

# RBMK-1500 panaudoto branduolinio kuro plieninio laidojimo konteinerio branduolinių ir radiacinių charakteristikų skaitinis vertinimas

**Artūras Šmaižys,**

**Povilas Poškas,**

**Ernestas Narkūnas**

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

Šiuo metu Ignalinos AE panaudotas branduolinis kuras (PBK) laikomas vandens baseinuose, iš kurių palaipsniui yra perkeliamas į sausojo tipo saugojimo konteinerius. Saugojimo konteineriai nėra pritaikyti PBK galutiniam palaidojimui giluminiuose kapinyuose, todėl numatoma, kad po 50–100 metų saugojimo PBK turės būti perkrautas į specialius laidojimo konteinerius. Šiame straipsnyje vertinamos koncepcinio RBMK-1500 PBK plieninio laidojimo konteinerio branduolinės ir radiacinės charakteristikos. Gautos charakteristikos palygintos su anksčiau analizuoto koncepcinio varinio laidojimo konteinerio analogiškomis charakteristikomis.

**Raktažodžiai:** Ignalinos AE, RBMK-1500 panaudotas branduolinis kuras, laidojimo konteineris, skaitinis modeliavimas

## 1. ĮVADAS

Ignalinos AE eksploatacijos metu sukauptas panaudotas branduolinis kuras (PBK) tvarkomas vadovaujantis Lietuvos Respublikos Vyriausybės Radioaktyviųjų atliekų tvarkymo strategija. Įgyvendinant šią strategiją, yra analizuojamos įvairios PBK laidojimo galimybės: įrengti giluminį kapinyną Lietuvoje; PBK laidoti kelių Europos Sąjungos valstybių narių regioniniame giluminiame kapinyne; išvežti PBK į valstybes, turinčias tinkamus įrenginius ir prisiimsiančias visą atsakomybę už tolesnį PBK tvarkymą.

Šiuo metu Ignalinos AE PBK saugomas vandens baseinuose, iš kurių vėliau bus perkeliamas į metalinius arba metalo–betono sausojo tipo saugojimo konteinerius, kurių radiacinių, branduolinių ir šiluminių charakteristikų vertinimai buvo publikuoti straipsniuose [1, 2]. Saugojimo konteineriai nėra pritaikyti PBK galutiniam palaidojimui giluminiuose kapinyuose. Numatoma, kad PBK konteineriuose bus saugomas 50 metų. Tačiau taip pat neatmetama galimybė, kad atsižvelgus į saugojimo konteinerių būklę po 50 metų PBK saugojimo laikotarpis šiuose konteineriuose gali būti pratęstas iki 100 metų. Bet kuriuo atveju PBK po 50 ar 100 metų saugojimo turės būti perkrautas į specialius laidojimo konteinerius, kurie yra vieni svarbiausių kapinyno inžinerinių barjerų, izoliuojančių ir apsaugančių PBK nuo

aplinkos ir slopinančių radionuklidų sklaidą. Atsižvelgus į laidojimo koncepciją ir geologinę aplinką, laidojimo konteineriai gali būti iš korozijai atsparių (pvz., nerūdijančio plieno, vario ar titano lydinių) ir neatsparių (pvz., mažanglio plieno ar ketaus) medžiagų. Pastarųjų medžiagų konteinerių sienelių storiai parenkami tokie, kad korozija ilgą laiką (keletą tūkstančių metų) negalėtų kiaurai prasiskverbti pro konteinerį. Konteinerių sienelių, pagamintų iš korozijai atsparių medžiagų, storiai mažesni, tačiau šios medžiagos izoliuoja PBK nuo aplinkos iki 100 000 metų. RBMK-1500 PBK galimos kapinyno koncepcijos Lietuvoje nagrinėtos darbuose [3, 4]. PBK laidojant kristalinėse uolienose pirmenybė dažniausiai teikiama konteineriams, pagamintiems iš vario, o PBK laidojant molingose formacijose – plieniniams konteineriams.

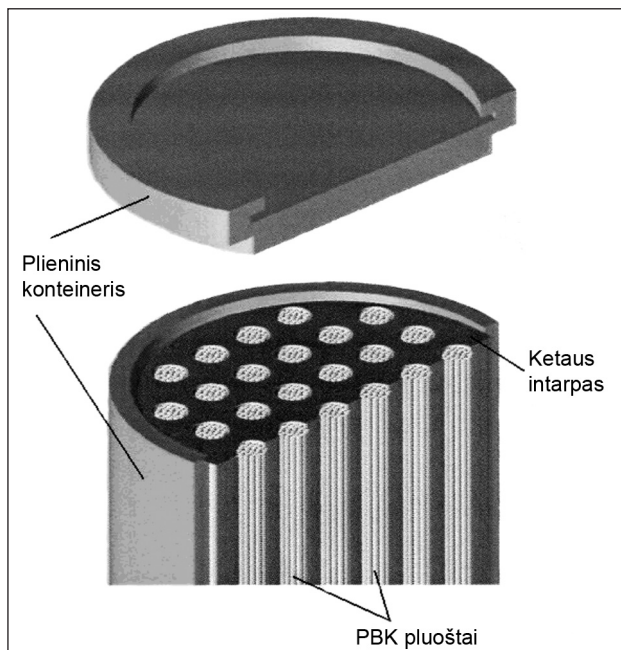
Siekiant apsaugoti žmoniją ir aplinką nuo pavojingo jonizuojančiosios spinduliuotės poveikio bei užtikrinti PBK kapinyno saugą, atliekami įvairūs inžinerinių ir gamtinių giluminio kapinyno barjerų fizikinių ir cheminių savybių vertinimai, prognozuojamas galimas poveikis po daugelio tūkstančių metų, kada tik kai kurie barjerai praras savo savybes. Radionuklidų sklaida iš kristalinėse uolienose įrengto kapinyno su PBK variniuose konteineriuose nagrinėta darbuose [5, 6], o varinių konteinerių branduolinių ir radiacinių charakteristikų vertinimo rezultatai publikuojami [3].

Šiame darbe plieninio laidojimo konteinerio branduolinės ir radiacinės charakteristikos vertinamos tam laiko momentui, kai PBK po 50 metų iš saugojimo konteinerių bus perkrautas į laidojimo konteinerius. Taip pat gauti rezultatai palyginti su varinio konteinerio analogiškais radiacinėmis charakteristikomis.

## 2. BRANDUOLINĖS IR RADIACINĖS CHARAKTERISTIKOS

Koncepcinis plieninis RBMK-1500 panaudoto branduolinio kuro laidojimo konteineris yra sudarytas iš dviejų komponentų: išorinės plieninės dalies ir vidinio ketaus intarpo, kuriame talpinami kuro pluoštai (1 pav.). Į tokį laidojimo konteinerį galima patalpinti 32 RBMK-1500 PBK pluoštus. Plieninės konteinerio sienelės storis – 150 mm, konteinerio aukštis – 4070 mm, skersmuo – 1250 mm. Ignalinos AE PBK palaidojimui reikėtų apie 1400 tokių konteinerių.

Vertinant branduolines charakteristikas, apskaičiuojamas laidojimo konteinerio su PBK efektyvus neutronų daugėjimo koeficientas  $k_{ef}$ . Siekiant užtikrinti branduolinės saugos reikalavimus, būtina, kad sistemos, kurioje yra skylanti medžiaga, efektyvus neutronų daugėjimo koeficientas būtų mažesnis nei 0,95. Laidojimo konteinerių branduolinių charakteristikų vertinimas skiriasi nuo PBK saugojimo baseinų ar saugojimo konteinerių branduolinės saugos vertinimo. Įvykiai, turintys įtakos branduolinei saugai PBK saugyklose, yra susiję su trumpalaikiu įrangos funkcionavimo sutrikimu ar avarija bei žmogaus klaidomis, o įvykiai kapinyne susiję su ilgalaikiais procesais, kurie tęsiasi tūkstančius metų. Pavyzdžiui, korozija arba gruntinio vandens srautai gali paveikti laidojimo konteinerio komponentus, kurie gali suirti, degraduoti, neutronus absorbuojančios medžiagos gali tapti neefektyvios. Reikia at-



1 pav. Koncepcinis plieninis PBK laidojimo konteineris

sižvelgti ir į gamtos reiškinių (pvz., žemės drebėjimo) įtaką, kai laidojimo konteineris gali būti deformuotas ir pakisti PBK pluoštų padėtis konteinerio viduje. Minėti ilgalaikiai procesai ir įvykiai yra deterministinio ir tikimybinio pobūdžio, taigi išsamiai vertinant branduolines charakteristikas reikia taikyti ir deterministinę bei tikimybinę analizę. Šiame darbe vertintos plieninio laidojimo konteinerio, kuriame pakrauti 32 „šviežio“ (2,8 %  $^{235}\text{U}$  įsodrinimo) RBMK-1500 branduolinio kuro pluoštai, branduolinės charakteristikos. Kitaip nei radiacinių charakteristikų vertinime, branduolinės saugos požiūriu „šviežias“ kuras yra pavojingiausias. Kuro apvalkų, konteinerio sienelių ir intarpo korozija, skylančios medžiagos tirpimas, išbyrėjimas iš pažeisto konteinerio ir kiti įvykiai nebuvo vertinami.

Radiacinių charakteristikų vertinimą sudaro du etapai. Pirmiausia reikia apskaičiuoti reaktoriuje išdegusio ir tam tikrą laikotarpį saugoto branduolinio kuro charakteristikas (skilimo produktų bei aktinidų koncentracijas, aktyvumus, neutronų ir gama kvantų emisiją iš šaltinio ir t. t.). Vėliau, žinant šias PBK charakteristikas, atlikti dozės galios skaičiavimus ant laidojimo konteinerio paviršiaus ir tam tikru atstumu nuo jo. Laidojimo konteinerio esančio PBK radiacinės charakteristikos taip pat yra svarbios ir vertinant radionuklidų sklaidą iš kapinyno. Apskaičiuotos dozės galios vertės ant laidojimo konteinerio paviršiaus ir tam tikru atstumu nuo jo leidžia prognozuoti, kokią apšvitą personalas gali patirti atlikdamas laidojimo konteinerio pakrovimo ir jo patalpavimo į kapinyną operacijas, taip pat numatyti, kurios priemonės (pvz., nuotolinis valdymas, papildoma apsauga) turėtų būti įdiegtos siekiant sumažinti personalo apšvitą.

## 3. VERTINIMO METODIKA

Branduolinių ir radiacinių charakteristikų vertinimui buvo naudotas SCALE 5.1 [7] kompiuterinių programų paketas, kuriuo galima apskaičiuoti panaudotame branduoliniame kure susidariusių radionuklidų charakteristikas, nustatyti tam tikros sistemos (pvz., branduolinio kuro saugojimo ar laidojimo konteinerio, PBK išlaikymo baseino ar kt.) neutronų daugėjimo koeficientą bei radiacinės apšvitos parametrus pasirinktuose taškuose.

Vertinant plieninio laidojimo konteinerio branduolines charakteristikas, priimtos šios prielaidos ir sąlygos:

- Konteineris yra maksimaliai užpildytas, t. y. jo vidiniame ketaus intarpe yra 32 cilindro formos kiaurymės ir kiekvienoje iš jų patalpintas PBK pluoštas;
- Aprašant PBK pluošto geometrinius parametrus priimta, kad kiekvieną pluoštą sudaro 18 šilumą išskiriančių elementų, t. y. nėra atliekamas homogenizavimas;
- Priimta, kad intarpo kiaurymės ir vidinė sritis tarp intarpo ir konteinerio korpuso yra homogeniškai užpildyta vandens-garo mišiniu. Laikoma, kad vandens-garo mišinio tankis kinta nuo 0,1 iki 1,0 g/cm<sup>3</sup>. Toks tankio kitimas yra labiau teorinis, juo siekiama parodyti, kad net ir teorinėmis sąlygomis yra atsižvelgiama į branduolinės saugos reikala-

vimus. Be to, vanduo efektyviai lėtina neutronus, todėl vandens-garo mišinio tankio variacija įgalina sumodeliuoti vertinamos sistemos reaktyviausią būseną;

- Kuro išdegimas nevertinamas, todėl pluoštus sudaro tiksliai šviežias kuras, kuriame  $^{235}\text{U}$  įsodrinimas yra 2,8 %;
- Priimta, kad pluoštuose esantys kuro strypai, pluoštų konstrukciniai elementai, konteinerio intarpas bei korpusas nėra mechaniškai pažeisti ar deformuoti;
- Taikyta konservatyvi visiško neutronų atspindžio nuo išorinio konteinerio paviršiaus kraštinė sąlyga;
- Laikoma, kad kuro strypus sudaro cilindrinės  $\text{UO}_2$  tabletės ir jas supantis apvalkalas (Zn + 1 % Nb), o konteinerio intarpas ir korpusas yra anglinio plieno (sudėtiniai elementai: Fe, C);
- Konteinerio vidinio intarpo kiaurymės išdėstytos kvadratinio tinklelio mazguose. Nominalus atstumas tarp kiaurymių centrų yra 140 mm.

Branduolinių charakteristikų, t. y. laidojimo konteinerio efektyvio neutronų daugėjimo koeficiento  $k_{ef}$ , modeliavimui naudota SCALE 5.1 kompiuterinių programų paketo seka CSAS25 [8]. Ši seka automatiškai kreipiasi į atitinkamas SCALE 5.1 paketo programas, kuriomis apskaičiuojami vertinamos sistemos branduolinių reakcijų skerspjūviai, rezonansinių nuklidų parametrai, neutronų srautai bei sistemos  $k_{ef}$ . Pagrindinė lygtis, kuri sprendžiama sekoje CSAS25, yra Bolcmano neutronų pernašos lygtis:

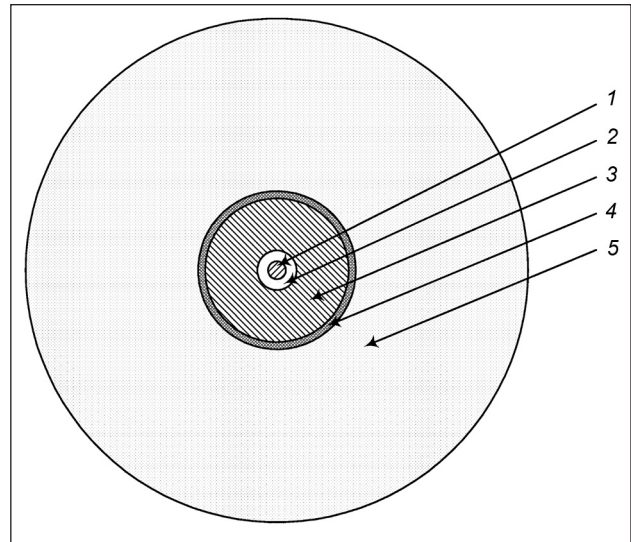
$$\frac{1}{v} \frac{\partial \Phi}{\partial t}(X, E, \Omega, t) + \Omega \cdot \nabla \Phi(X, E, \Omega, t) + \Sigma_t(X, E, \Omega, t) \Phi(X, E, \Omega, t) = S(X, E, \Omega, t) + \int \int \Sigma_s(X, E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega, t) \Phi(X, E', \Omega', t) d\Omega' dE';$$

čia  $\Phi(X, E, \Omega, t)$  – neutronų srautas ( $\text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ) vieno steradiano kampų, kurio energija  $E$ , kryptis  $\Omega$ , padėtis  $X$ , laiko momentas  $t$ ;  $\Sigma_t(X, E, \Omega, t)$  – makroskopinis suminis skerspjūvis ( $\text{cm}^{-1}$ );  $\Sigma_s(X, E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega, t)$  – makroskopinis diferencialinis sklaidos skerspjūvis ( $\text{cm}^{-1}$ );  $S(X, E, \Omega, t)$  – neutronų susidarymas ( $\text{n} \cdot \text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$ ).

Kaip minėta, radiacinių charakteristikų vertinimą sudaro du etapai: PBK charakteristikų vertinimas ir dozės galios skaičiavimas. Vertinant PBK charakteristikas, buvo priimtos šios prielaidos:

- RBMK-1500 kuro rinklė, kurią sudaro 18 kuro strypų, buvo homogenizuota ir reaktoriaus technologiniame kanale aprašyta kaip 5 koncentrinė cilindrių sistema (2 pav.);
- 2,8 %  $^{235}\text{U}$  kuro įsodrinimas, išdegimas – 30 MWd/kgU, apšvitinimo reaktoriaus aktyviojoje zonoje laikas – 3 metai, išlaikymo laikas – 50 metų (konservatyviai priimta, kad PBK į laidojimo konteinerius perkraunamas po 50 metų saugojimo; PBK esančių skilimo produktų, aktinidų aktyvumai, kartu ir dozės galia, po 100 metų saugojimo būtų mažesni);
- Ašinis kuro rinklės išdegimo netolygumas nebuvo vertinamas.

PBK charakteristikos vertintos SCALE 5.1 kompiuterinių programų paketo SAS2 seka [9], kuria galima modeliuoti



2 pav. Homogenizuota kuro rinklė reaktoriaus kanale (1 – nešantis strypas, 2 – šilumnešis, 3 – homogeninis  $\text{UO}_2$  ir  $\text{H}_2\text{O}$  mišinys, 4 – technologinio kanalo vamzdis, 5 – lėtiklis)

branduolinio kuro išdegimą / dalijimąsi, apskaičiuoti gama ir neutronų šaltinio spektrus, susidariusių dalijimosi produktų bei aktinidų koncentracijas bei aktyvumus. Pagrindinė lygtis, kuri sprendžiama šioje sekoje, yra tam tikro nuklido koncentracijos  $N_i$  kitimas laike:

$$\frac{dN_i}{dt} = \sum_j \gamma_{ji} \sigma_{f,j} N_j \phi + \sigma_{c,i-1} N_{i-1} \phi + \lambda_i' N_i' - \sigma_{f,i} N_i \phi - \sigma_{c,i} N_i \phi - \lambda_i N_i \quad (i=1, \dots, I);$$

čia  $\sum_j \gamma_{ji} \sigma_{f,j} N_j \phi$  – nuklido  $N_i$  susidarymo greitis, kurį

sąlygoja visų  $N_j$  nuklidų dalijimosi reakcijos;  $\sigma_{c,i-1} N_{i-1} \phi$  – virsmo į  $N_i$  greitis, kai nuklidas  $N_{i-1}$  pagauna neutroną;  $\lambda_i' N_i' - N_i$  susidarymo greitis, kai vyksta nuklido  $N_i'$  radioaktyvusis skilimas;  $\sigma_{f,i} N_i \phi - N_i$  sunykimo greitis, kai vyksta dalijimosi reakcija;  $\sigma_{c,i} N_i \phi - N_i$  sunykimo greitis, kai vyksta įvairių rūšių neutrono pagavimo reakcijos:  $(n, \gamma)$ ,  $(n, \alpha)$ ,  $(n, p)$ ,  $(n, 2n)$ ,  $(n, n)$ ;  $\lambda_i N_i$  – nuklido  $N_i$  radioaktyviojo skilimo greitis.

Skaičiuojant dozės galios vertes, prielaidos buvo šios:

- Spinduliuotės šaltinis modeliuojamas kaip trimatis homogeninis cilindro formos kūnas, kurį sudaro 32 PBK pluoštai ir konteinerio intarpas;
- Konteinerio šoninė siena, dugnas ir dangtis sudaryti iš 150 mm storio plieno;
- Taškai, kuriuose vertinama dozės galia, parinkti taip, kad būtų ties konteinerio šoninio paviršiaus pusiauju, dangčio, dugno centrais, 0, 1, 2 metrų atstumais nuo paviršiaus;
- PBK radiacinės charakteristikos priimtos po 50 metų saugojimo laikotarpio.

Dozės galios reikšmės apskaičiuotos SCALE 5.1 kompiuterinių programų paketo SAS4 seka [10], kuria, naudojant SAS2 seka apskaičiuotas PBK charakteristikas, modeliuojami neutronų ir gama kvantų srautai ir šių srautų nulemtos dozės galios nurodytuose taškuose.

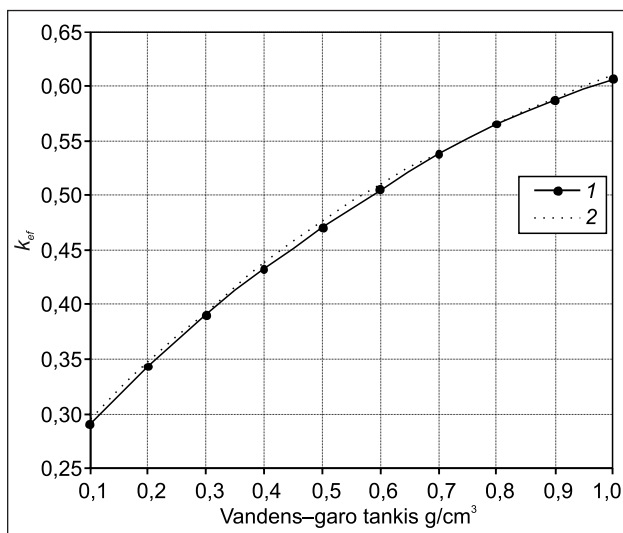
Lentelė. Procentinė gama ir neutronų dozės galios dalis

	Apačia		Šoninė siena		Viršus	
	Gama	Neutronai	Gama	Neutronai	Gama	Neutronai
0 m	96,4	3,6	96,2	3,8	96,9	3,1
1 m	98,5	1,5	96,6	3,4	98,6	1,4
2 m	98,7	1,3	97,0	3,0	98,7	1,3

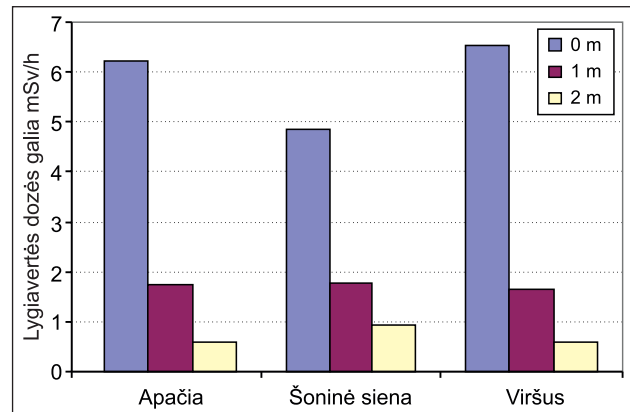
#### 4. REZULTATAI IR JŲ ANALIZĖ

Plieninio laidojimo konteinerio efektinio neutronų daugėjimo koeficiento  $k_{ef}$  priklausomumas (įvertinus  $3\sigma$  standartinius nuokrypius) nuo vandens–garo tankio pavaizduotas 3 paveiksle, kuriame palyginimui pateiktos ir varinio laidojimo konteinerio  $k_{ef}$  reikšmės [3]. Kaip matyti, konteinerio korpuso medžiaga turi mažą įtaką  $k_{ef}$ , kuris monotoniškai didėja didėjant vandens–garo tankiui ir pasiekia maksimalią 0,61 reikšmę, kai vandens tankis yra  $1,0 \text{ g/cm}^3$ . Taigi į pagrindinį branduolinės saugos reikalavimą, t. y. efektinis neutronų daugėjimo koeficientas mažesnis nei 0,95, yra atsižvelgta. Tačiau skaičiavimuose nebuvo vertinti ilgalaikiai procesai (korozija, degradavimas ir t. t.) ir jų įtaka  $k_{ef}$  reikšmėms, todėl išsamiuose PBK kapinyno saugos vertinimuose į šiuos procesus būtina atsižvelgti.

Suminės dozės galios skaičiavimo rezultatai, įvertinus PBK susidariusių skilimo produktų ir aktinidų kiekius bei aktyvumus po 50 saugojimo metų, pateikti 4 paveiksle, kuriame pavaizduotos suminės dozės galios reikšmės įvairiomis kryptimis ir atstumais nuo konteinerio. Didžiausios dozės galios reikšmės yra ant konteinerio viršutinio bei apatinio paviršiaus ir siekia apie  $7 \text{ mSv/h}$ . Palyginimui galima pažymėti, kad ant analogiškų plieninio laidojimo konteinerių, kuriuose Šveicarijoje planuojama laidoti PWR ir BWR kuro rinkles, paviršiaus dozės galia siekia  $35 \text{ mSv/h}$  [11] (šveicariško ir šiame darbe vertinamo konteinerio sienelių storiai yra tokie patys). Didėjant atstumui nuo paviršiaus, dozės galios reikšmė spar-



3 pav.  $k_{ef}$  priklausomybė nuo vandens–garo tankio (1 – plieninis konteineris; 2 – varinis konteineris [3])



4 pav. Suminės dozės galios reikšmės ant konteinerio paviršiaus ir tam tikru atstumu

čiai mažėja ir 1 m atstumu yra ne didesnė kaip  $2 \text{ mSv/h}$ . Be to, maksimali projektinė dozės galia ant šiuo metu Ignalinos AE naudojamų ir planuojamų PBK sausojo tipo saugojimo konteinerių paviršiaus yra  $1 \text{ mSv/h}$ . Suminę dozės galią sukelia neutronai ir gama spinduliuotė. Procentinė jų įtaka suminei dozės galiai pateikta lentelėje. Kaip rodo skaičiavimo rezultatai, gama spinduliuotės sukelta dozės galia vyrauja visomis kryptimis.

Lyginant dozės galias ant koncepcinio varinio RBMK-1500 PBK laidojimo konteinerio paviršiaus ir tam tikru atstumu nuo jo (ant paviršiaus – apie  $500 \text{ mSv/h}$ , 1 m atstumu – apie  $100 \text{ mSv/h}$ , 2 m atstumu – apie  $50 \text{ mSv/h}$ , [3]), matyti, kad plieninio konteinerio atveju dozės galia yra daugiau nei 50 kartų mažesnė. Skirtingų medžiagų (plieno, vario) jonizuojančiosios spinduliuotės ekranavimo savybės skiriasi, tačiau labiausiai tokį dozių skirtumą lemia skirtingi konteinerių sienelių storiai (plieninio konteinerio sienelės storis  $150 \text{ mm}$ , varinio –  $50 \text{ mm}$ ). Nors plieninio konteinerio atveju dozės galia ir mažesnė, tačiau abiejų tipų konteinerius transportuojant į laidojimo vietą ir su jais vykdant įvairias operacijas bei siekiant sumažinti personalo apšvitą, reikėtų imtis tokių priemonių kaip nuotolinis valdymas, papildomas ekranavimas ir pan.

#### 5. IŠVADOS

Koncepcinio plieninio RBMK-1500 PBK laidojimo konteinerio branduolinių charakteristikų vertinimas parodė, kad į konteinerį patekus neutronų lėtkliui (vandens–garo mišiniui), efektinis neutronų daugėjimo koeficientas  $k_{ef}$  bus mažesnis nei leistina  $0,95$  reikšmė. Šiame darbe nebuvo vertinta ilgalaikių procesų (korozija, degradavimas) bei gamtinių



reiškinį įtaka  $k_p$ , tačiau išsamiau PBK kapinynų saugos vertinimuose šie procesai turės būti įvertinti.

Radiacinių charakteristikų vertinimas parodė, kad dozės galią lemia gama spinduliuotė ir ant koncepcinio plieninio laidojimo konteinerio paviršiaus dozės galia yra daugiau nei 50 kartų mažesnė nei ant analogiško varinio konteinerio. Tačiau vykdant įvairias su šiais konteineriais susijusias operacijas (pvz., paruošiant konteinerius laidojimui ir juos transportuojant į kapinyną) bei siekiant sumažinti personalo apšvitą, reikėtų imtis tokių apsaugos priemonių kaip nuotolinis valdymas, papildomas ekranavimas ir pan.

Gauta 2009 12 03

Priimta 2010 08 16

## Literatūra

1. Poškas P., Šmaižys A., Simonis V. Radiological and thermal characteristics of CASTOR RBMK-1500 and CONSTOR RBMK-1500 casks for spent nuclear fuel storage at Ignalina Nuclear Power Plant. *Kerntechnik*. 2006. Vol. 71. Iss. 4. P. 222–227.
2. Poškas P., Šmaižys A. Konteinerių CASTOR RBMK-1500 ir CONSTOR RBMK-1500 su panaudotu branduoliniu kuru kritiškumo įvertinimas. *Energetika*. 2001. Nr. 4. P. 3–9.
3. Poškas P., Šmaižys A. Panaudoto branduolinio kuro saugojimas ir jo laidojimo perspektyvos. *Energetika*. 2006. Nr. 3. P. 33–42.
4. Brazauskaitė A., Poškas P. Radionuklidų sklaida iš kristalinėse uolienose įrengto geologinio kapinyno RBMK-1500 panaudotam branduoliniam kurui laidoti. 1. Kapinyno koncepcija. *Energetika*. 2005. Nr. 3. P. 70–78.
5. 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. Nr. 2. P. 47–56.
6. 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. Nr. 1. P. 15–22.
7. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluations. Oak Ridge National Laboratory, 2006. ORNL/TM-2005/39. Version 5.1. Vols. I–III.
8. Landers N. F., Petrie L. M., Hollenbach D. F. CSAS: Control Module for Enhanced Criticality Safety Analysis Sequences. Oak Ridge National Laboratory, 2004. NUREG/CR-0200. Revision 7. Vol. I. Section C4.
9. Gauld I. C., Hermann O. W. SAS2: A Coupled One-Dimensional Depletion and Shielding Analysis Module. Oak Ridge National Laboratory, 2004. NUREG/CR-0200. Revision 7. Vol. I. Section S2.
10. Tang J. S., Emmett Margaret B. SAS4: A Monte Carlo Cask Shielding Analysis Module Using an Automated Biasing Procedure. Oak Ridge National Laboratory, 2004. NUREG/CR-0200. Revision 7. Vol. I. Section S4.
11. Project Opalinus Clay: Safety report. *Demonstration of Disposal Feasibility for Spent Fuel, Vitrified High-Level Waste and Long-Lived Intermediate-Level Waste (Entsorgungsnachweis)*. Nagra Technical Report NTB 02-05. Wettingen, 2002.

Artūras Šmaižys, Povilas Poškas, Ernestas Narkūnas

## EVALUATION OF NUCLEAR AND RADIATION CHARACTERISTICS OF STEEL DISPOSAL CANISTER FOR RBMK-1500 SPENT NUCLEAR FUEL

### Summary

Presently, spent nuclear fuel (SNF) is stored in water pools at the Ignalina NPP. SNF is gradually removed from the pools and placed into dry type storage casks. The storage casks are not suitable for the disposal of SNF into deep geological repositories; therefore, it is planned that SNF after the storage period of 50–100 years will be reloaded into special disposal canisters. The evaluation of nuclear and radiation characteristics of a conceptual steel disposal canister which is loaded with the RBMK-1500 SNF is presented in the paper. The obtained characteristics are compared with analogous characteristics previously analyzed for a conceptual copper disposal canister.

**Key words:** Ignalina NPP, RBMK-1500 spent nuclear fuel, disposal canister, numerical modelling

Артурас Шмайжис, Повилас Пошкас, Эрнестас Наркунас

## ОЦЕНКА ЯДЕРНЫХ И РАДИАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК СТАЛЬНОГО КОНТЕЙНЕРА ДЛЯ ЗАХОРОНЕНИЯ ОТРАБОТАННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РБМК-1500

### Резюме

В настоящее время отработанное ядерное топливо (ОЯТ) хранится в бассейнах выдержки Игналинской АЭС. Отсюда оно постепенно выгружается и помещается в контейнеры сухого хранения. Последние не пригодны для захоронения ОЯТ в глубоких геологических могильниках. Поэтому планируется, что после 50–100-летнего периода хранения ОЯТ будет перегружено в специальные контейнеры захоронения. В данной работе оцениваются ядерные и радиационные характеристики концептуального стального контейнера захоронения, загруженного ОЯТ реактора РБМК-1500. Полученные характеристики сопоставляются с аналогичными характеристиками концептуального медного контейнера захоронения, анализ которых был осуществлен ранее.

**Ключевые слова:** Игналинская АЭС, отработанное ядерное топливо РБМК-1500, контейнеры захоронения, численное моделирование