
Ignalinos AE eksploatuojamos trumpaamžių kietųjų radioaktyviųjų atliekų saugyklos radiacinių charakteristikų įvertinimas

**Artūras Šmaižys,
Povilas Poškas,
Valdas Ragaišis**

*Lietuvos energetikos institutas,
Branduolinės inžinerijos problemų
laboratorija,
Breslaujos g. 3, LT-3035 Kaunas*

Ignalinos atominė elektrinė (AE) yra pagrindinis radioaktyviųjų atliekų šaltinis Lietuvoje. Eksploatuojant elektrinę per metus susidaro apie 2100 m³ įvairių radioaktyviųjų atliekų (išskyrus panaudotą branduolinį kurą), iš kurių 1100–1200 m³ yra kietosios atliekos, laikinai saugomos Ignalinos AE teritorijoje esančiuose saugyklose – betoniniuose pastatuose 155, 155/1, 157 ir 157/1. Valstybinės atominės energetikos saugos inspekcijos (VATESI) išduotoje Ignalinos AE I bloko eksploatavimo licencijoje nurodyta viena sąlygų – turi būti atlikta nuodugni esamų kietųjų radioaktyviųjų atliekų saugyklų saugos analizė. Šiame darbe pateikiamas vieno eksploatuojamų pastatų radiacinių charakteristikų vertinimas, kuris buvo atliekamas skaitiniais metodais, naudojant Prancūzijoje sukurta MERCURE-5.3 kompiuterinį kodą. Apskaičiuotos lygiavertės dozės galios reikšmės palygintos su matavimo rezultatais. Be to, remiantis tam tikrais susidariusių kietųjų radioaktyviųjų atliekų kiekių ir krovimo scenarijais, prognozuota, kokios bus lygiavertės dozės galios vertės visiškai užpildžius pastato sekcijas ir ar jos atitiks radiacinio saugumo normas.

Raktažodžiai: radioaktyviosios atliekos, radioaktyviųjų atliekų saugykla, lygiavertės dozės galia

1. ĮVADAS

Eksploatuojant Ignalinos AE per metus susidaro apie 2100 m³ įvairių radioaktyviųjų atliekų (išskyrus panaudotą branduolinį kurą), iš jų apie 1100–1200 m³ yra kietosios, 700 m³ bitumuotos ir kitos atliekos. Medicinos įstaigose, pramonėje ir mokslinių tyrimų centruose per metus susidaro dar keli kubiniai metrai radioaktyviųjų atliekų. Visos šios atliekos yra laikinai saugomos Ignalinos AE teritorijoje esančiuose specialiuose pastatuose. Pagal radioaktyviųjų atliekų tvarkymo įstatymo [1] 16.1 straipsnį, „radioaktyviųjų atliekų tvarkymo įrenginį eksploatuojanti organizacija privalo, jei to reikalauja licenciaras, įvertinti jo saugą, radiacinės saugos būklę ir atlikti visus pagrįstus praktiškai įmanomus patobulinimus, siekdama šį įrenginį padaryti saugesnį“. Valstybinės atominės energetikos saugos inspekcijos (VATESI) išduotoje Ignalinos AE I bloko eksploatavimo licencijoje nurodyta viena sąlygų – turi būti atlikta nuodugni eksploatuojamų kietųjų radioaktyviųjų atliekų saugyklų saugos analizė. Ignalinos AE teritorijoje esantys 155, 155/1, 157, 157/1 pastatai skirti kietosioms radioak-

tyviosioms atliekoms laikinai saugoti. 155 ir 155/1 pastatai jau užpildyti radioaktyviosiomis atliekomis ir uždaryti, o 157 ir 157/1 pastatai dar eksploatuojami. Šiame straipsnyje pateikiamas 157/1 pastato radiacinių charakteristikų įvertinimas.

2. KIETOSIOS RADIOAKTYVIOSIOS ATLIEKOS

Nors normatyviniame dokumente „Radioaktyviųjų atliekų tvarkymo atominėje elektrinėje iki jų laidojimo reikalavimai“ [2] ir įteisinta nauja kietųjų radioaktyviųjų atliekų klasifikacija, Ignalinos AE ji dar neįdiegta, todėl toliau straipsnyje remiamasi senąja klasifikavimo sistema. Taigi kietosios radioaktyviosios atliekos, priklausomai nuo paviršinės lygiavertės dozės galios reikšmės ir sudėties (degios ir nedegios), skirstomos į 3 grupes:

1) Mažo aktyvumo atliekos (MAA) (arba 1-os grupės atliekos) – daugiausia susidaro normalaus Ignalinos AE eksploatavimo metu. Degias MAA sudaro apsauginiai drabužiai, individualios apsaugos priemonės, popierius, plastmasės atliekos, polietileno plėvelė, gumos gaminiai, medinių konstrukcijų at-

liekos ir kt. Degių MAA per metus, įskaitant ir supresuotas atliekas, susidaro vidutiniškai 300 m³. Nedegias MAA sudaro statybinės atliekos ir nuolaužos (plytos, betonas), metalo laužas, šilumos izoliacija, kabelių liekanos ir kitos atliekos. Šios grupės nedegių atliekų susidaro vidutiniškai 600 m³ per metus.

2) Vidutinio aktyvumo atliekos (VAA) (arba 2-os grupės atliekos) susidaro atliekant elektrinės remonto darbus. Per metus susidaro vidutiniškai 70 m³ degių ir 110 m³ nedegių VAA. Šią grupę sudarančių atliekų sudėtis faktiškai identiška MAA, tik VAA yra labiau radioaktyviai užterštos.

3) Didelio aktyvumo atliekas (DAA) (arba 3-ios grupės atliekas) (vidutiniškai 100 m³ per metus) sudaro didelio aktyvumo metalai. Tai supjaustytos panaudoto branduolinio kuro rinklių metalinės dalys ir kiti naudoti reaktoriaus komponentai (sugėrimo ir valdymo strypai, valdymo ir apsaugos sistemos aušinimo kontūro vamzdžiai, davikliai ir kt.).

Kietosios radioaktyviosios atliekos laikinai yra saugomos Ignalinos AE teritorijoje esančiose saugyklose – betoniniuose pastatuose 155, 155/1, 157 ir 157/1, kurių bendras naudingas tūris apie 30000 m³. Saugyklos turi specialias radioaktyviųjų atliekų transportavimo priemones bei kėlimo mechanizmus, dezaktyvavimo įrenginius, vandens šalinimo sistemą ir kitą įrangą. Degių kietųjų atliekų saugojimo sekcijose yra gaisro signalizacijos bei gesinimo sistemos. Pagal darbo zonų klasifikavimą atominėje elektrinėje [3], minėti pastatai priklauso II kategorijai, juose leistina dozės galia 12–56 μSv/h.

Atlikti tyrimai [4–6] parodė, kad Ignalinos AE dabartinės kietųjų atliekų saugyklos netinka čia sukrautų atliekų palaidojimui ir gali būti naudojamos tik vidutinės trukmės laikinam saugojimui, todėl visos, minėtuose pastatuose sukauptos, radioaktyviosios kietosios atliekos turės būti išimtos, apibūdintos, tinkamai apdorotos ir palaidotos.

3. RADIACINIŲ CHARAKTERISTIKŲ ĮVERTINIMO METODIKA

Įvertinimas buvo atliekamas skaitiniais metodais, o gauti rezultatai palyginti su išmatuotomis lygiavertės dozės galios reikšmėmis. Lygiavertės dozės galia, kurią sukelia γ spinduliuotė, buvo skaičiuojama Prancūzijoje sukurtu MERCURE-5.3 kompiuteriniu kodu [7]. Pagrindiniai įvedimo duomenys, reikalingi skaičiavimo modeliui:

- sistemos geometrija ir matmenys;
- cheminiai elementai, sudarantys vieną ar kitą medžiagą;
- spinduliuotės šaltinio parametrai (emisija, energetinis spektras).

Rezultato tikslumas tiesiogiai priklauso nuo įvedamų duomenų tikslumo. Pagal 157/1 pastato brėžinius, padarius nežymius supaprastinimus, MERCURE-5.3 kodui buvo sudaryta skaičiavimo modelio geometrija. Tikslių duomenų apie cheminius elementus bei jų kiekius, kurie sudaro pastato betonines sienas ir radioaktyviausias atliekas, nepavyko gauti, todėl buvo daromos prielaidos, imant standartinės cheminės sudėties betoną, o pastato sekcijose, kuriose sukrautos MAA ir VAA, vietoj atliekų naudota oro cheminė sudėtis (to-

1 lentelė. Skaičiavimuose vertinami nuklidai

Nuklidas	γ kvantų energija keV	Išėiga
Co ⁶⁰	1332,5	0,999
	1173,2	0,999
Cs ¹³⁷	661,6	0,851
	Cs ¹³⁴	1365,2
		1167,7
	1038,4	0,0102
	802,1	0,0810
	795,8	0,8540
	604,7	0,9750
	569,4	0,1500
	563,2	0,0840
	475,3	0,0149
Mn ⁵⁴	834,4	0,999
Nb ⁹⁵	765,8	0,998
Zr ⁹⁵	724,2	0,811

2 lentelė. γ kvantų emisijos energetinis spektras 157/1 pastato sekcijose

Sekcija	Atliekos	Energija MeV		
		1,750–1,250	1,250–0,750	0,750–0,507
emisija γ/(s · m ³)				
1	MAA	9,84E+09	1,10E+10	5,60E+09
2	MAA	9,60E+08	1,08E+09	3,54E+09
3	MAA	1,10E+09	1,39E+09	5,91E+09
4	MAA	1,20E+09	1,41E+09	5,58E+09
5	VAA	1,14E+10	1,29E+10	9,17E+09
6	MAA	2,97E+09	3,44E+09	2,32E+09
7	MAA	1,17E+09	1,37E+09	3,05E+09
9	MAA	3,14E+06	3,97E+07	1,02E+07
10	MAA	2,60E+09	3,02E+09	3,67E+09
11	MAA	3,47E+09	4,08E+09	3,84E+09
12	MAA	2,42E+06	5,23E+06	2,68E+07
13	MAA	1,05E+07	1,84E+07	3,47E+07
14	MAA	2,96E+07	3,11E+07	8,34E+07
16	VAA	3,54E+08	5,64E+08	2,28E+09
18/1	MAA	1,31E+07	1,64E+07	2,12E+05
18/2	VAA	2,92E+08	3,88E+08	2,81E+07
21/1	MAA	6,04E+07	7,71E+07	6,50E+06

kiu būdu nevertinamas γ spinduliuotės slopinimas atliekose). Spinduliuotės šaltinio parametrai buvo nustatyti, pasirinkus izotopinės sudėties ir aktyvumo duomenimis, esančiais Ignalinos AE kietųjų radioaktyviųjų atliekų registravimo duomenų bazėje. Be visų kitų duomenų, šioje duomenų bazėje yra pateikiamos pastato kiekvienoje sekcijoje esančių radioaktyviųjų nuklidų aktyvumo reikšmės. Yra žinomi šešiolikos nuklidų aktyvumai: Cr^{51} , Mn^{54} , Mn^{56} , Fe^{59} , Co^{60} , Co^{58} , Zn^{65} , Zr^{95} , Nb^{95} , Mo^{99} , Cs^{137} , Cs^{136} , Cs^{134} , I^{131} , La^{140} , W^{187} . Atlikus preliminarius lygiavertės dozės skaičiavimus, paaiškėjo, kad dėl gana storų pastato šoninių sienų ir stogų, nuklidų, turinčių mažą aktyvumą arba emituojamą γ kvantų energiją, mažesnę nei 500 keV, įtaka lygiavertės dozės reikšmei yra nedidelė. Todėl skaičiavimuose vertinami tik šeši nuklidai, kurių sąrašas ir charakteristikos [8] pateikiamos 1 lentelėje.

Spinduliuotės šaltinį sudaro γ kvantų emisija iš radioaktyviųjų atliekų. Pagal tai, kurie nuklidai vertinami skaičiavimuose ir koks jų aktyvumas, sudarytas emisijos spektras kiekvienai pastato sekcijai (2 lentelė).

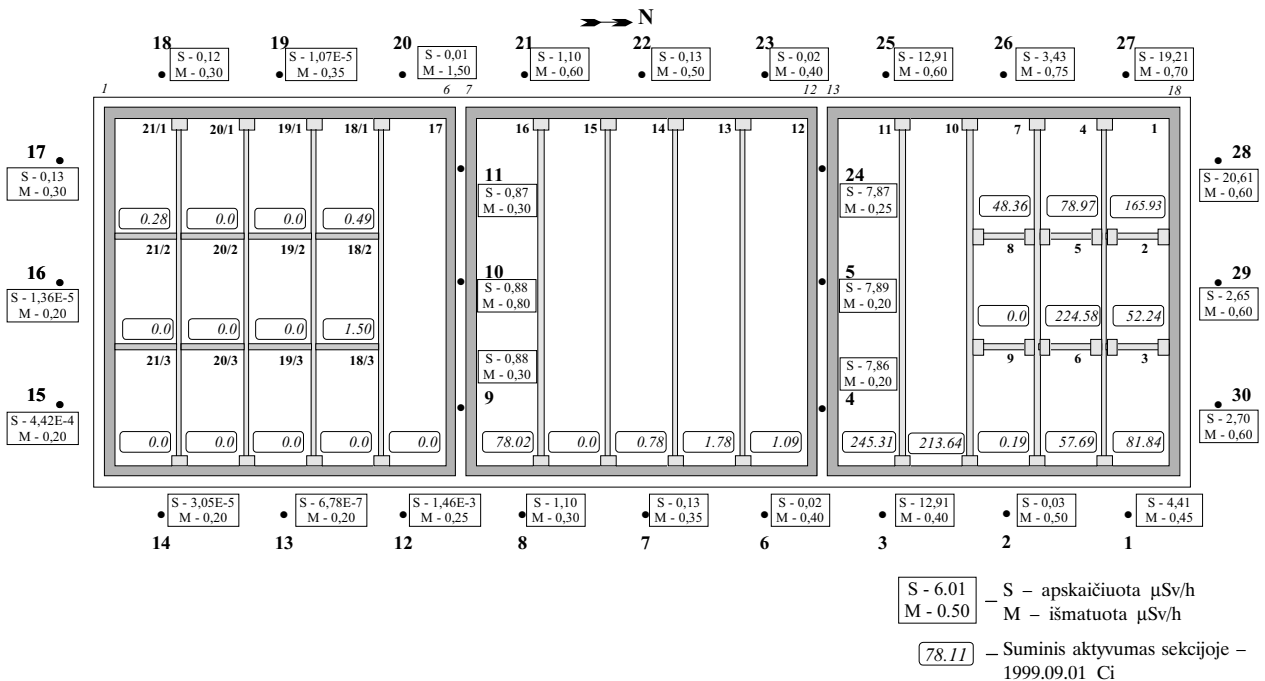
Kaip matyti iš pateiktų duomenų, γ kvantų emisijos reikšmės tam tikrose sekcijose labai skiriasi (visa eilė ir daugiau), net ir tada, kai radioaktyviosios atliekos yra tos pačios grupės. Tai būtų galima paaiškinti tuo, kad 1995 m. pakeista radioaktyviųjų atliekų charakteristikų nustatymo metodologija.

4. SKAIČIAVIMO REZULTATAI IR JŲ ANALIZĖ

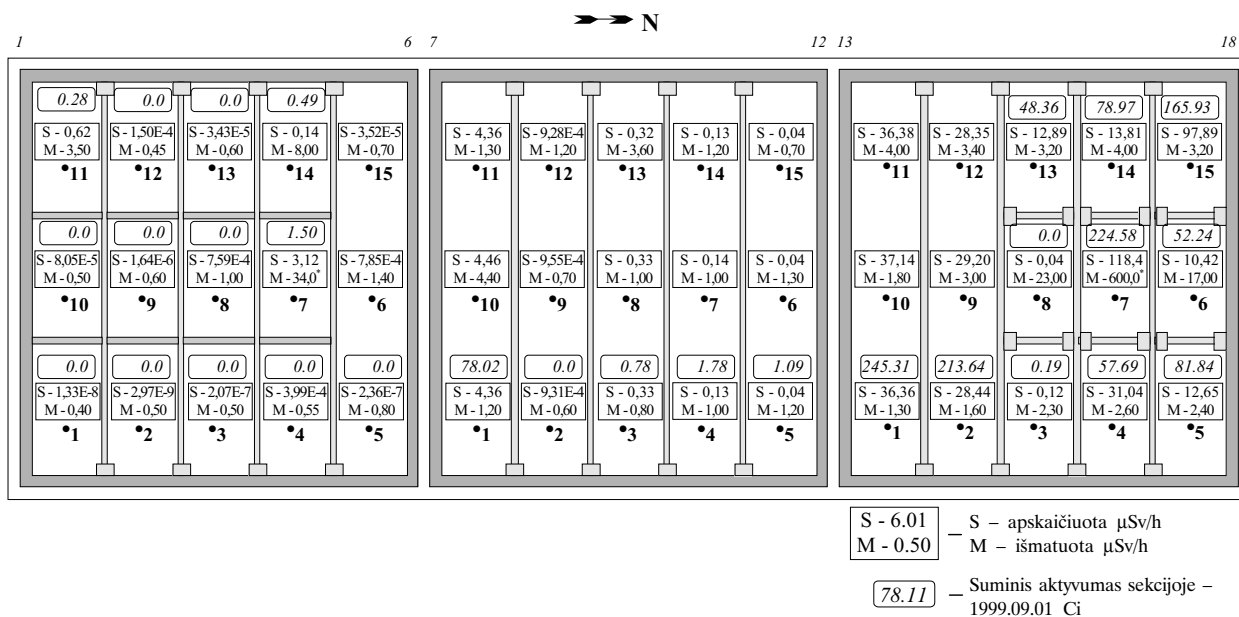
Kompiuterinio modeliavimo rezultatai buvo lyginami su matavimo rezultatais. Lygiavertės dozės galios

matavimai atliekami būdinguose taškuose: pastato išorėje – 1 m aukštyje ir 1 m atstumu nuo sienos; ant stogo – 0,1 m atstumu nuo paviršiaus. 1 ir 2 paveiksluose pavaizduota 157/1 pastato schema bei matavimo taškų išsidėstymas pastato išorėje ir ant stogo. Taip pat juose pateiktos apskaičiuotos ir išmatuotos lygiavertės dozės galios reikšmės, kurios tam tikruose taškuose gerokai skiriasi. Skirtumo priežasčių yra keletas ir jos išvardytos toliau.

Visų pirma 12–16 matavimo taškuose (1 pav.) išmatuotos reikšmės gali būti naudojamos įvertinti radiaciniam fonui apie pastatą, nes sekcijose nėra atliekų ir galima teigti, kad vertikali siena krovimo metu nėra užteršta radioaktyviosiomis dulkėmis ar dalelėmis. Šiuo atveju skaičiavimo ir matavimo rezultatų skirtumas yra apie 0,2 μ Sv/h, nes skaičiavimuose radiacinis fonas nevertinamas. Palyginus apskaičiuotas ir išmatuotas lygiavertės dozės galios reikšmes, matyti, kad 1, 3–5, 24–30 taškuose skaičiavimo rezultatai yra nuo 10 iki 40 kartų didesni nei matavimo duomenys, o 6, 7, 10, 22, 23 taškuose ir taškuose ties tuščiomis sekcijomis, prie skaičiavimo rezultatų pridėjus radiacinį foną (0,2 μ Sv/h), gaunamas gana geras rezultatų sutapimas. Kaip jau minėta, 1995 m. pakeista radioaktyviųjų atliekų charakteristikų nustatymo metodologija, todėl 157/1 pastato sekcijose (1–4, 7, 10, 11), kurios buvo užpildytos ir uždarytos iki 1995 m., nustatytas nuklidų aktyvumas yra padidėjęs ir tai paaiškina, kodėl taškuose, ties tomis sekcijomis, apskaičiuotos reikšmės yra nuo 10 iki 40 kartų didesnės už matavimo rezultatus. Skaičiavimų ir matavimų rezultatai taš-



1 pav. 157/1 pastato schema ir matavimo taškų išsidėstymas pastato išorėje



2 pav. 157/1 pastato schema ir matavimo taškų išsidėstymas ant stogo (* matavimai atlikti virš atliekomis kraunamos sekcijos)

kuose (6, 7, 10, 22, 23) ties sekcijomis, į kurias kraunamų atliekų aktyvumai nustatinėjami pagal 1995 m. pakeistą metodologiją, gerai sutampa. Be to, iki 1995 m. taikytos nuklidų aktyvumo nustatymo metodologijos trūkumus rodo ir tai, kad suminiai aktyvumai 1, 2 ir 3 sekcijose (1 pav.) yra skirtingi, tačiau matavimo rezultatai 28, 29, 30 taškuose yra vienodi.

Išanalizavus matavimo ant pastato stogo duomenis (2 pav.), matyti, kad taškuose (6, 8, 14 – tarp 1–6 ašių ir 4, 6, 8, 14 – tarp 13–18 ašių), kurie yra greta atliekomis pildomos sekcijos, išmatuojamos sąlyginai didelės lygiavertės dozės galios reikšmės, nors tie taškai yra virš tuščių sekcijų. Taip yra todėl, kad pildomos sekcijos anga laikinai uždengiama metaline plokšte, kurios spinduliuotės ekranavimo savybės yra prastesnės nei gelžbetoninės plokštės, kuria dengiama užpildytos sekcijos anga. Todėl galima teigti, kad ore išsklaidyta spinduliuotė (modeliuojant šis efektas neįvertinamas) padidina matuojamos lygiavertės dozės galios vertę. Gelžbetoninės plokštės geresnės spinduliuotės ekranavimo savybės patvirtina ir matavimai, kai sekciją uždarius gelžbetonine plokšte, lygiavertės dozės galia sumažėjo nuo 600 iki 25 μSv/h. Skaičiavimuose numatyta, kad visos angos uždarytos gelžbetoninėmis plokštėmis. Taškuose 1, 2, 4–6, 8–15 (tarp 13–18 ašių) skaičiavimo ir matavimo rezultatai skiriasi nuo 2 iki 30 kartų. Toks skirtumas gaunamas todėl, kad šie taškai yra ties sekcijomis, kurios buvo užpildytos iki 1995 m. ir juose esančių radioaktyviųjų atliekų aktyvumo reikšmės yra padidėjusios.

Tam tikrą skaičiavimo ir rezultatų nesutapimą sąlygoja ir tai, kad, kaip jau minėta, neįvertinta spinduliuotės slopimo MAA ir VAA atliekose, todėl apskaičiuotos reikšmės gaunamos didesnės negu jos būtų šį slopimą įvertinus. Be to, skaičiavimo modelyje numatyta standartinė betono cheminė sudėtis bei tankis gali arba sumažinti, arba padidinti lygiavertės dozės galios reikšmę.

3 lentelė. Prognozuojamos lygiavertės dozės galios reikšmės			
Šoninės sienos		Stogas	
taškai	lygiavertės dozės galia μSv/h	taškai	lygiavertės dozės galia μSv/h
9	1,79	1	0,31
10	1,82	2	0,32
11	1,78	3	0,32
12	1,28	4	0,32
13	0,10	5	4,48
14	0,07	6	4,57
15	0,06	7	4,55
16	0,08	8	4,56
17	0,13	9	4,56
18	0,14	10	0,31
19	0,10	11	0,61
20	1,28	12	0,32
		13	0,32
		14	0,32
		15	4,53

5. DOZĖS GALIOS PROGNOZINIAI SKAIČIAVIMAI

Ankstesniuose skyriuose pateiktas skaičiavimo modelis ir gautų skaičiavimo bei matavimo rezultatų palyginimas rodo, kad nuo 1995 m. pakeitus radioaktyviųjų atliekų charakteristikų nustatymo metodologiją, nuklidų aktyvumo reikšmės nustatomos patikimiau. Be to, gauti skaičiavimo duomenys įrodo, kad skaičiavimo modelis bei rezultatai yra patikimi. Todėl prognozuojant, kokios lygiavertės dozės galios reikšmės bus užkrovus visas 157/1 pastato sekcijas, MAA atliekoms imamas 14 sekcijos γ kvantų emisijos energetinis spektras, o VAA – 16 sekcijos. Numatytos konservatyvios sąlygos, kad visos sekcijos yra užkraunamos iškart ir nevertinama radioaktyviojo skilimo. Tokiomis sąlygomis atliktų skaičiavimų rezultatai pateikti 3 lentelėje. Skaičiavimo taškų išsidėstymas parodytas 1 paveiksle pastato išorės atveju ir 2 paveiksle – ant stogo, tarp 1–6 ašių. Kaip matyti iš pateiktų skaičiavimo rezultatų, lygiavertės dozės galios reikšmės yra tos pačios eilės, kaip ir 1, 2 paveikluose pateikti matavimo rezultatai ties sekcijomis (9, 12, 13, 14, 21/1), kurios buvo pradėtos krauti po 1995 m. Prognozuojamos dozės galios vertės ne didesnės už II kategorijos pastatams nustatytą maksimalią ribinę reikšmę 56 $\mu\text{Sv/h}$.

6. IŠVADOS

1. Palyginus skaičiavimo ir matavimo rezultatus, galima tvirtinti, kad 1995 m. patobulinus Ignalinos AE radioaktyviųjų atliekų charakteristikų nustatymo metodologiją, nuklidų aktyvumo reikšmės nustatomos tiksliau.

2. Prognoziniai įvertinimai parodė, kad užpildžius tuščias pastato sekcijas analogiškais atliekais ir jas uždarius, lygiavertės dozės galios reikšmės bus 0,5–5,0 $\mu\text{Sv/h}$, t. y. bus panašios į dabar išmatuotas reikšmes ties sekcijomis, į kurias radioaktyviosios atliekos kraunamos po 1995 m., ir šios reikšmės atitinka II kategorijos pastatams nustatytus radiacinės saugos reikalavimus.

Gauta
2001 10 08

Literatūra

1. Radioaktyviųjų atliekų tvarkymo įstatymas. Nr. VIII-1190/1999 05 20 // Žinios. 1999. Nr. 50–1600.
2. Radioaktyviųjų atliekų tvarkymo atominėje elektrinėje iki jų laidojimo reikalavimai. VD-RA-01-2001/VATESI 2001 07 27 įsakymas Nr. 38 // Žinios. 2001. Nr. 67–2467.
3. Радиационная безопасность. Зональность зданий, сооружений и помещений, относящихся к зоне строгого режима. ПТОэд-0516-1В3.

4. Management of Short-Lived Low- and Intermediate-Level Solid Waste at INPP. SKB Report 98-05-06. Stockholm, Sweden, 1998.
5. Analysis of Data for the Projects Related with the Safety Assessment of Radwaste Storage Facilities at Ignalina Site and Maisiagala (Projects No. 1, No. 2a, No. 2b). Final Report. LEI, Kaunas, 1997.
6. Analysis of Data for Safety Assessment of Radwaste Storage Facilities at Ignalina NPP. LEI Final Report No. DRL/T12-13/991231. Kaunas, 1999.
7. Dupont C. MERCURE-5.3. Un programme de Monte Carlo à trois dimensions pour l'intégration de noyaux ponctuels d'atténuation en ligne droite. Description des codes GEOMET, MACROSM5, SOURCE, VOLCOMP et MERCURE-5 // CEA, DRN. Rapport DMT 95/552, SERMA/LEPP/95/1817. P. 104.
8. Firestone R. B. Table of Isotopes, CD-ROM Edition // Eighth Edition. Version 1, 1986.

Artūras Šmaižys, Povilas Poškas, Valdas Ragaišis

ASSESSMENT OF RADIATION CHARACTERISTICS OF OPERATING STORAGE FOR SOLID RADWASTE AT THE IGNALINA NPP

S u m m a r y

The Ignalina NPP is the main source of radwaste in Lithuania. The total radwaste generation rate is about 2100 m³ per year (spent nuclear fuel is not taken into account) under normal operation conditions of the Ignalina NPP. Solid radioactive waste forms about 1100–1200 m³ of the total radwaste generation rate per year. Concrete buildings 155, 155/1, 157 and 157/1 at the Ignalina NPP site are designed for the interim storage of solid radioactive waste. The Lithuanian Atomic Energy Safety Inspectorate (VATESI) which licenses the operation of the 1st unit of the Ignalina NPP specifies that a particular safety analysis must be performed for the existing radioactive waste storage facilities of the Ignalina NPP. This paper presents a radiation shielding analysis of the 157/1 building which is in operation. The French computer code MERCURE-5.3 was used for this purpose. The calculated equivalent dose rates were compared with the measured values. Besides, according to the waste generation rate and loading scenario, a prognosis of the equivalent dose rate when all sections of the building are filled up was done. Equivalent dose rate calculations showed that till 1995 the measured activity of radioactive waste was overestimated and the activity data starting from 1995, when the activity determination methodology was changed, are more reliable.

Key words: radioactive waste, storage of radioactive waste, equivalent dose rate

Арту́рас Шма́йжис, Пови́лас По́шкас, Валда́с Рага́йшис

ОЦЕНКА РАДИАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ХРАНИЛИЩА ТВЕРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ НА ИГНАЛИНСКОЙ АЭС

Р е з ю м е

Игналинская АЭС является основным источником радиоактивных отходов в Литве. Во время экс-

плутации АЭС в течение года в среднем накапливается 2100 м³ различных радиоактивных отходов (за исключением отработавшего ядерного топлива), из которых 1100–1200 м³ отходов являются твердыми. Твердые радиоактивные отходы временно хранятся в бетонных зданиях 155, 155/1, 157 и 157/1 на территории Игналинской АЭС. В лицензии, выданной Государственной инспекцией по безопасности атомной энергетики (VATESI), для эксплуатации 1-ого энергоблока Игналинской АЭС одним из условий является выполнение анализа безопасности для хранения твердых радиоактивных отходов. В настоящей работе представлена оценка радиационных характеристик одного из эксплуатируемых в настоящий

момент зданий (157/1). Данная оценка была проведена с помощью французского компьютерного кода MERCURE-5.3. Вычисленные значения эквивалентной мощности доз были сравнены с результатами измерений. Кроме того, принимая некоторые сценарии накопления и загрузки твердых радиоактивных отходов, прогнозируется, какие значения эквивалентной мощности дозы будут после полной загрузки секций здания. Расчёты эквивалентной мощности дозы показали, что активность радионуклидов, определенная до 1995 г., является завышенной.

Ключевые слова: радиоактивные отходы, хранилище радиоактивных отходов, эквивалентная мощность дозы