analizės ataskaitos, pateiktas kompetentingoms LR institucijoms ir 2015 m. rugpjūtį su jomis suderintas, o jau 2015 m. pabaigoje gautas Landfill atliekyno statybos leidimas. Landfill atliekyno eksploatavimo pradžia numatyta 2018 m. Iki to laiko buferinėje saugykloje bus sukaupta tiek radioaktyviųjų atliekų pakuočių, kiek jų reikia pirmam atliekų sukrovimo į atliekyną etapui įvykdyti. Atliekos į Landfill atliekyną bus vežamos ir kraunamos visą Ignalinos AE eksploatavimo nutraukimo veiklos laikotarpį, maždaug iki 2038 m. Po to atliekynas bus uždarytas ir prasidės jo aktyvi institucinė priežiūra, kuri turės tęstis 30 metų, o po jos numatyta pasyvi 70 metų institucinė priežiūra.

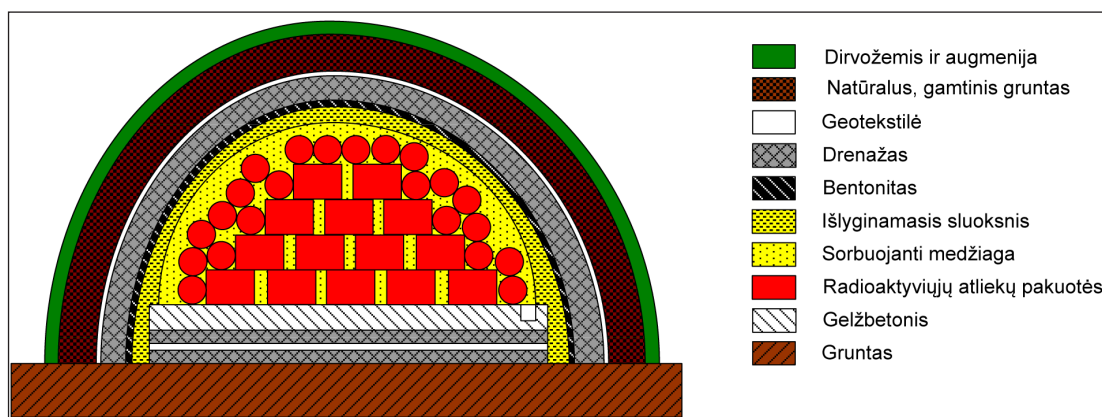
Atliekyno koncepcija

Landfill atliekyno koncepcija pasiūlyta švedų studijoje [7], vėliau ji įgyvendinta techniniame projekte, kuris buvo ruošiamas 2008–2010 m. Konceptuali atliekyno inžinerinių barjerų schema parodyta 1 pav.

Dėl galimo dalinio aikštelės patvinimo pavasarinio polaidžio ar smarkių liūčių metu, taip pat dėl pasiūlytoje aikštelėje vyraujančių silpnų gruntų techniniame projekte numatyta įrengti gelžbetonio plokštę. Toks gelžbetoninis pagrindas užtikrins RA pakuočių stabilumą. Taip pat jis atlaikytų galimus žemės judesius bei užtikrintų atliekyno dugno vientisumą šimtą ir daugiau metų.

Numatomos atliekyne šalinti RA bus sudėtos į ISO konteinerius (kietos nedegios), ryšulius (presuotos degios atliekos suvyniotos į plastiką) bei armuoto plastiko konteinerius (panaudotos jonų pakaitos dervos iš kondensato valymo įrenginio Ignalinos AE turbinų salėje). Konteineriai bus sudėti keliais (iki keturių) aukštais ant gelžbetoninio pagrindo, o virš jų suformuotas kupolo formos kaupas, sudarytas iš kelių sluoksnių inžinerinių barjerų (žr. 1 pav.). Planuojama, kad Landfill atliekyne bus patalpinta apie 2 000 ISO konteinerių, daugiau nei 11 000 ryšulių ir apie 1 000 armuoto plastiko konteinerių su LMARA.

Landfill atliekynas bus pradėtas eksploatuoti įrengus gelžbetoninį pagrindą, privažiavimo kelius, reikiamus pastatus, gruntinio vandens stebėsenos sistemą bei drenažo ir fizinės saugos sistemas. RA bus patalpinamos į atliekyną atskirais etapais, kurie turės būti vykdomi ne rečiau kaip kas dvejus metus (vasaros sezono metu).



1 pav. Konceptuali Landfill atliekyno inžinerinių barjerų schema [13]

Numatoma, kad atliekynas bus eksploatuojamas apie 20 metų.

2013 m. Ignalinos AE teritorijoje pastatyta buferinė saugykla, kurioje tarp krovimo į Landfill atliekyną etapų bus kaupiamos ir saugomos RA pakuotės. Saugykloje galima patalpinti iki 4 000 m³ RA pakuočių.

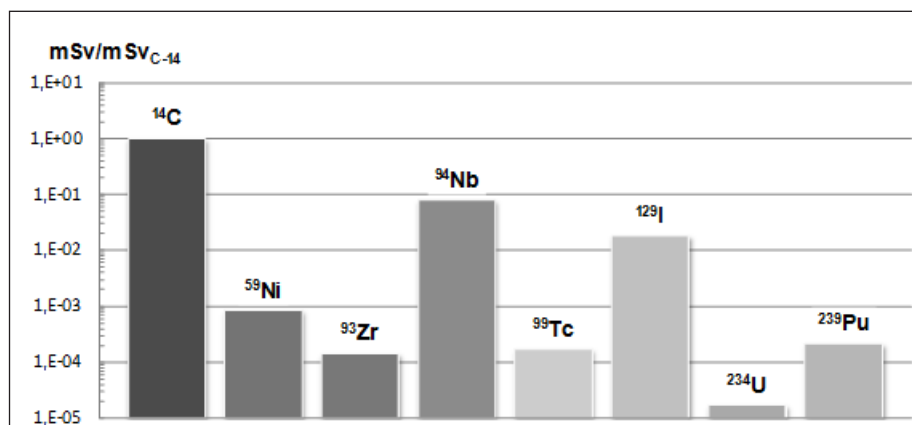
Atliekyno saugos vertinimas

LEI Branduolinės inžinerijos problemų laboratorijos mokslininkai atliko Landfill atliekyno saugos vertinimą. Saugos analizė apima ir atliekyno eksploatavimo laikotarpį, ir laikotarpį po jo uždarymo (ilgalaikės saugos vertinimas). Atliekyno normalios eksploatacijos laikotarpiui, t. y. kai visos operacijos vyksta taip, kaip numatyta technologiniame procese, buvo išnagrinėti trys potencialaus radiologinio poveikio darbuotojams, gyventojams ir aplinkai atvejai: galimas poveikis dėl radionuklidų išleidimo į aplinkos vandenį, galimas poveikis dėl radionuklidų išmetimo į aplinkos orą bei galimas poveikis dėl tiesioginės apšvitos nuo atliekyno patalpintų atliekų. Analizė parodė, kad didžiausią poveikį lemtų tiesioginė apšvita nuo Landfill atliekyno, kuri darbuotojams tesudarytų apie 5 % leistinos ribinės dozės [14], o gyventojams būtų dvejomis–keturiomis dydžio eilėmis mažesnė nei ribinė dozė [14], t. y. nereikšmingo dydžio. Išnagrinėjus galimas rizikas, atliekyną nustatyti potencialūs avariniai atvejai (pvz., atliekų pakuotės kritimas, gaisras, užsidegus ryšuliams su degiomis atliekomis) bei įvertintas galimas jų poveikis. Jis būtų dešimt ir daugiau kartų mažesnis nei nustatytos ribinės dozės [15].

Ilgalaikės saugos vertinimai atlikti pagal TATENA rekomenduojamą paviršinių atliekynų saugos vertinimo ISAM metodiką [16] (angl. *Improvement of Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities*). Galima radionuklidų sklaida išanalizuota normalios atliekyno evoliucijos scenarijaus atveju bei staigios jo inžinerinių barjerų degradacijos atveju. Abiem atvejais nustatyta, kad didžiausią poveikį patirtų šulinio, įrengto šalia atliekyno, vandens vartotojas, tačiau potenciali apšvitos dozė būtų žymiai mažesnė nei nustatyta jos ribinė vertė [14]. Skaitinio modeliavimo rezultatai atliekyno normalios evoliucijos scenarijaus atveju pateikti 2 pav.

2 pav. parodyta, kad normalios atliekyno evoliucijos scenarijaus atveju maksimalią dozės vertę nulemtų 8 radionuklidai iš 26 analizuotų, o didžiausią poveikį turėtų C-14 radionuklidai. Likusių radionuklidų indėlis būtų žymiai (keliomis dydžio eilėmis) mažesnis. Panašūs rezultatai gauti ir staigios inžinerinių barjerų degradacijos atveju, tik apšvitos dozė būtų apie 60 % didesnė, tačiau ji išliktų svariai mažesnė nei nustatyta ribinė dozė [16].

Praėjus 100 metų po atliekyno uždarymo pasibaigs jo institucinė priežiūra. Išlieka galimas netyčinis įsibrovimas į atliekyną. Pagal TATENA rekomendacijas [16], buvo išnagrinėti du netyčinio įsibrovimo atvejai: 1) namo statyba ir apsigyvenimas atliekyno aikštelėje; 2) galimas kelio tiesimas per atliekyno teritoriją. Abiem atvejais būtų pažeistas atliekyno kaupas ir į aplinką patekusios RA lemtų žmonių apšvitą. Išanalizavus šiuos scenarijus nustatyta, kad potenciali apšvitos dozė būtų



2 pav. Pagrindinių radionuklidų dozių santykiai su didžiausią įtaką turinčio C-14 radionuklido nulemta dozės verte normalios atliekyno evoliucijos scenarijaus atveju (šulinio vandens vartotojui)

dvejomis–trejomis dydžio eilėmis mažesnė nei nustatyta ribinė [17], tai yra nereikšmingo dydžio.

Atlikus visapusišką atliekyno saugos analizę paaiškėjo, kad Landfill atliekynas atitinka projekte numatytus kriterijus, Lietuvos Respublikos nustatytus branduolinės saugos reikalavimus bei TATENA rekomendacijas ir gali būti saugiai įrengtas Ignalinos AE regione parinktoje Pietinėje aikštelėje.

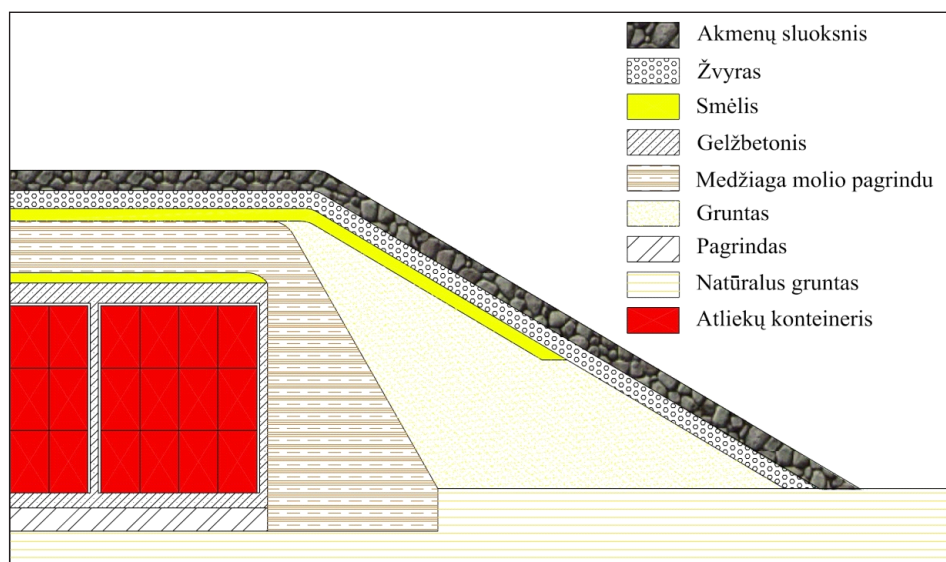
PAVIRŠINIS ATLIEKYNAS

Ignalinos AE eksploatavimo metu susidariusias ir išmontavimo metu susidarancias trumpaamžes mažo ir vidutinio aktyvumo RA planuojama šalinti paviršiniame atliekyne. Galima išskirti dvi paviršiniame atliekyne numatomų šalinti RA grupes: kietosios eksploatavimo bei eksploatavimo nutraukimo atliekos ir skystosios eksploatavimo ir eksploatavimo nutraukimo atliekos. Pagal galiojančius reikalavimus [17], šiame atliekyne bus galima šalinti tik galutinai apdorotas kietas ar sukietintas RA, kurios atitiks RA pakuotėms keliamus atliekų priimtumo kriterijus. Skystųjų RA (panaudotų jonų mainų dervų, perlito mišinių ir nuosėdų) sukietinimas nuo 2005 m. vykdomas Ignalinos AE skystųjų atliekų cementavimo komplekse. Kietųjų RA apdorojimas (įskaitant deginimą bei cementavimą), pakavimas, charakterizavimas ir saugojimas iki šalinimo atliekyne bus vykdomas naujame kietųjų RA tvarkymo ir saugojimo komplekse, kurį numatoma pradėti eksploatuoti 2018 m.

Atliekyno koncepcija

Paviršinio atliekyno įgyvendinimas prasidėjo 2002 m., kai švedų ekspertai parengė šio atliekyno koncepciją [18]. Pagal šią koncepciją RA būtų šalinamos antžeminiuose gelžbetoniniuose rūsiuose. Užpildžius rūsius RA pakuotėmis, jie būtų uždengiami gelžbetonio plokštėmis, o ant viršaus suformuojamas daugiasluoksnis kaupas, kuris apsaugotų rūsius nuo neigiamo išorinės aplinkos poveikio. Konceptualus paviršinio atliekyno inžinerinių barjerų modelis pateiktas 3 pav.

2003–2004 m. vyko vietos, tinkamos įrengti paviršinį atliekyną, paieška. Pagrindiniai vietos parinkimo kriterijai apėmė teisinius, techninius, saugos, socialinius bei poveikio aplinkai aspektus. Pirminės atrankos metu nustatytos devynios potencialiai tinkamos aikštelės, iš kurių, po išsamesnio įvertinimo, kaip tinkamiausios pasirinktos Apvardų ir Galilaukės vietovės. 2005 m. parengta PAV ataskaita, kurioje išnagrinėtas galimas paviršinio atliekyno poveikis įrengus atrinktose aikštelėse [20]. Nors poveikis nė vienoje aikštelėje neviršijo leistinų ribų, dėl iškilusių nesutarimų su vietos valdžios institucijomis nuspręsta ieškoti dar vienos alternatyvos. 2007 m. išleista nauja PAV ataskaitos versija, kuri papildyta poveikio įvertinimu paviršinį atliekyną įrengus Stabatiškės aikštelėje [21]. Tais pačiais metais LR Vyriausybės sprendimu išduotas leidimas šioje aikštelėje projektuoti paviršinį atliekyną.



3 pav. Konceptualus paviršinio atliekyno inžinerinių barjerų modelis [19]

2009 m. pradėtas rengti paviršinio atliekyno techninis projektas ir pirminė saugos analizės ataskaita. Tuo tikslu atlikti išsamūs inžineriniai geologiniai, hidrogeologiniai, seisminiai tyrimai, išnagrinėti galimi techniniai sprendiniai, radiologinio poveikio sumažinimo galimybės. Atliekyno techninis projektas remiasi pradine koncepcija, bet rūšių išmatavimai, išdėstymas, inžineriniai barjerai patikslinti atsižvelgiant į vietovės sąlygas, planuojamų šalinti RA pakuočių savybes bei saugos vertinimo rezultatus. Šiuo metu Techninis projektas ir pirminė saugos analizės ataskaita derinama su valstybinėmis institucijomis.

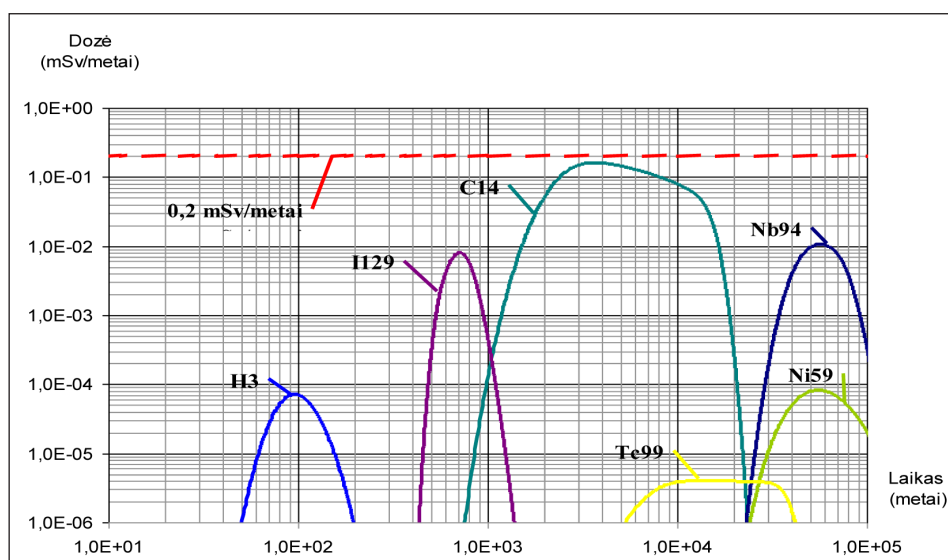
Radionuklidų sklaidos iš paviršinio atliekyno tyrimai

Jau aikštelių parinkimo etape vienas svarbiausių kriterijų buvo galimas paviršinio atliekyno radiologinis poveikis aplinkai ir žmonėms. Tuo tikslu atlikta potencialios radionuklidų sklaidos iš atliekyno vandens keliu analizė atsižvelgiant į konceptualią atliekyno konstrukciją ir geologines-hidrogeologines alternatyvių aikštelių ypatybes bei įvertinta, kokia galėtų būti gyventojų apšvita [21–23]. Radionuklidų sklaidos tyrimams sudaryti keli atliekyno raidos scenarijai, apimančys ne tik labiausiai tikėtiną raidą, bet ir galimas alternatyvas, pavyzdžiui, greitesnį nei numatyta inžinerinių barjerų suirimo atvejį. Tyrimų metu

parodyta, kad radionuklidų sklaidos vandens keliu nulemta metinė efektinė apšvitos dozė visų aikštelių atveju būtų mažesnė negu branduolinės saugos reikalavimuose [24] nustatyta gyventojų apribotoji metinė efektinė dozė (0,2 mSv/metus). Vis dėlto kai kuriais mažiau tikėtinais atvejais įvertinta metinė efektinė dozė būtų gana arti šios ribos (mažesnė apie 20 %) [23]. Radionuklidų sklaidos vertinimo iš paviršinio atliekyno, įrengto Apvardų aikštelėje, rezultatai greitesnio nei planuojama inžinerinių barjerų suirimo atveju parodyti 4 pav.

Sklaida vandens keliu ir galimas poveikis gyventojams buvo vertintas kelioms dešimtims radionuklidų, kurie nustatyti Ignalinos AE atliekose. Tyrimai parodė, kad didžiausią apšvitos dozę visais atvejais sukelia radionuklidas C-14, todėl reikia itin kruopščiai nustatyti jo aktyvumą atliekose. Šis radionuklidas aptinkamas tiek skystosiose, tiek kietosiose Ignalinos AE atliekose, o bendras aktyvumas gali būti apie 1 TBq. Iš kitų radionuklidų kaip svarbesni paminėtini H-3, Ni-59, Nb-94, Tc-99 ir I-129.

Atliktų radionuklidų sklaidos vertinimo rezultatų patikimumas pagrįstas aptariant scenarijų, modelių ir parametrų neapibrėžtumus bei atliekant rezultatų jautrumo ir neapibrėžtumo analizes, pasitelkiant deterministinius bei tikimybinus metodus [23, 25]. Jautrumo analizės metu nustatyta, kad daugiausia radionuklidų pernašai per



4 pav. Radionuklidų sklaidos nulemtų efektyvių dozių kaita Apvardų aikštelėje pagal inžinerinių barjerų degradacijos scenarijų [23]

inžinerinius ir gamtinius barjerus įtakos turintis procesas yra radionuklidų sorbcija.

Heterogeninio radionuklidų aktyvumo pasiskirstymo atliekose įtaka tirta vertinant radionuklidų sklaidą iš netolygiai atliekomis užkrauto rūšio. Nustatyta, kad radionuklidų tūrinis aktyvumas po rūšio dugnu, lyginant homogeninio ir heterogeninio atliekų aktyvumo pasiskirstymo rūsyje atvejus, neviršija dviejų kartų [25].

Atlikti radionuklidų sklaidos tyrimai leidžia geriau apibūdinti atliekų šalinimo sistemą, nustatyti svarbiausius radionuklidus, jų sklaidos parametrus ir optimizuoti atliekyno projektinius sprendinius.

GILUMINIS ATLIEKYNAS

Ignalinos AE saugomo PBK ir kitų ilgaamžių RA nebus galima talpinti projektuojamuose paviršiniuose atliekynuose, skirtuose trumpaamžėms atliekoms, todėl būtina tirti minėtų atliekų saugaus pašalinimo žemės gelmėse (300–1 000 m gylyje) galimybes. Pirminiais vertinimais, paviršinių atliekynų priimtimumo patalpinti kriterijų neatitiks šios atliekos:

- panaudotas branduolinis kuras (PBK);
- ilgaamžės vidutinio aktyvumo atliekos (E klasė);
- ilgaamžės mažo aktyvumo atliekos (panaudotas grafitas) (D klasė);
- panaudoti uždarieji jonizuojančiosios spinduliuotės šaltiniai (F klasė).

Galimybės Lietuvoje įrengti giluminį atliekyną bei padėti jame PBK ir ilgaamžės RA pradėtos vertinti nuo 2001 m., ėmus analizuoti šiuo tikslu tinkamas šalies teritorijoje esančias geologines formacijas [26]. Svarbu pažymėti, kad geologinių formacijų tinkamumo PBK ir ilgaamžių RA atliekynui įrengti vertinimas atliktas tik pagal archyvinę Lietuvos geologijos tarnybos duomenų bazėse sukauptą informaciją. Tiesioginiai nauji tiksliniai geofizikiniai, geologiniai, geocheminiai ir hidrogeologiniai tyrimai šiai problemai spręsti iki šiol nebuvo vykdomi. Vadovaujantis šia informacija, Lietuvos geologijos tarnybos specialistai kartu su Švedijos ekspertais nustatė, kad prioritetinės formacijos giluminiam atliekynui įrengti Lietuvoje yra molis (triaso, kambro) ir kristalinės uolienos [27].

Vykdam PBK šalinimo Lietuvoje galimybių tyrimus, Švedijos ekspertų konsultuojami LEI Branduolinės inžinerijos problemų laboratorijos

mokslininkai pasiūlė giluminio atliekyno PBK ir ilgaamžėms RA molio aplinkoje bei kristalinėse uolienose įrengimo Lietuvoje koncepcijas [28–29], kurios nuolat tikslinamos ir optimizuojamos atsižvelgiant į tarptautinę patirtį ir konkrečios atliekyno vietos fizikines, chemines, šilumines bei mechanines savybes. Analizuojant PBK šalinimo Lietuvoje galimybes, atliktas giluminio atliekyno įrengimo kristalinėse uolienose išlaidų įvertinimas bei pradėtas bendrasis atliekyno saugos vertinimas [30]. Tęsdami saugos vertinimus, LEI Branduolinės inžinerijos problemų laboratorijos mokslininkai analizavo atliekyno evoliucijos scenarijus, atliekyno aplinkoje išliekantiems dabartinėms sąlygoms, joms keičiantis, esant nesandariam vienam iš šalinimo konteinerių, įvertinta įvairių veiksnių įtaka radionuklidų [31–37] ir dujų [38–40] sklaidai bei tarpusavyje susijusių šilumos mainų (T), fluidų (dujų ir vandens) pernašos (H) ir mechaninių procesų (M) įtaka atliekyno saugai [41–44]. Geologijos ir geografijos instituto tyrėjai vykdė požeminio vandens tekėjimo ir radionuklidų sklaidos iš PBK atliekyno kristalinėse uolienose pietrytinėje Lietuvos dalyje skaitinius vertinimus [45–47].

2010 m. apibendrinus ir išplėtus ankstesnius tyrimus parengta ilgaamžių radioaktyviųjų atliekų talpinimo giliuose žemės sluoksniuose geologinių tyrimų programa [48], kurioje perspektyvios geologinės formacijos giluminiam atliekynui įrengti Lietuvoje susietos su konkrečiomis vietovėmis, išskiriant geologiniu, hidrogeologiniu, tektoniniu, litologiniu struktūriniu ir kt. požiūriu tinkamiausias teritorijas, o pasiūlytomis vietovėmis parengtas tiriamojo gręžinio projektinis pjūvis, konstrukcija ir tyrimų programa. 2011 m. šią programą peržiūrėję TATENA ekspertai pateikė pasiūlymų ir rekomendacijų tolesniems darbams. 2015 m. LEI Branduolinės inžinerijos problemų laboratorijos mokslininkai parengė Giluminio atliekyno vietos parinkimo tyrimų programą 2016–2021 m. ir atliekyno įrengimo planą, atsižvelgdami į tarptautinių ir nacionalinių dokumentų nuostatas bei TATENA ekspertų misijos rekomendacijas.

Kituose skyriuose plačiau aptariami pastarąjį dešimtmetį LEI Branduolinės inžinerijos problemų laboratorijos atliktų tyrimų rezultatai, gauti vertinant šiuos giluminių atliekynų saugos vertinimo aspektus: 1) dėl plieninių atliekyno komponentų korozijos susidaranciu dujų elgseną, atliekyną įrengus mologijoje aplinkoje; 2) radionuklidų sklaidą iš

atliekyno, įrengto kristalinėse uolienose; 3) tarpusavyje susijusių šilumos mainų (T), fluidų (dujų ir vandens) pernašos (H) ir mechaninių procesų (M) skaitinį vertinimą, atliekyną įrengus kristalinėse uolienose.

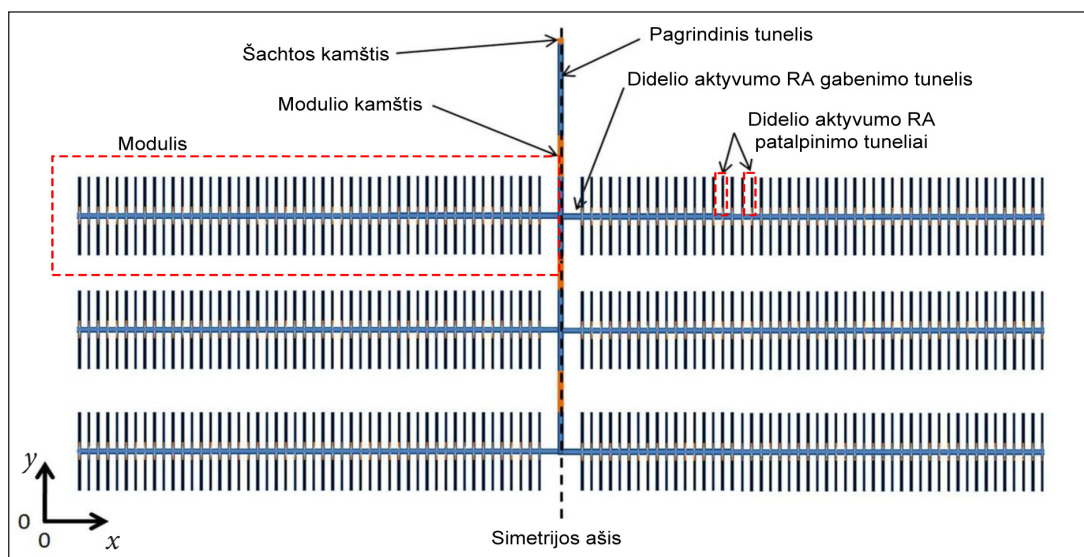
Dujų sklaidos vertinimas atliekyno patalpinimo tunelyje ir modulyje

Lietuvoje svarstomos dvi alternatyvios formacijos giluminiam atliekynui įrengti – kristalinės ir molingos uolienos. Pasirinkus molingų uolienų alternatyvą, būtina kiekybiškai įvertinti dėl plieninių RA konteinerių bei inžinerinių atliekyno komponentų korozijos susidaranciu vandenilio dujų potencialią grėsmę atliekyno saugai. Tarptautinių tyrimų, atliekamų pastaruosius du dešimtmečius, rezultatai rodo šias galimas grėsmes: 1) susidaranciu dujų viršslėgis gali paveikti mechaninį inžinerinių ir natūralių barjerų sistemos stabilumą; 2) gali būti pakeistas požeminio vandens tekėjimo režimas, o vyraujančią lėtą difuzinę pernašą pakeistų sparti konvekcine pernaša; 3) dujiniai radionuklidai bei toksiškos dujos gali patekti į biosferą [38]. Svarbu pažymėti, kad giluminį atliekyną Lietuvoje pasirinkus įrengti kristalinėse uolienose, dujų klausimas nebūtų aktualus, kadangi šioje koncepcijoje numatomi variniai PBK konteineriai, kurių korozija atliekynų sąlygomis vyksta itin lėtai.

Siekiant nustatyti giluminiam atliekynui, įrengtame molingoje aplinkoje, susidaranciu dujų sklaidos dėsningumus bei įvertinti įvairių veiks-

nių įtaką sklaidai ir dujų įtaką ilgalaikiai giluminio atliekyno saugai, buvo sukurti du skaitiniai modeliai: 1) vienam didelio aktyvumo RA patalpinimo tuneliui; 2) atliekyno moduliui (50-čiai tarpusavyje sujungtų didelio aktyvumo RA patalpinimo tunelių), plačiau žr. 5 pav. Sudarytuose modeliuose kompleksiskai įvertinama ne tik difuzinė ir konvekcine vandenyje ištirpusių dujų bei klampi-kapiliarinė dvifazio (vanduo ir dujos) srauto pernaša giluminio atliekyno medžiagose, tačiau ir dujų pernaša siaurais tunelių (pagrindinio, gabenimo, patalpinimo) inžineriniais tarpeliais. Dujų sklaidos vertinimas atliktas labiausiai tikėtiniu (natūralios evoliucijos) atliekyno vienalytėje molingoje aplinkoje scenarijaus atveju, priimant, kad korozijos procesas prasidės iš karto po giluminio atliekyno uždarymo, visuose RA patalpinimo tuneliuose vyks vienodu greičiu ir baigsis po 10 000 metų, visiškai suirus 5 cm storio plieninėms RA konteinerių sienelėms. Skaitinio dujų sklaidos vertinimo trukmė – 100 000 metų po atliekyno uždarymo. Išsamus šių modelių aprašymas, tyrimo metodika ir kitos modeliavimo prielaidos pateiktos [38–40] publikacijose. Skaitinis dujų sklaidos vertinimas atliktas kompiuterine programa TOUGH2 (JAV) bei jos grafine sąsaja PETRASIM (JAV).

Dujų sklaidos analizė giluminio atliekyno RA patalpinimo tunelyje ir modulyje parodė, kad inžineriniai tarpeliai, kasimo sutrikdytoji zona (KSZ) ir tunelio užpildas yra pagrindinės dujinio vandenilio, susidarancio dėl plieninių



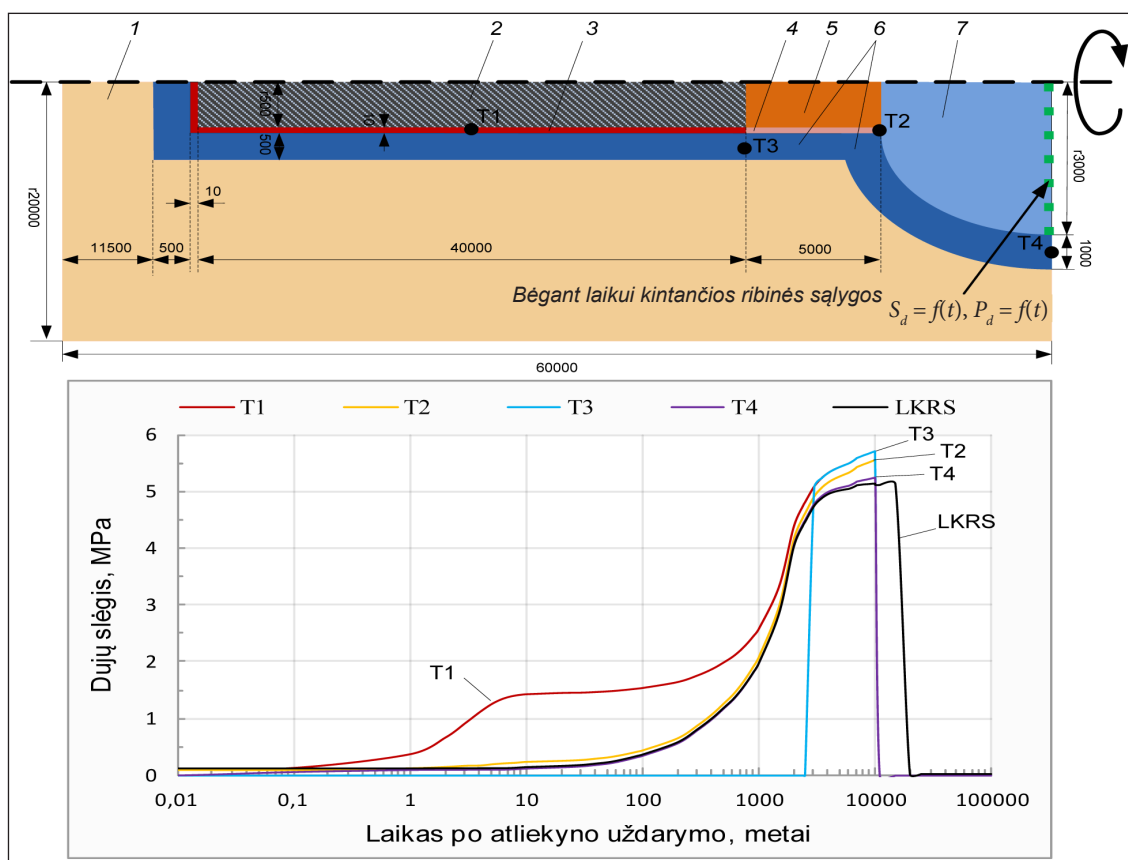
5 pav. Giluminio atliekyno, įrengiamo 500 m gylįje molingoje aplinkoje, bendrinė schema

konteinerių korozijos, kaupimosi medžiagos. Nesutrikdytoje molingoje aplinkoje dujinio vandenilio kiekis itin mažas. Pirmenybiniai sklaidos keliai dujoms yra inžineriniai tarpeliai ir KSZ. RA patalpinimo tunelio modelio rezultatai parodė, kad didžioji dalis (~73 %) susidariusio dujinio vandenilio sklinda konvekcinio būdu nuo RA patalpinimo tunelio gabenimo tunelio link. ~49 % dujinio vandenilio pernešama inžineriniais tarpeliais, o ~24 % – KSZ. Likusi susidariusių dujų dalis ištirpsta vandenyje ir difunduoja į molingąją aplinką, supančią patalpinimo tunelį. Atliekyno modulio modelio rezultatai tai patvirtino bei leido nustatyti, kad iš skirtingų RA patalpinimo tunelių į gabenimo tunelį patenkančių dujų kiekis šiek tiek skiriasi, santykinai didesnis dujų kiekis patenka iš RA patalpinimo tunelių, esančių arčiau pagrindinio tunelio. To priežastis – greitesnė į atliekyną pritekančio požeminio vandens apykaita modulyje tolstant nuo pagrindinio tunelio, t. y. sparčiau vykstantis difuzijos

procesas. Taip pat nustatyta, kad iš atliekyno modulio pašalinama ~6,7 % dėl korozijos susidariusių dujų, o likusios ištirpsta požeminiame vandenyje ir difuzijos būdu sklinda į supančią molingąją aplinką.

Abiejų modelių rezultatai parodė, kad atliekynė maksimalus viršslėgis, atsirandantis dėl susidaranciu dujų, pasiekiamas korozijos proceso pabaigoje. Savo skaitinėmis vertėmis (atitinkamai ~5,7 MPa RA patalpinimo tunelio modelyje (žr. 6 pav.) ir ~8 MPa atliekyno modulio modelyje) jis viršija pradinį (hidrostatinį) slėgį modeliuose, tačiau neviršija litostatinio geologinės aplinkos slėgio (~10 MPa) 500 m gylyje, todėl yra nepakankamas, kad sutrikdytų mechaninį inžinerinių barjerų sistemos stabilumą ir funkcionalumą.

Jautrumo analizės rezultatai parodė parametrų neapibrėžtumo ir įvairių veiksnių įtaką dujų sklaidos rezultatams. Nustatyta, kad didžiausią įtaką maksimalaus slėgio pokyčiams turi skvarbos koeficiento neapibrėžtumas inžineriniuose



6 pav. Dujų slėgio kaita analizuojamuose giluminio atliekyno RA patalpinimo tunelio taškuose. 1 – molingosios uolienos; 2 – RA konteineriai; 3 – inžinerinis tarpelis tarp RA konteinerių ir KSZ; 4 – inžinerinis tarpelis tarp bentonito kamščio ir KSZ; 5 – bentonito kamštis; 6 – KSZ; 7 – gabenimo tunelio užpildas

tarpeliuose ir KSZ, taip pat inžinerinių tarpelių neįvertinimas modeliuose. 7 pav. pateikta tornado diagrama, kurioje parodyti maksimalaus slėgio pokyčiai, gauti atskirai pakeitus kiekvieno parametro vertes iš nominalios į ribinę.

Dujinio ir vandenyje ištirpusio vandenilio pasiūalinimą iš RA patalpinimo tunelio ir modulio labiausiai veikia difuzinę pernašą lemiantys veiksniai – molekulinės difuzijos koeficiento neapibrėžtumai, alternatyvus porų vingiuotumo parametro modelis ar difuzijos proceso neįvertinimas modelyje. Mažiau įtakos turi temperatūros pokytis atliekyne, inžinerinių tarpelių neįvertinimas bei skvarbos koeficiento neapibrėžtumai KSZ. Labai nedaug įtakos (<2 %) dujų sklaidos vertinimo rezultatams turi alternatyvus santykinės skvarbos koeficiento modelis sutrikdytose ir nesutrikdytose molingose uolienose, korozijos proceso vėlavimas bei skaitinio vertinimo tikslumas modeliavimo programoje TOUGH2.

Radionuklidų sklaidos modeliavimas

Pagrindinis RA patalpinimo geologiniuose sluoksniuose principas – jos apgaubiamos keletu vienas kitą sustiprinančių ir papildančių pasyvių barjerų (daugiabarjerinės sistemos koncepcija). Galimi įvairūs RA konteinerio patalpinimo būdai (vertikalus, horizontalus, keletas konteinerių virš / šalia vienas kito ir kt.). Vykdamas radionuklidų sklaidos tyrimus kristalinėse uolienose Lietuvoje buvo nagrinėjamas tiek vertikalaus, tiek horizontalaus PBK konteinerio patalpinimo variantai, kaip parodyta 8 pav.

Radionuklidų sklaidos analizė yra viena svarbiausių atliekyno saugos vertinimo dalių. Išana-

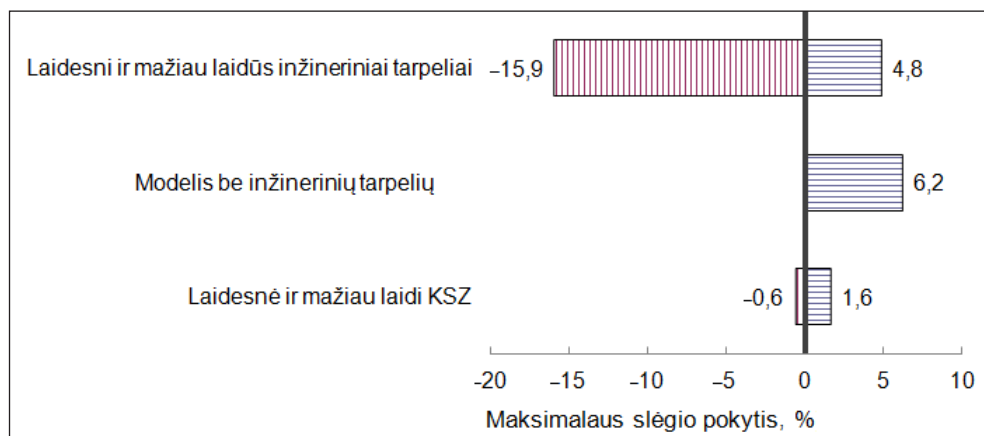
lizavus atliekyną sudarančių barjerų galimybes mažinti radionuklidų sklaidą iš atliekyno bei įvertinus biosferą pasiekusių radionuklidų lemiamą apšvitą, sprendžiama apie atliekyno saugą bei tinkamumą eksploatacijai.

Tęsiant radionuklidų sklaidos iš giluminio atliekyno tyrimus Lietuvoje, 2006 m. buvo išnagrinėtos atliekyno saugai vertinti svarbių (reikšmingų) radionuklidų identifikavimo metodikos ir pagrįstas šių radionuklidų, šalinant RBMK-1500 PBK, atrinkimas [31].

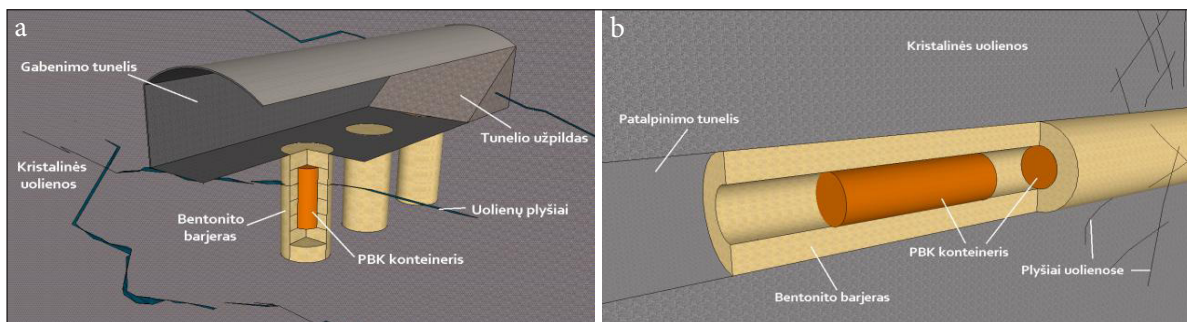
Vertikalus patalpinimas

Darbe [32] nagrinėta radionuklidų sklaida iš Lietuvos PBK atliekyno kristalinėse uolienose, esant vertikaliai ir horizontaliai konteinerio patalpinimo būdai. Gauti rezultatai parodė, kad abiem atvejais daugelis saugos požiūriu svarbių radionuklidų yra efektyviai sulaikomi inžineriniuose barjeruose ir skirtumai dėl konteinerio patalpinimo būdo yra nežymūs.

Tęsiant tyrimus buvo išnagrinėti radionuklidų sklaidos iš skirtingų reaktorių PBK ypatumai bendrinėmis sąlygomis [36]. Tyrimo metu buvo analizuojama radionuklidų, susidariusių Švedijos PBK ir Lietuvos RBMK-1500 kuro rinklės konstrukcijose bei pačiame branduoliniame kure, sklaida. Nagrinėjamo Lietuvos PBK pradinis įsodrinimas 2,8 % U-235 (su Er absorberiu), vidutinis išdegimas – ~29 MW/kgU. Analizės metu įvertinti du skirtingi konteinerio defekto kaitos bėgant laikui scenarijai. Radionuklidų sklaidos inžineriniuose barjeruose vertinimas atliktas kompiuterine programa AMBER (Jungtinė Karalystė), o sklaidai geologinėje aplinkoje



7 pav. Maksimalaus slėgio atliekyno modulyje jautrumo analizė

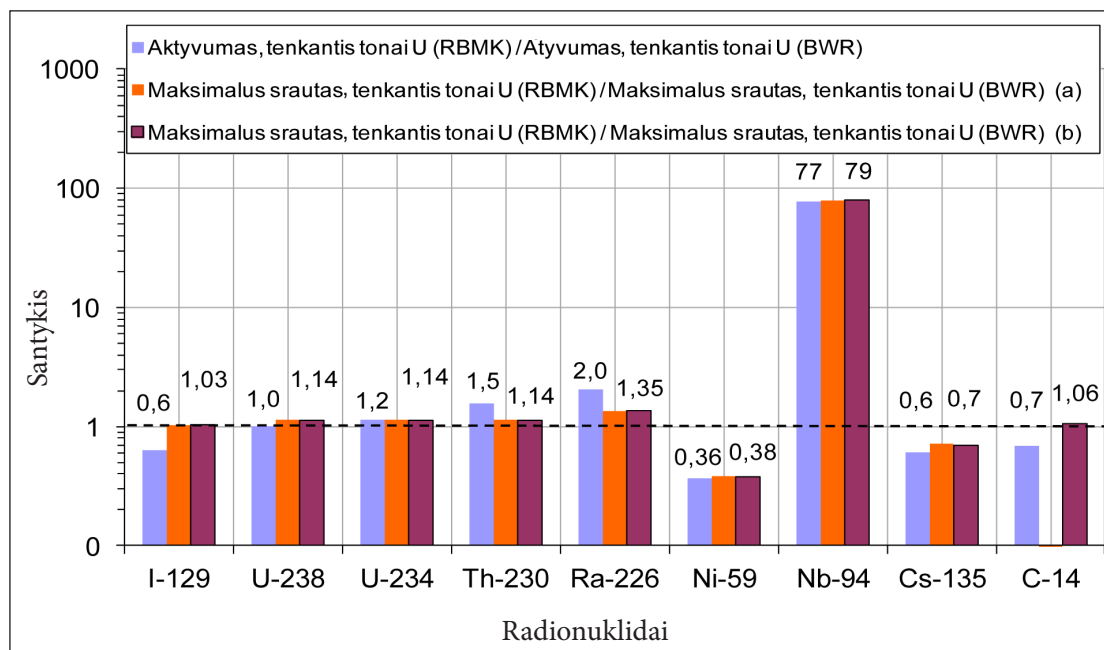


8 pav. Nagrinėti PBK konteinerio patalpinimo kristalinėse uolienose variantai Lietuvoje: a – vertikalus patalpinimas; b – horizontalus patalpinimas

vertinti naudota kompiuterinė programa TOUGH2 (JAV). Tyrimo rezultatai parodė, kad maksimalus radionuklidų srautas iš Lietuvos PBK atliekyno inžinerinių barjerų skiriasi nuo įvertinto maksimalaus srauto Švedijos PBK atveju, o gauti skirtumai nėra tiesiogiai proporcingi radionuklidų kiekiui PBK rinklėse (žr. 9 pav.). Skirtinga konteinerio sienelės defekto raida nagrinėtais atvejais kiekvieno radionuklido maksimaliam srautui turėjo nevienodos įtakos. Nustatyta, kad konteinerio sienelės defekto padidėjimo laiko ir radionuklidų sklaidos pradžios laiko neapibrėžtumas turi daugiausia įtakos Nb-94 ir C-14

srautui, o kitų radionuklidų Ni-59, I-129, Cs-135, Ra-226 maksimalus srautas iš inžinerinių barjerų padidėjo nežymiai, defektui padidėjus ir radionuklidų sklaidai prasidėjus anksčiau.

Palyginus I-129 srautą už geologinių barjerų RBMK-1500 ir Švedijos PBK atliekyno atveju, nustatyti skirtumai koreliuoja su radionuklido kiekio skirtumais įvairaus tipo PBK konteineriuose. Koreliacija nustatyta, nes maksimalų srautą už inžinerinių barjerų nulemiančio, akimirksniu iš PBK matricos išsiskiriančio, kiekio dominavimas gerokai sumažėja dėl geologinių barjerų gebos lėtinti radionuklidų pernašą.



9 pav. Skirtingų reaktorių PBK esančių radionuklidų kiekio, tenkančio 1 tonai urano, bei maksimalaus radionuklidų srauto už inžinerinių barjerų palyginimas: a – esant tikėtinioms konteinerio sienelės defekto parametrv vertėms, b – esant konservatyvioms konteinerio sienelės defekto parametrv vertėms

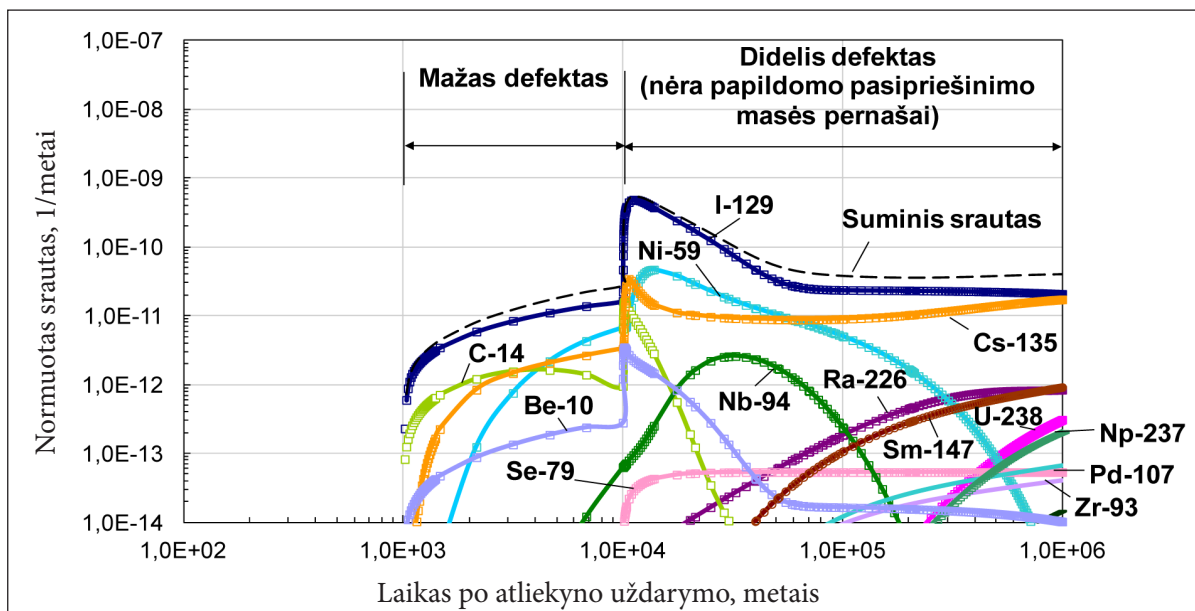
Horizontalus patalpinimas

Pirminė radionuklidų sklaidos RBMK-1500 PBK atliekyno inžineriniais barjeriais (artimojo lauko aplinkoje) analizė buvo vykdyta ir horizontaliai patalpinto konteinerio atveju. Laikyta, kad konteinerio sienelės defektas padidėja nuo PBK patalpinimo atliekayne praėjus 200 000 metų. Analizės rezultatai parodė, kad srauto už inžinerinių barjerų radioaktyvumą pradžioje labiausiai lemia Ni-59, I-129, o vėliau Ra-226 [33]. Nagrinėjant tolesnę radionuklidų sklaidą gamtiniuose barjeruose buvo analizuojami pagrindiniai pernašos procesai plyšiuotose gamtinėse sistemose (požeminio vandens geofiltracija, sorbcija, makrodispersija ir pan.). Radionuklidų sklaidos vertinimai apibrėžtoje plyšiuotoje aplinkoje atlikti naudojant susikertančių plyšių koncepciją (angl. *Discrete Channel Network Model*), realizuotą kompiuterine programa CHAN3D (Švedija). Gauti pirminiai rezultatai parodė, kad nagrinėtomis sąlygomis radionuklidų srautas iš tolimojo lauko aplinkos yra panašus į srautą iš artimojo lauko, tačiau kai kuriems (dėl sorbcijos ir difuzijos) radionuklidams pastebimas srauto sumažėjimas bei vėlavimas (Ni-59, Nb-94, Cs-135, Ra-226). Remiantis konservatyviais vertinimais, tikėtina, kad radionuklidų sklaidos iš RBMK-1500 PBK atliekyno kristalinėse uolienose nulemta gyventojų apšvitos dozė būtų dau-

giau nei 10 kartų mažesnė, palyginti su apribotąja doze. Pradžioje suminę apšvitos dozę lemtų nesorbuojamas radionuklidas I-129, o praėjus 300 000 metų jau vyrautų radionuklidas Ra-226.

Tęsiant radionuklidų pernašos tyrimus buvo nagrinėjami ir radionuklidų sklaidos dėsninumu, įvertinant konteinerio sienelės defekto dydžio, defekto padidėjimo laiko ir radionuklidų sklaidos pradžios laiko neapibrėžtumus. Kaip parodyta [35], radionuklidų srautas už inžinerinių barjerų yra intensyviausias padidėjus konteinerio sienelės defektui (žr. 10 pav.).

Išnagrinėjus su konteinerio sienelės defektu susijusių parametrų ir radionuklidų sklaidos pradžios laiko neapibrėžtumus gauta, kad esant mažam defektui daugiausia už atliekyno inžinerinių barjerų pasklinda I-129, C-14, Cs-135 ir Ni-59, padidėjus konteinerio sienelės defektui intensyviausias I-129, Cs-135 ir Ni-59 srautas. Maksimalus Nb-94 ir C-14 srautas priklauso nuo defekto pakitimo laiko, o I-129 ir Ra-226 srautui svarbiausias yra defekto dydis. Nustatytas maksimalus I-129 srautas už inžinerinių barjerų kito 2 kartus, o Ra-226 atveju – 1,5 karto, kai defekto padidėjimo laikas, pradinio defekto dydis ir radionuklidų sklaidos pradžios laikas kito nagrinėtose ribose. Atsižvelgiant į radionuklidų toksiškumą, pavojingiausiais buvo įvardyti C-14 ir I-129 radionuklidai, prasiskverbę pro



10 pav. Radionuklidų srauto už inžinerinių atliekyno barjerų kaita bėgant laikui

mažą konteinerio sienelės defektą. Esant dideliame konteinerio sienelės defektui, svarbiausi yra I-129 ir Ra-226 radionuklidai (ilgalaikėje perspektyvoje), tačiau reikia atsižvelgti ir į Ni-59, Nb-94, Cs-135 indėlių. Jei radionuklidų sklaida iš PBK prasideda anksti (0–300 metų laikotarpiu po atliekyno uždarymo), radiologiniu požiūriu svarbūs ir trumpamžiai radionuklidai Cs-137 ir Sr-90.

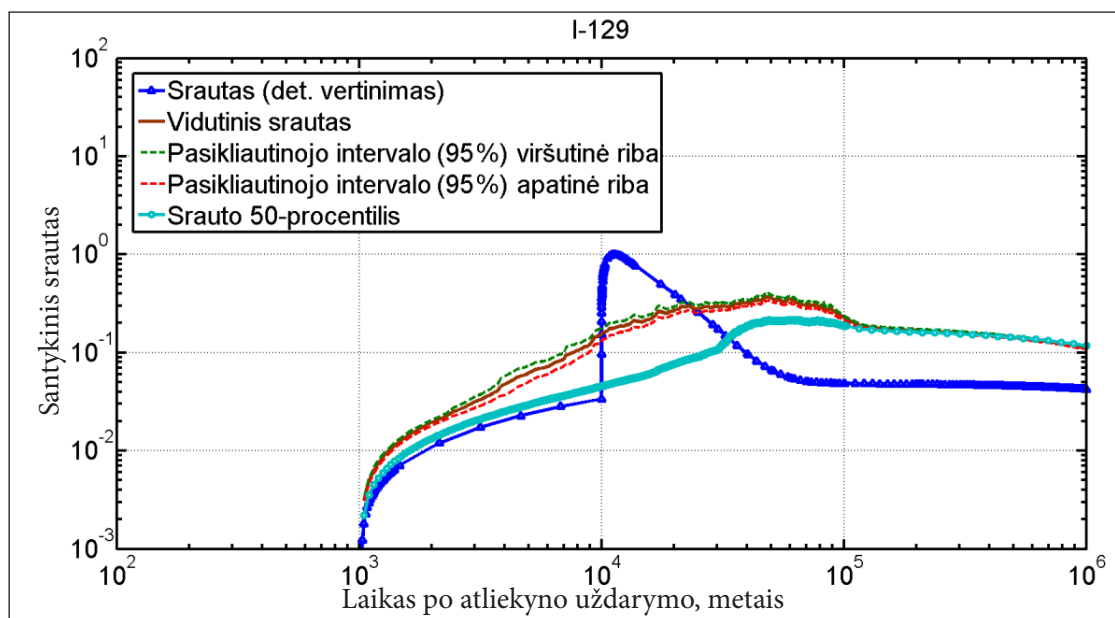
Toliau nagrinėjant radionuklidų I-129 ir Ra-226 sklaidos dėsningumus atlikta rezultatų neapibrėžtumo ir jautrumo analizė taikant tikimybinis analizės metodus [37]. Išnagrinėta įvairių veiksnių (susijusių su radionuklidų išsiskyrimo iš PBK, pernašos inžineriniais barjeriais ir už jų procesais, susijusių su konteinerio sienelės defekto kaita bėgant laikui) įtaka tiek maksimaliam radionuklidų srautui, tiek vidutiniam bėgant laikui kintančiam radionuklidų srautui už atliekyno inžinerinių barjerų. Radionuklidų sklaida analizuota kompiuterine programa AMBER, o rezultatų neapibrėžtumo ir jautrumo analizė atlikta naudojant techninio programavimo aplinką MATLAB. Tyrimo rezultatai parodė, kad radionuklido I-129 srauto kaitos bėgant laikui pobūdis skiriasi nuo nustatytojo, esant nominalioms nagrinėtų parametru vertėms (žr. 11 pav.). Nustatyta vidutinio srauto didžiausia vertė buvo apie 2,7 karto mažesnė nei esant nominalioms parametru vertėms ir priimtai konteinerio sienelės efekto padidėjimo laiko vertei

(10 000 metų po atliekyno uždarymo). Vidutinio srauto maksimali vertė taip pat nustatyta vėliau (praėjus maždaug 49 000 metų po atliekyno uždarymo).

Tyrimai taip pat patvirtino, kad konteinerio sienelės defekto padidėjimo laikas neturi žymios įtakos radionuklidų I-129 ir Ra-226 maksimaliai srauto vertei, tačiau gauta, kad šis parametras yra svarbus vidutinio I-129 srauto neapibrėžtumui. Pagal atliktos rezultatų jautrumo analizės rezultatus gauta, kad nagrinėjant I-129 maksimalaus srauto neapibrėžtumą tolesnius tyrimus tikslinga nukreipti į difuzijos koeficiento bentonito medžiagoje, akimirksniu iš PBK matricos išsiskiriančio kiekio ir PBK irimo greičio tikslinimą. Radionuklido Ra-226 atveju tikslinga vykdyti papildomus tyrimus, siekiant sumažinti PBK irimo greičio, sorbcijos koeficiento bentonito medžiagoje ir ekvivalentinio vandens srauto dydžio neapibrėžtumus.

Tarpusavyje susijusių šilumos mainų (T), fluidų (dujų ir vandens) pernašos (H) ir mechaninių procesų (M) modeliavimas

Giluminis atliekynas, įrengtas geologinėse struktūrose, sutrikdys stabilią, per ilgus amžius nusistovėjusią geologinę aplinką, o žemės gelmėse pašalinti PBK konteineriai emituos likutinį šilumos kiekį. Šie pokyčiai giluminio atliekyno aplinkoje lems tuo pačiu metu vykstančius ir tarpusavyje



11 pav. I-129 srauto į geosferą kaita bėgant laikui (deterministinės ir tikimybės analizės rezultatai)

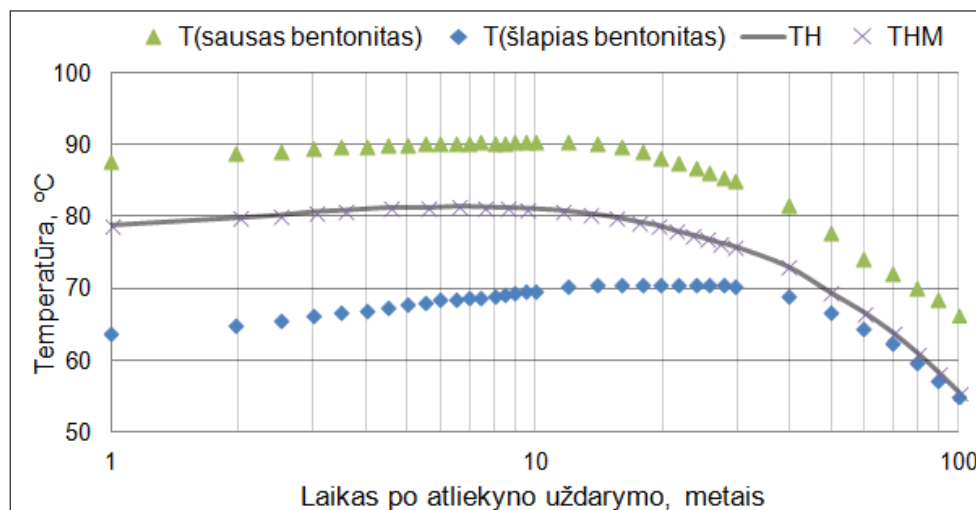
susijusius šilumos mainų (T), fluidų (drėgmės ir oro) pernašos (H) ir mechaninius (M) procesus. Kompleksinis šių procesų vertinimas yra svarbus atliekyno saugai.

Tyrimai LEI Branduolinės inžinerijos problemų laboratorijos, skirti nustatyti temperatūros pasiskirstymą giluminiame atliekyne, pradėti 2004 m., atlikus temperatūros kitimo modeliavimą conceptualiuose atliekynuose, įrengtuose molingose ir kristalinėse uolienose. Vertinimų, atliktų kompiuterine programa FLUENT (JAV), rezultatai parodė atstumo tarp PBK konteinerių ir bentonito šilumos laidumo (drėgnumo) svarbą nustatant konteinerio paviršiaus, bentonito ir artimos geologinės aplinkos temperatūras [41–42]. Reikia paminėti, kad ši analizė nėra visiškai tiksli, kadangi neįvertinama fluidų tekėjimo dinamika tiriamoje sistemoje, ir dėl PBK konteinerių emituojamos šilumos atsirandantys šiluminiai įtempimai medžiagose, lemiantys deformacijas ir poslinkius įvairiomis kryptimis.

2009 m. pradėtas kompleksinis T-H-M procesų vertinimas kompiuterine programa COMPASS (Jungtinė Karalystė). Atliktas skaitinis šių procesų modeliavimas aplink vieną iš konteinerių su jame esančiu RBMK-1500 PBK, patalpintu kristalinėse uolienose įrengtame giluminiame atliekyne. Analizės metu nustatytas temperatūros pasiskirstymas modeliuojamoje sistemoje, aukščiausia temperatūra, įvertinta inžinerinių barjerų medžiagos prisotinimo vandeniu dinamika bei mechaniniai poslinkiai inžineriniuose barjeruose. Analizuotos

vertikalaus ir horizontalaus PBK konteinerių patalpavimo alternatyvos. Lietuvoje kol kas neatlikti tyrimai, nustatantys geotechnines inžinerinių barjerų bei geologinių formacijų charakteristikas, todėl skaičiavimuose taikytos medžiagų parametų vertės, gautos eksperimentinių tyrimų metu Āspō (Švedija) požeminėje tyrimų laboratorijoje. Skaitinio vertinimo trukmė – 100 metų po atliekyno uždarymo. Atliktos tiek kompleksinė T-H-M procesų, tiek atskirai šiluminių ir hidrodinaminių procesų, įvertinant ir neįvertinant jų tarpusavio sąveikos, analizės (T, H, T-H). Išsamūs modelio aprašymai, tyrimo metodika ir kitos modeliavimo prielaidos pateiktos [43–44] publikacijose.

Šilumos sklaidos modeliavimo rezultatai (žr. 12 pav.) parodė šiluminių (T) ir hidrodinaminių (H) procesų bei jų sąveikos (T-H) kompleksinio vertinimo svarbą aukščiausios temperatūros inžineriniuose barjeruose vertei, o mechaninių procesų (M) įtaka šiai vertei buvo nedidelė. T analizės metu buvo priimti skirtingi inžinerinio barjero (bentonito) prisotinimo vandeniu variantai: 1) pesimistinis (sausas bentonitas, šilumos laidžio koeficientas mažas) ir 2) optimistinis (šlapias bentonitas, šilumos laidžio koeficientas didelis). Nustatyta, kad aukščiausia temperatūra yra PBK konteinerio paviršiuje, tačiau ji neviršija leistinos 100 °C temperatūros. Taip pat nustatyta, kad pagrindinis šilumos perdavimo būdas nagrinėtoje PBK atliekyno koncepcijoje yra šiluminis laidis (šilumos



12 pav. Temperatūros kitimas RBMK-1500 PBK konteinerio sienelės išoriniame paviršiuje T, T-H ir T-H-M analizės atvejais

pernaša dėl temperatūros gradiento medžiagoje), o konvekcinio šilumos perdavimo (šilumos pernašos tekančio fluidu srautu) dedamoji yra nežymi.

Vertinant inžinerinių barjerų prisotinimo vandeniui ypatumus nustatyta, kad bentonitas prisotina vandeniu greičiau nei tunelio užpildo medžiaga. H analizės metu (nesant šilumos šaltinio) stebimas sparčiausias bentonito prisotinimas vandeniui (~19 metų). Kompleksinių T-H ir T-H-M procesų analizės atvejais dėl išsiskiriančios šilumos iš RBMK-1500 PBK konteinerių visiškai prisotinimas trunka dvigubai ilgiau (~38 metus). Tunelio užpildo medžiagos prisotinimas vandeniui visais analizuotais atvejais užtrunka ilgiau nei analizuotasis laikotarpis (>100 metų). Tai susiję su šios medžiagos hidraulinėmis charakteristikomis. Gauti rezultatai T-H ir T-H-M analizės atvejais labai panašūs, todėl galima teigti, kad mechaniniai procesai tirtoje PBK šalinimo sistemoje nesukelia deformacijų, kurios gerokai pakeistų požeminio vandens judėjimo režimą. Didžiausi mechaniniai įtempimai atsiranda PBK patalpinimo gręžinio ir gabenimo tunelio sankirtoje, o aplink PBK konteinerį stebimi mažesni poslinkiai.

IŠVADOS

Lietuvos energetikos instituto Branduolinės inžinerijos problemų laboratorijos mokslininkai nuo 1994 m. aktyviai dalyvauja analizuojant radioaktyviųjų atliekų tvarkymo problemas Lietuvoje, vykdo mokslinius tyrimus, atliekynų saugos vertinimus ir yra sukaukę daug kompetencijos bei patirties šioje srityje.

Tyrimai, susiję su trumpaamžių labai mažo aktyvumo radioaktyviųjų atliekų atliekyno (Landfill) įrengimu, pradėti 2001 m. Projektuojant Landfill atliekyną dėl galimo dalinio aikštelės patvinimo pavasarinio polaidžio ar smarkių liūčių metu, taip pat dėl pasiūlytoje aikštelėje vyraujančių silpnų gruntų techniniame projekte numatyta įrengti gelžbetonį pagrindą. Šiuo metu pradedama šio atliekyno statyba. Atlikus visapusišką atliekyno saugos analizę parodyta, kad daugiausia įtakos atliekyno saugai turėtų C-14 ir Nb-94 radionuklidai.

Mažo ir vidutinio aktyvumo trumpaamžių radioaktyviųjų atliekų paviršinio atliekyno Lietuvoje įgyvendinimas vykdomas nuosekliai,

įvertinant teisinius, techninius, saugos, socialinius ir poveikio aplinkai aspektus. Atliekyno saugai pagrįsti atlikti sistemingi potencialios radionuklidų sklaidos tyrimai, kurie parodė svarbiausias tolesnių tyrimų kryptis. Nustatyta, kad didžiausias radiologinis poveikis nulemiamas radionuklido C-14, todėl itin daug dėmesio derėtų skirti jo aktyvumui atliekose nustatyti ir sklaidos aplinkoje tyrimams. Reikšmingiausias parametras radionuklidų pernašai yra sorbcijos koeficientas, todėl aplinkos gebėjimo sorbuoti radionuklidus tyrimai leistų gerokai sumažinti radionuklidų sklaidos neapibrėžtumus.

Galimybių Lietuvoje įrengti giluminį atliekyną tyrimai vyksta jau 15 metų. Lietuvos energetikos instituto Branduolinės inžinerijos problemų laboratorijos mokslininkų vykdomi moksliniai tyrimai skirti išnagrinėti atliekyno saugai svarbius dujų ir radionuklidų sklaidos procesus, nustatyti tarpusavyje susijusių šilumos mainų, fluidų pernašos ir mechaninių procesų sąveikos dėsningumus. Atlikus dujų sklaidos tyrimus conceptualaus giluminio atliekyno, įrengto molingoje aplinkoje, radioaktyviųjų atliekų patalpinimo tunelyje ir modulyje, nustatyta, kad pirmenybiniai dujų sklaidos keliai yra inžineriniai tarpeliai ir kasimo sutrikdytoji zona. Maksimalus dujų slėgis neviršija geologinės aplinkos slėgio 500 m gilyje, todėl yra nepakankamas, kad sutrikdytų mechaninį inžinerinių barjerų sistemos stabilumą ir funkcionalumą. Pastaraisiais metais daug dėmesio taip pat skirta radionuklidų iš RBMK-1500 panaudoto kuro sklaidos conceptualaus atliekyno inžineriniais barjeriais dėsningumų analizei, nagrinėta įvairių veiksnių, susijusių su radionuklidų pernašos procesais, atliekyno inžinerinių barjerų raida ir pan., įtaka radionuklidų sklaidai į geologinę aplinką. Šilumos sklaidos modeliavimo rezultatai parodė šiluminių (T) ir hidrodinaminių (H) procesų bei jų sąveikos (T-H) kompleksinio vertinimo svarbą aukščiausios temperatūros inžineriniuose barjeruose vertei, o mechaninių procesų (M) įtaka šiai vertei buvo nedidelė.

Santrumpos

AE – atominė elektrinė; KSZ – kasimo sutrikdytoji zona; LEI – Lietuvos energetikos institutas; LMA-RA – labai mažo aktyvumo radioaktyviosios atliekos; LR – Lietuvos Respublika; PAV – poveikio

aplinkai vertinimas; PBK – panaudotas branduolinis kuras; RA – radioaktyviosios atliekos; RATA – radioaktyviųjų atliekų tvarkymo agentūra; TATE-NA – tarptautinė atominės energijos agentūra.

Gauta 2016 06 21
Priimta 2016 07 15

Literatūra

- Radioaktyviųjų atliekų tvarkymo branduolinės energetikos objektuose iki jų laidojimo reikalavimai BSR-3.1.2-2010. Patvirtinta 2010 m. gruodžio 31 d. VATESI viršininko įsakymu Nr. 22.3-120.
- Poškas P., Adomaitis J. E., Ragaišis V., Šimonis V., Šmaižys A., Kilda R., Grigaliūnienė D. Progress of radioactive waste management in Lithuania. *Progress in Nuclear Energy*. 2012. Vol. 54(1). P. 11–21.
- Lietuvos Respublikos radioaktyviųjų atliekų tvarkymo įstatymas. *Valstybės žinios*. 2011. Nr. X1-1541.
- Aronsson D. *Shallow Land Repositories for Very Low Level Waste*. Sweden: Ringhals AB, 2009.
- Dutzer M., Chastagner F., Ricquart N., Duret F. Disposal of very low-level waste and safety assessment. *Proceedings of International Symposium on the Disposal of Low Activity Radioactive Waste, December 13–17, 2004, Cordoba, Spain*. P. 153–165.
- The Very-Low-Level Waste Disposal Facility. A New Management System*. France: ANDRA, 2008.
- Dahlberg J., Bergström U. *INPP Landfill*. Sweden: Studsvik RadWaste AB, 2004.
- Pradiniai inžineriniai geologiniai tyrimai, renkant aikštelę LANDFILL tipo talpyklai. Pirmasis etapas*. Kaunas: UAB „Hidroprojektas“, 2005.
- Pradiniai inžineriniai geologiniai tyrimai, renkant aikštelę LANDFILL tipo talpyklai. Antrasis etapas*. Kaunas: UAB „Hidroprojektas“, 2005.
- Lietuvos Respublikos Vyriausybės nutarimas Nr. 1267 „Dėl VĮ Ignalinos atominės elektrinės labai mažo aktyvumo radioaktyviųjų atliekų saugyklos ir kapinyno projektavimo“. *Valstybės žinios*. 2006. Nr. 92-3635.
- Trumpaamžių labai mažo aktyvumo radioaktyviųjų atliekų kapinynas: poveikio aplinkai vertinimo ataskaita*, 5 versija. Lietuvos energetikos institutas (rengėjas), UAB „Specialus montažas–NTP“ (leidėjas), 2009.
- Lietuvos Respublikos aplinkos ministerija. *Sprendimas dėl Ignalinos atominės elektrinės trumpaamžių labai mažo aktyvumo radioaktyviųjų atliekų kapinyno komplekso įrengimo galimybių*. 2009.
- Kilda R., Poškas P., Grigaliūnienė D. Landfill tipo radioaktyviųjų atliekų kapinynui numatytų aikštelių įvertinimas. 1. Radionuklidų sklaidos vandens keliu analizė. *Energetika*. 2007. Vol. 53(4). P. 45–51.
- Lietuvos higienos norma HN 73:2001. Pagrindinės Lietuvos Respublikos saugos normos darbuotojų ir gyventojų sveikatai apsaugoti nuo jonizuojančios spinduliuotės sąlygojamų pavojų. *Valstybės žinios*. 2002 m. Nr. 11-388; 2003 m. Nr. 90-4080; 2011 m. Nr. 130-6193.
- Lietuvos higienos norma HN 99:2011. Gyventojų apsauga įvykus radiologinei ar branduolinei avarijai. *Valstybės žinios*. 2011. Nr. 155-7369.
- Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities. Results of a Coordinated Research Project*. Vol. 1 & 2. IAEA: Vienna, 2004.
- Radioaktyviųjų atliekų priėmimo į paviršinių radioaktyviųjų atliekų atliekyną kriterijai. BSR-3.2.1-2015. TAR, 2015-05-27, Nr. 8169.
- Reference Design for a Near Surface Repository for Low- and Intermediate-Level Short Lived Radioactive Waste in Lithuania. Final Project Report*. Ministry of Economy of the Republic of Lithuania, Radioactive Waste Management Agency, Swedish International Project, SKB-SWECO International-Westinghouse Atom Joint Venture, 2002.
- Kilda R., Poškas P., Ragaišis V. Modelling of nuclide migration for support of the site selection for near surface repository in Lithuania. *Proceedings of the International Topical Meeting TOPSEAL, September 17–20, 2006, Olkiluoto information centre, Finland*. P. 1–5.
- Paviršinio radioaktyviųjų atliekų kapinyno įrengimo poveikio aplinkai vertinimo ataskaita*. 4 versija. Lietuvos energetikos institutas, Geologijos ir geografijos institutas, 2005.

21. Paviršinio radioaktyviųjų atliekų kapinyno įrengimo poveikio aplinkai vertinimo papildyta ataskaita. Versija 3–2, RATA, 2007.
22. Kilda R., Poškas P., Ragaišis V. Radionuklidų sklaidos iš numatomo Lietuvoje paviršinio radioaktyviųjų atliekų kapinyno vertinimas. 1. Galilaukės aikštelė. *Energetika*. 2007. Vol. 53(2). P. 1–7.
23. Kilda R., Poškas P., Ragaišis V., Grigaliūnienė D. Radionuklidų sklaidos iš numatomo Lietuvoje paviršinio radioaktyviųjų atliekų kapinyno vertinimas. 2. Apvardų aikštelė. *Energetika*. 2008. Vol. 54(2). P. 41–48.
24. Radionuklidų išmetimo į aplinką iš branduolinės energetikos objektų normos ir reikalavimai radionuklidų išmetimo į aplinką planui. BSR-1.9.1-2011. *Valstybės žinios*. 2011. Nr. 118-5599.
25. Poškas P., Kilda R., Ragaišis V., Sullivan T. Impact of spatial heterogeneity of source term in near-surface repository on releases to groundwater pathway. *Nuclear Technology*. 2008. Vol. 161(2). P. 140–155.
26. Poškas P., Narkūnienė A., Grigaliūnienė D. Overview of the Lithuanian programme for disposal of RBMK-1500 spent nuclear fuel. *Mineralogical Magazine*. 2015. Vol. 79(6). P. 1581–1589.
27. *Investigation of Possibilities to Dispose of Spent Nuclear Fuel in Lithuania: A Model Case. Volume 1 Suitability of Geological Environment in Lithuania for Disposal of Spent Nuclear Fuel*. Lietuvos geologijos tarnyba, Geologijos geografijos institutas. 2005. 66 p.
29. Poškas P. ir kt. *Gelminio kapinyno panaudotam branduoliniam kurui palaidoti Lietuvoje bendrinės koncepcijos parengimas: mokslinio darbo galutinė ataskaita*. Kaunas: LEI, 2003. 82 p.
29. *Investigation of Possibilities to Dispose of Spent Nuclear Fuel in Lithuania: A Model Case. Volume 2 Concept of Repository in Crystalline Rocks*. Lietuvos energetikos institutas. 2005. 46 p.
30. *Investigation of Possibilities to Dispose of Spent Nuclear Fuel in Lithuania: A Model Case. Volume 3 Generic Safety Assessment of Repository in Crystalline Rocks*. Lietuvos energetikos institutas. 2005. 69 p.
31. Brazauskaitė A., Poškas P. Radionuklidų sklaida iš kristalinėse uolienose įrengto geologinio kapinyno RBMK-1500 panaudotam branduoliniam kurui laidoti. 2. Geologinio kapinyno saugos vertinimui svarbių radionuklidų identifikavimas. *Energetika*. 2006. Vol. 52(2). P. 47–56.
32. Poškas P., Brazauskaitė A. Modeling of radionuclide releases from the geological repository for RBMK-1500 spent nuclear fuel in crystalline rocks in Lithuania. *Proceedings of the 11th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management (ICEM 2007), September 2–6, 2007, Bruges, Belgium*. P. 305–310.
33. Brazauskaitė A., Poškas P. Radionuklidų sklaida iš kristalinėse uolienose įrengto geologinio kapinyno RBMK-1500 panaudotam branduoliniam kurui laidoti. 3. Radionuklidų sklaida artimojo lauko aplinkoje. *Energetika*. 2007. 53(1). P. 15–22.
34. Brazauskaitė A., Poškas P. Radionuklidų sklaida iš kristalinėse uolienose įrengto geologinio kapinyno RBMK-1500 panaudotam branduoliniam kurui laidoti. 4. Radionuklidų sklaida tolimojo lauko aplinkoje. *Energetika*. 2008. Vol. 54(1). P. 58–64.
35. Poškas P., Narkūnienė A., Grigaliūnienė D., Kilda R. Analysis of radionuclide release through EBS of conceptual repository for Lithuanian RBMK spent nuclear fuel disposal-case of canister with initial defect. *Nukleonika*. 2013. Vol. 58(4). P. 487–495.
36. Poškas P., Narkūnienė A., Grigaliūnienė D., Finsterle S. Comparison of radionuclide releases from a conceptual geological repository for RBMK-1500 and BWR spent nuclear fuel. *Nuclear Technology*. 2014. Vol. 185(3). P. 322–335.
37. Narkūnienė A., Poškas P., Kilda R., Bartkus G. Uncertainty and sensitivity analysis of radionuclide migration through the engineered barriers of deep geological repository: Case of RBMK-1500 SNF. *Reliability Engineering & System Safety*. 2015. Vol. 136. P. 8–16.
38. Justinavičius D., Poškas P. Dujų sklaidos modeliavimas didelio aktyvumo radioaktyviųjų atliekų konceptualaus geologinio atliekyno tunelyje. *Energetika*. 2012. Vol. 58(2). P. 97–107.
39. Justinavičius D., Narkūnienė A., Poškas P. Impact of different factors on gas migration in the disposal cell of conceptual geological repository for high level radioactive waste. *Mechanika*. 2012. Vol. 18(6). P. 650–656.
40. Justinavičius D., Poškas P. Temperature and tortuosity effect on gas migration in a high-level

- waste disposal tunnel. *Mineralogical Magazine*. 2015. Vol. 79(6). P. 1317–1325.
41. Sirvydas A., Poškas P. Panaudoto RBMK-1500 branduolinio kuro, palaidoto konceptualiaame kapinyne, temperatūros kitimo modeliavimas. 1. Temperatūros kitimas molingose uolienose įrengtame kapinyne. *Energetika*. 2009. Vol. 55(1). P. 1–5.
 42. Sirvydas A., Poškas P. Panaudoto RBMK-1500 branduolinio kuro, palaidoto konceptualiaame kapinyne, temperatūros kitimo modeliavimas. 2. Temperatūros kitimas kristalinėse uolienose įrengtame kapinyne. *Energetika*. 2010. Vol. 56(3–4). P. 260–266.
 43. Justinavičius D., Poškas P. Termo-hidro-mechaninių procesų panaudoto branduolinio kuro giluminiame kapinyne modeliavimas. *Energetika*. 2011. Vol. 57(3). P. 172–180.
 44. Justinavičius D., Sirvydas A., Poškas P. Thermal analysis of reference repository for RBMK-1500 spent nuclear fuel in crystalline rocks. *Journal of Thermal Analysis and Calorimetry*. 2014. Vol. 118(2). P. 767–773.
 45. Jakimavičiūtė-Maselienė V., Mažeika J., Petrošius R. Modelling of coupled groundwater flow and radionuclide transport in crystalline basement using FEFLOW 5.0. *Journal of Environmental Engineering and Landscape Management*. 2006. Vol. 14(2). P. 101–112.
 46. Jakimavičiūtė-Maselienė V., Mažeika J., Petrošius R. Modelling of radionuclide transport in crystalline basement for demonstration of spent nuclear fuel disposal feasibility (case of south-eastern Lithuania). *Geologija*. 2006. Vol. 55. P. 24–36.
 47. Jakimavičiūtė-Maselienė V., Mažeika J., Motiejūnas S. Radionuclide and heat transport from hypothetical SNF canister in crystalline basement, case of south-eastern Lithuania. *Journal of Environmental Engineering and Landscape Management*. 2012. Vol. 20(2). P. 121–128.
 48. Račkauskas V. (atsak. vykd.), Juodkakis V., Mokrik R., Abromavičiūtė A. *Ilgaamžių radioaktyviųjų atliekų laidojimo žemės sluoksniuose geologinių tyrimų programa ir infrastruktūros vystymo koncepcija*. Vilnius: UAB „GROTA“, 2010. 58 p.

**Povilas Poškas, Dalia Grigaliūnienė,
Darius Justinavičius, Raimondas Kilda,
Asta Narkūnienė**

**PROGRESS IN THE IMPLEMENTATION OF
THE RADWASTE DISPOSAL FACILITIES
IN LITHUANIA AND THEIR SAFETY
ASSESSMENT**

Summary

Nuclear energy as well as other industries produce not only useful production but also waste. Nuclear waste is radioactive and – although its relative volume is considerably lower compared to waste produced by other sectors – it poses considerable hazard to the environment and the public. Radioactive waste is defined as used and unsuitable for use radioactive materials the activity levels of which exceed the norms. Radioactive waste includes spent nuclear fuel and other non-reusable materials that are contaminated with radionuclides or contain them and that have a higher radionuclide specific activity than the clearance level. Depending on radioactive waste, the hazard it poses to human health is different; hence, radioactive waste is divided into types and classes. Depending on the waste type and class, different management, storage, and disposal methods are applied, and the types of the repositories differ as well (landfill, near-surface, or geological repository).

Since 1994, researchers of the Nuclear Engineering Laboratory, Lithuanian Energy Institute have broadened their experience by analysing and solving radioactive waste management problems in Lithuania and worldwide. This article reviews the progress of the last decade of implementing repositories for radioactive waste in Lithuania while devoting special attention to their safety assessment.

Keywords: radioactive waste, landfill repository, near-surface repository, deep geological repository, safety assessment