

Kuro pervežimo iš Ignalinos AE pirmojo energijos bloko reaktoriaus į antrąjį įrangos radiacinės dozės galios įvertinimas

Aurimas Tonkūnas,

Darius Laurinavičius,

Raimondas Pabarčius

*Lietuvos energetikos institutas,
Branduolinių įrenginių saugos
laboratorija, Breslaujos g. 3,
LT-44403 Kaunas
El. paštas: auris@mail.lei.lt*

Uždarius 1-ąjį Ignalinos AE energijos bloką buvo sukurta technologija, skirta nevisiškai išdegusio kuro panaudojimui 2-ajame energijos bloke. Šiam tikslui buvo suprojektuotas kuro pervežimo konteineris, kuris vienu metu gali pervežti iki šešių RBMK-1500 tipo panaudoto branduolinio kuro rinklių. Radiacinės saugos atžvilgiu yra svarbu tai, kad būtų tenkinamas radiacinės saugos kriterijus, t. y. ant bet kurio konteinerio paviršiaus suminė dozės galia būtų ne didesnė kaip 2000 $\mu\text{Sv/h}$ [1]. Panaudoto branduolinio kuro nuklidinę sudėtį lemia pradinis kuro įsodrinimas, jo išdegimo gylys, kuro išlaikymo trukmė, o tai turi tiesioginę įtaką konteinerio radiacinėms savybėms. Darbe, naudojant SCALE 5.1 programų paketą (JAV), buvo įvertinta dozės galia bei palyginta su kitų autorių duomenimis (p. p. MCNP) ir eksperimentų metu gautais rezultatais.

Raktažodžiai: RBMK-1500, konteineris, SCALE, dozės galia, radiacinė sauga

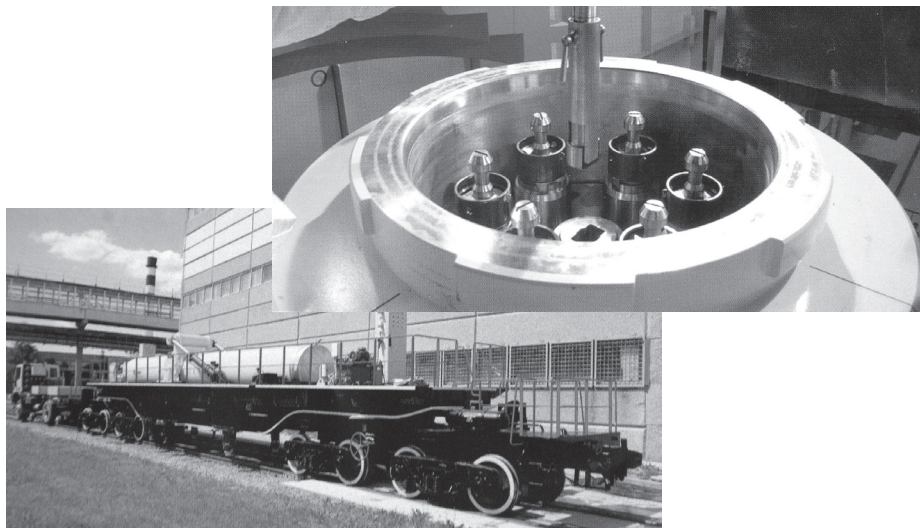
1. ĮVADAS

Iki 2005 metų Ignalinos atominėje elektrinėje (AE) veikė du kanalinio tipo šiluminių neutronų vandens–grafito branduoliniai reaktoriai RBMK-1500 [2]. Uždarius 1-ąjį Ignalinos AE energijos bloką atsirado galimybė panaudoti nevisiškai išdegusį kurą. Atlikti techniniai-ekonominiai skaičiavimai parodė, kad didelė dalis (apie 80%) 1-ojo bloko reaktoriuje likusio kuro tinka tolesniam panaudojimui (deginimui) 2-ajame bloke [3]. Šitaip būtų sutaupyta apie 600 šviežio kuro rinklių. Be ekonominio efekto, neabejotina nauda būtų tai, kad sumažėtų iš Ignalinos AE 1-ojo energijos bloko į kuro saugyklas transportuojamo kuro kiekis, taip pat mažiau susidarytų Lietuvoje saugomų radioaktyviųjų atliekų. Norint realizuoti šį sumanymą, buvo suprojektuota ir

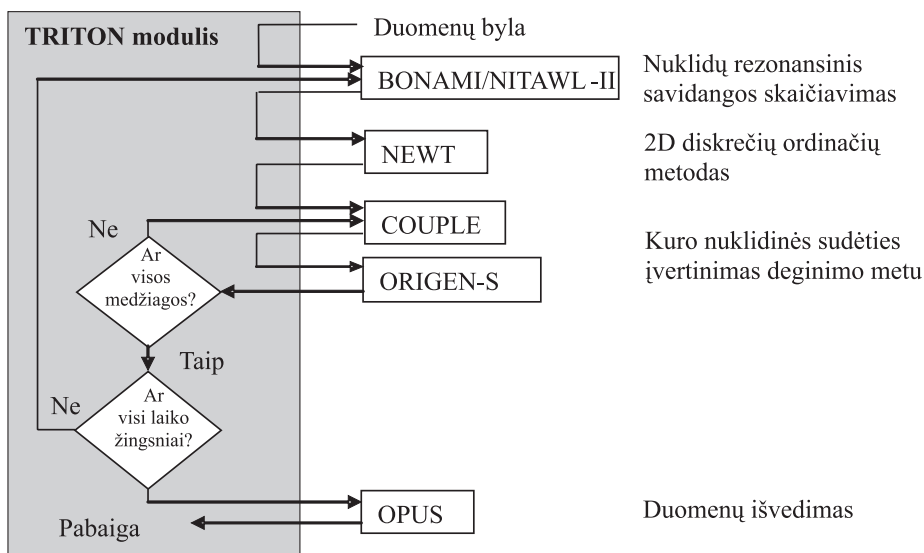
pagaminta įranga, skirta kuro pervežimui iš Ignalinos AE 1-ojo energijos bloko reaktoriaus į 2-ąjį [3].

Panaudoto branduolinio kuro (toliau PBK) pervežimo įranga parodyta 1 pav. Ją sudaro transportavimo priemonė (autovežis su geležinkelio platforma) su PBK konteineriu. Tai cilindrinis indas su 6 vietų kuro rinklių dėklu. Rinklių dėklo vamzdžiai yra išdėstyti vienodu atstumu vienas nuo kito viename koncentri-niame apskritime, kurio skersmuo 0,22 m. Centrinėje konteinerio dalyje yra dėklą laikantis plieninis cilindras. Konteinerio sienelė pagaminta iš plieno lydinio, jos storis apie 0,33 m.

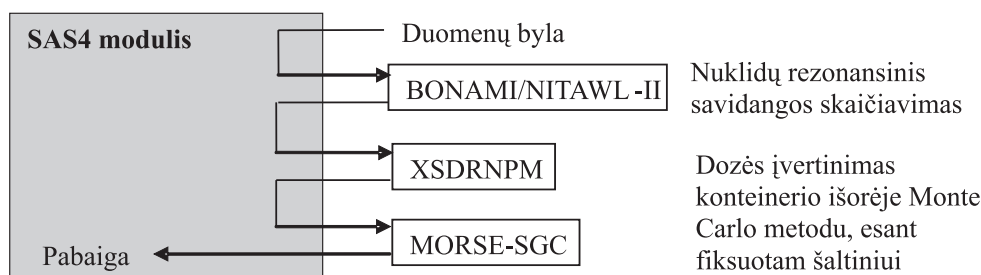
PBK iš 1-ojo IAE bloko į 2-ąjį perkeliamas tokia seka. Transportavimo priemonė su konteineriu atvyksta į 1-ojo energijos bloko transporto koridorių ir pastatoma ties nukreipiančiąja apsaugine šachta, sudarančia perkraunamo kuro judėjimo traktą



1 pav. Ignalinos AE PBK pervežimo įranga



2 pav. T-DEPL seka TRITON modulyje



3 pav. SAS4 modulio algoritmas

tarp kuro perkrovimo mašinos ir vertikaliai pastatyto konteinerio. Dar konteineriui esant horizontalioje padėtyje yra atidaromas jo dangtis, paskui konteineris specialiu mechanizmu pasukamas į vertikalią padėtį. Tada specialiu griebtuvu paimamas kuro rinklių dėklas ir jis pakeliamas į pakrovimo padėtį. Panaudoto kuro rinklės įkraunamos į konteinerį, paskui specialiu mechanizmu konteineris pasukamas į horizontalią padėtį ir jis uždaromas. Konteineris su PBK transporto priemone išvežamas į kitą IAE bloką, kuriame kuras iškraunamas atvirkštine seka.

Numatyta, kad RBMK-1500 panaudotas branduolinis kuras bus pervežamas po minimalaus (1,5 metų) išlaikymo. Kuro išlaikymo trukmė turi įtakos nuklidinei sudėčiai, o tai – konteinerio radiacinėms savybėms bei kritiškumui. Naudojant SCALE 4.4a programų paketą atlikta branduolinė saugos analizė [4] parodė, kad normaliomis pervežimo sąlygomis konteinerio su jame patalpintomis šešiomis šviežiomis 2,8% ^{235}U įsodrinimo kuro rinklėmis be erbio kritiškumas yra kur kas mažesnis už leistiną branduolinės saugos kriterijų (0,95). Hipotetiškai keičiant vandens tankį (0,01–1,0) g/cm^3 konteinerio viduje apskaičiuota, kad maksimalus kritiškumas yra 0,42, kuris gaunamas esant 0,3 g/cm^3 vandens tankiui.

Šiame darbe pateikiamas kuro pervežimo konteinerio radiacinės saugos įvertinimas, nagrinėjama kuro išdegimo, aušinimo laiko ir kuro įsodrinimo įtaka suminei (neutronų ir γ kvantų) dozės galiai. Pagrindinis radiacinės saugos kriterijus konteineriui – suminė dozės galia bet kuriame konteinerio išorinio paviršiaus taške turi būti ne didesnė kaip 2000 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ [1].

2. TYRIMO METODIKA

PBK charakteristikoms apskaičiuoti (išdegusio kuro nuklidinė sudėtis, neutronų ir γ kvantų emisija bei jų energetiniai spektrai) bei konteinerio skaitiniam modeliui sudaryti ir dozės galioms apskaičiuoti buvo pasitelktas SCALE 5.1 (JAV) programų paketas, sudarytas iš skirtingiems tikslams naudojamų valdymo modulių.

Analizuojant PBK konteinerio charakteristikas pirmiausia buvo apskaičiuotos branduolinio kuro charakteristikos (T-DEPL) ir sudaryta skerspjūvių biblioteka. Pasitelkus ORIGEN-ARP programą iš skerspjūvių bibliotekos buvo išgaunamos PBK charakteristikos, reikalingos radiacinei analizei atlikti, o SAS4 moduliui, kuris aprašo konteinerį su jame patalpintomis kuro rinklėmis, apskaičiuotos dozės galios pasirinktais atstumais nuo konteinerio paviršiaus.

PBK charakteristikoms įvertinti buvo panaudota TRITON modulio T-DEPL seka [5], kurios algoritmas pavaizduotas 2 pav. Šis modulis sudarytas iš kelių paprogramių. BONAMI paprogramė atlieka rezonansinius nuklidų savidangos skaičiavimus Bondarenkos metodu. NITAWL-II paprogramė pagal Nordheimo integralinį būdą įvertina nuklidų, turinčių rezonansinius parametrus, rezonansinę savidangą. Šiame skaičiavimo etape atliekamas neutronų srauto skaičiavimas medžiagoje, turinčioje rezonansinius sugėriklius. NEWT paprogramė sprendžia Bolcmano pernešimo lygtį dvimatėje erdvėje. COUPLE paprogramė sugeneruoja medžiagų skerspjūvio konstantų ir neu-

tralių srauto svorio koeficientų dvejetainę duomenų bylą, kuri paskui naudojama kaip ORIGEN-S paprogramės įvedimo byla.

ORIGEN-S paprogramė apskaičiuoja įvairių izotopų koncentracijų, intensyvumą ir kitų parametrų, kuriuos lemia reaktoriuje vykstantys procesai, kitimą laike. Pagrindinė (1) lygtis, kuri sprendžiama šiame skaičiavimo etape, yra tam tikro nuklido N_i koncentracijos kaita laike:

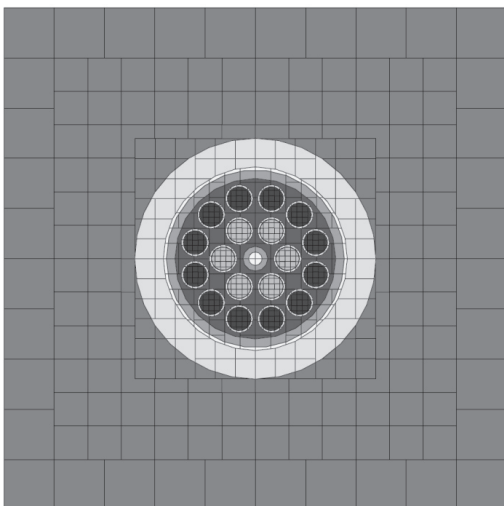
$$\frac{dN_i}{dt} = \sum_j \gamma_{ji} \sigma_{f,j} N_j \phi + \sigma_{c,i-1} N_{i-1} \phi + \lambda'_i N'_i - \sigma_{f,i} N_i \phi - \sigma_{c,i} N_i \phi - \lambda_i N_i; i = 1, \dots, I; \quad (1)$$

čia pirmieji trys lygties nariai apibūdina N_i nuklido susidarymą dėl N_j nuklidų skilimo, N_{i-1} nuklido neutronų pagavos ir N'_i nuklido radioaktyvaus skilimo, likę lygties nariai apibūdina N_i nuklido praradimą dėl skilimo ir neutronų pagavos reakcijų bei radioaktyvaus skilimo.

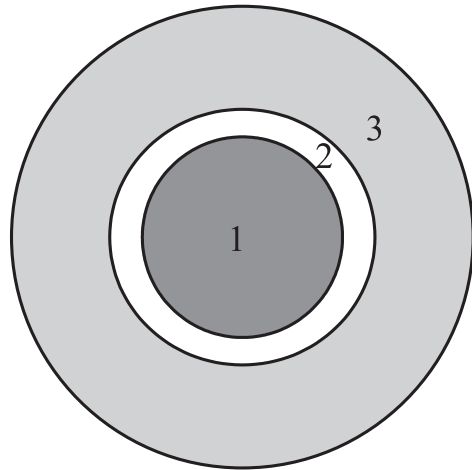
Kuro pervežimo įrangos skaitiniam modeliui sudaryti bei dozės galioms apskaičiuoti buvo panaudotas SAS4 modulis [6], kuris skirtas PBK ir branduolinio kuro saugojimo / transportavimo konteinerių radiacinės saugos analizei atlikti Monte Karlo metodu trimatėje erdvėje. SAS4 modulio seka pavaizduota 3 pav. SAS4 modulis kreipiasi į BONAMI, NITAWL-II, XSDRNP ir MORSE-SGC paprogrames. MORSE-SGC paprogramė Monte Karlo metodu atlieka radiacinių dozių skaičiavimus.

3. MODELIAVIMO PRIELAIDOS

Kaip minėta, RBMK-1500 branduolinio kuro charakteristikoms apskaičiuoti panaudota SCALE programinio paketo T-DEPL seka. RBMK kuro rinklės skaitinis modelis pavaizduotas 4 pav. Kuro rinklė sudaryta iš dviejų vertikaliai išdėstytų kuro elementų pluoštų, sujungtų centriniu strypu. Kiekvienas pluoštas sudarytas iš 18 kuro elementų, kurie išsidėstę dviem koncentriniais apskritimais. Vidiniame apskritime, kurio skersmuo – 3,2 cm, vienodais atstumais išdėstyti 6 kuro elementai. Išoriniame apskritime, kurio skersmuo – 6,2 cm, vienodais atstumais išdėstyti 12 kuro elementų. Skaitiniame modelyje, kaip ir realybėje, kuro rinklė patalpinta į technologinį kanalą, kuris apsuptas grafito klojinio (25 × 25 cm girdelė).



4 pav. RBMK-1500 kuro rinklės skaitinis modelis (TRITON)



5 pav. Kuro pervežimo konteinerio skaitinis modelis (SAS4). 1 – homogenizuotas dėklas su kuro rinklėmis mišinys, 2 – ertmė, 3 – konteinerio sienelė (plienas)

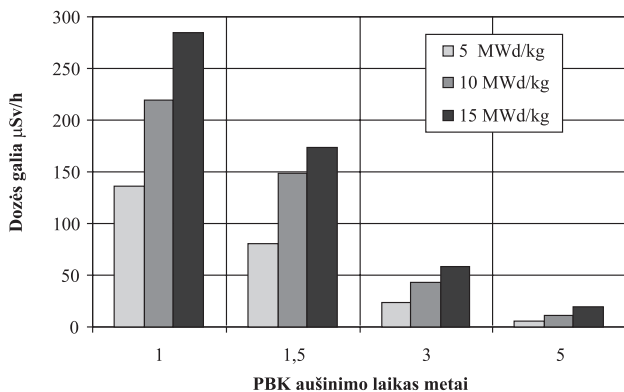
Taikant T-DEPL seką, paruošta medžiagų skerspjūvių biblioteka kuro išdegimo gyliui iki 30 MWd/kg skirtingoms kuro rūšims (2,0% ^{235}U pradinio įsodrinimo kurui ir urano–erbio kurui su pradiniu 2,4%, 2,6% ir 2,8% ^{235}U įsodrinimu). Skaitinio tyrimo metu priimta, kad reaktoriaus aktyviosios zonos kanale, kuriame talpinama kuro rinklė, aušinimo vandens tankis kinta nuo 0,15 iki 0,80 g/cm³. Tai atitinka reaktoriaus eksploatavimo sąlygas. Skerspjūvių biblioteka paruošta esant šešioms skirtingiems fiksuotiems vandens tankiams. Naudojant ORIGEN-ARP [7] programinę įrangą ir paruoštą skerspjūvių biblioteką interpolavimo būdu apskaičiuojama kuro nuklidinė sudėtis, neutronų ir γ kvantų emisija bei energetiniai spektrai, esant tam tikram kuro išdegimo gyliui ir jo aušinimo laikui. Ši informacija toliau naudojama įvertinant dozės galių vertes. Dozės vertės apskaičiuotos priimant, kad kuro rinklės išdegimo profilis per visą jos ilgį yra tolygus (spinduliuotės šaltinio emisija irgi tolygi).

Kuro pervežimo konteinerio skaitinio modelio radialinis pjūvis parodytas 5 pav. Skaitiniame modelyje rinklių dėklas kartu su šešiomis RBMK-1500 kuro rinklėmis modeliuojamas kaip viena homogenizuota terpė, kurios ekvivalentinis skersmuo ~0,51 m. Kuro rinklės aktyvus ilgis 6,82 m. Konteinerio sienelės storis 0,33 m.

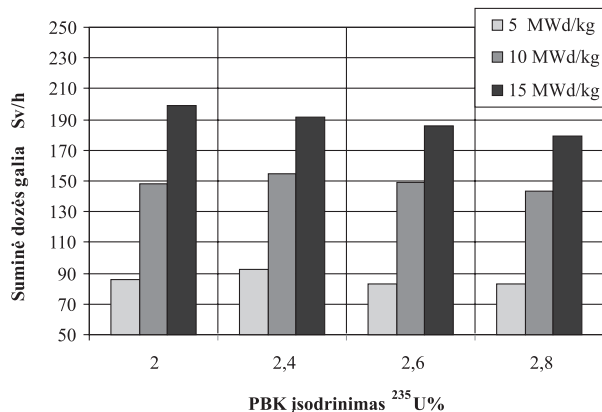
Atlikti techniniai-ekonominiai skaičiavimai [9] parodė, kad didelė dalis (apie 1000 vnt.) 1-ojo energijos bloko reaktoriuje likusio kuro su 2,0% ^{235}U pradiniu įsodrinimu ir urano–erbio kuras su pradiniu 2,4% ir 2,6% ^{235}U įsodrinimu tinka tolesniam panaudojimui 2-ajame energijos bloke. 2,8% ^{235}U urano–erbio kuras 1-ajame IAE energijos bloke iki uždarymo buvo nenaudojamas. Maksimalus RBMK kuro rinklių, kurios numatomos panaudoti 2-ajame Ignalinos AE energijos bloke, išdegimo gylis yra: 2,0% ^{235}U – 14,3 MWd/kg, 2,4% ^{235}U – 17,0 MWd/kg ir 2,6% ^{235}U – 18,9 MWd/kg [9]. PBK pervežti buvo numatyta po minimalaus 1,5 metų išlaikymo. Kadangi 2-asis IAE blokas bus eksploatuojamas iki 2009 metų pabaigos, tai šiame darbe tyrinėjamas maksimalus 5 metų PBK išlaikymas 1-ajame energijos bloke.

4. REZULTATAI

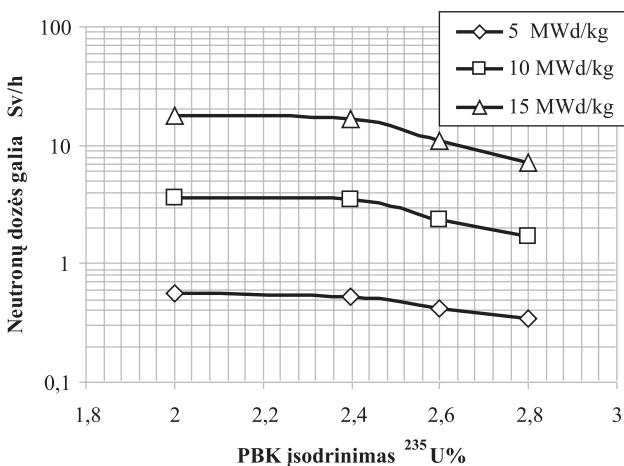
Kuro charakteristikas ir konteinerio radiacines savybes veikia kuro išlaikymo trukmė, išdegimo gylis bei kuro įsodrinimas.



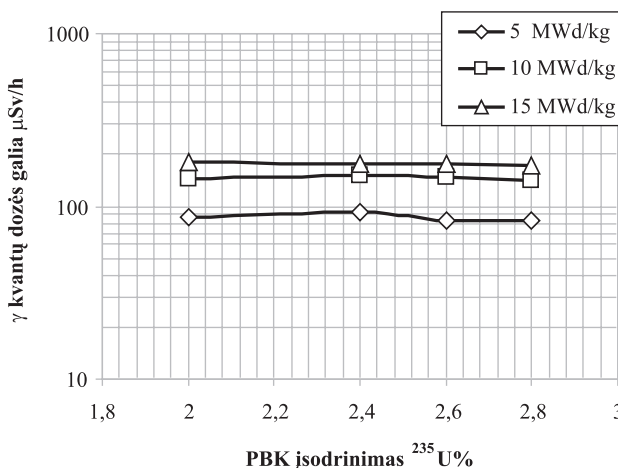
6 pav. Dozės galios priklausomybė nuo PBK aušinimo trukmės ir kuro išdegimo gylio (2,6% ^{235}U urano–erbio kuras)



8 pav. Suminės dozės galios priklausomybė nuo PBK įsodrinimo



7 pav. Neutronų ir γ kvantų dozės galių priklausomybė nuo PBK įsodrinimo prie 5, 10 ir 15 MWd/kg kuro išdegimo gylio



Pastarųjų charakteristikų įtaka dozės galiai pateikiama šiame skyriuje. Skaitinio tyrimo [8] metu, esant įkrautoms šešioms PBK rinklėms su pradiniu 2,6% ^{235}U įsodrinimu ir 18,9 MWd/kg išdegimui, nustatyta, kad suminė dozės galia ant konteinerio dugno ir jo dangčio paviršiaus yra daugiau nei 20 kartų mažesnė negu ant šoninio paviršiaus. Todėl šiame darbe apsiribota radiacine analize radialine kryptimi.

Parodyta suminė dozės galios priklausomybė nuo PBK išlaikymo su pradiniu 2,6% ^{235}U įsodrinimu esant 5, 10 ir 15 MWd/kg išdegimo gyliui (6 pav.). Čia pateiktos suminės dozės galios reikšmės ant konteinerio šoninio paviršiaus, kuriame patalpintos šešios PBK rinklės. Šie rezultatai liudija, kad dozės reikšmė yra ne didesnė už leistiną ribą (2000 $\mu\text{Sv/h}$) ir ji mažėja, didėjant PBK išlaikymo 1-ojo reaktoriaus bloko aktyviojoje zonoje trukmei. Kaip matyti, PBK pervežimo galutinėje stadijoje 2009 m. pabaigoje (po 5 m. PBK išlaikymo) dozės galia sumažėja daugiau nei 10 kartų, palyginti su pervežimo pradžia (PBK išlaikymas 1,5 m.). PBK rinklių išdegimo gylio atžvilgiu dozės galios kitimas artimas tiesinei priklausomybei.

Kitas svarbus tyrinėjimo aspektas – kuro pradinio įsodrinimo įtaka dozės galiai. Suminė dozė ant šoninio konteinerio paviršiaus bei jos komponentų (neutronų ir γ kvantų) priklausomybė nuo kuro įsodrinimo parodytos 7 ir 8 pav. Pateiktos dozės galios reikšmės po 1,5 metų kuro išlaikymo visiems RBMK-1500 kuro tipams, esant skirtingam PBK išdegimo gyliui.

7 pav. matyti, kad γ kvantų sukelta dozė yra vyraujanti. Neutronų sukelta dozės galia jautri pradiniam kuro įsodrinimui. Tai sąlygoja faktas, kad žemesnio įsodrinimo kuras turi būti ilgiau deginamas reaktoriaus aktyviojoje zonoje (veikiamas neutronų srauto), siekiant to paties kuro išdegimo gylio. Todėl neutronų dozė padidėja dėl didesnio susidarantių aktinoidų kiekio. Tuo tarpu γ kvantų sukelta dozės galia mažiau priklauso nuo kuro įsodrinimo. Taigi esant tam pačiam išdegimo gyliui, kai pradinis ^{235}U įsodrinimas mažesnis, PBK gaunamos didesnės suminės dozės galios reikšmės (8 pav.).

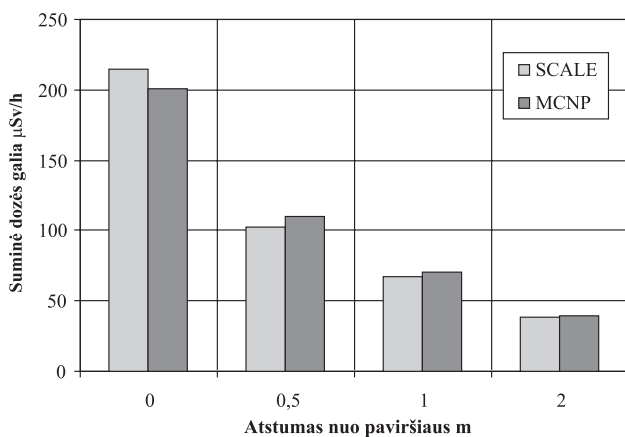
Šiame darbe gauti rezultatai (SCALE) palyginti su kitų autorių (MCNP) [8] bei eksperimento metu išmatuotų dozės galių reikšmėmis. PBK izotopinė sudėtis, esant tam tikram kuro išdegimo gyliui ir jo išlaikymui, pateikta lentelėje.

9 pav. parodytas dozės galių ant konteinerio šoninio paviršiaus ir tam tikrais atstumais nuo jo, apskaičiuotų p. p. SCALE ir MCNP, palyginimas. Skaičiavimai atlikti priimanč maksimalų (t. y. ekonomiškai pagrįstą tolesniam deginimui) kuro išdegimą 18,9 MWd/kg su pradiniu 2,6% ^{235}U įsodrinimu, po minimalaus 1,5 metų išlaikymo. Apskaičiuotas suminis γ kvantų intensyvumas konteinerio viduje su šešiomis PBK rinklėmis yra $1,81 \cdot 10^{15} \gamma/\text{s}$, o suminis neutronų srauto intensyvumas $\sim 1,59 \cdot 10^6 \text{ n/s}$.

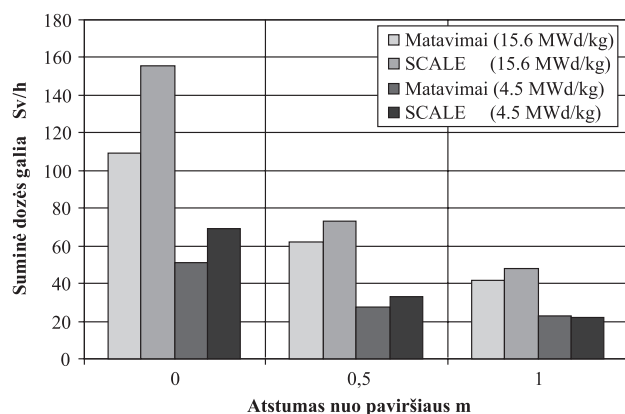
Rezultatų palyginimas (9 pav.) rodo, kad ant šoninio konteinerio paviršiaus dozės galių nesutapimas ne didesnis nei 6%, o

Lentelė. Pagrindinių nuklidų izotopinė sudėtis PBK su pradiniu 2,6% ²³⁵U įsodrinimu

Izotopas	Išdegimo gylys MWd/kg		
	4,5	15,6	18,9
²³⁴ U	$4,73 \cdot 10^{-6}$	$4,00 \cdot 10^{-6}$	$3,76 \cdot 10^{-6}$
²³⁵ U	$4,52 \cdot 10^{-4}$	$2,42 \cdot 10^{-4}$	$1,94 \cdot 10^{-4}$
²³⁶ U	$2,09 \cdot 10^{-5}$	$5,46 \cdot 10^{-5}$	$6,20 \cdot 10^{-5}$
²³⁸ U	$2,07 \cdot 10^{-2}$	$2,06 \cdot 10^{-2}$	$2,05 \cdot 10^{-2}$
²³⁸ Pu	$1,28 \cdot 10^{-8}$	$3,28 \cdot 10^{-7}$	$5,60 \cdot 10^{-7}$
²³⁹ Pu	$3,11 \cdot 10^{-5}$	$5,60 \cdot 10^{-5}$	$5,78 \cdot 10^{-5}$
²⁴⁰ Pu	$3,73 \cdot 10^{-6}$	$2,42 \cdot 10^{-5}$	$3,06 \cdot 10^{-5}$
²⁴¹ Pu	$5,57 \cdot 10^{-7}$	$6,40 \cdot 10^{-6}$	$8,81 \cdot 10^{-6}$
²⁴² Pu	$3,17 \cdot 10^{-8}$	$1,82 \cdot 10^{-6}$	$3,25 \cdot 10^{-6}$
¹³³ Cs	$6,78 \cdot 10^{-6}$	$2,26 \cdot 10^{-5}$	$2,71 \cdot 10^{-5}$
²⁴¹ Am	$5,16 \cdot 10^{-8}$	$7,02 \cdot 10^{-7}$	$6,74 \cdot 10^{-7}$
¹⁶ O	$4,28 \cdot 10^{-2}$	$4,28 \cdot 10^{-2}$	$4,28 \cdot 10^{-2}$
Išlaikymas dienomis	620	620	547



9 pav. Rezultatų palyginimas su MCNP [8]



10 pav. Rezultatų palyginimas su matavimais [10]

tolstant nuo konteinerio apskaičiuotų dozės galių reikšmės tampa labai artimos. Šis palyginimas demonstruoja programų paketu SCALE sudaryto skaitinio konteinerio modelio tinkamumą radiacinei analizei.

Sukonstravus Ignalinos AE PBK pervežimo įrangą 2006 metais atlikti dozių matavimai normaliomis kuro transportavimo iš 1-ojo bloko į 2-ąjį sąlygomis [10]. Dozės galios išmatuotos ant šoninio konteinerio paviršiaus bei tolstant nuo jo, esant dviem skirtingoms konteinerio įkrovoms. Pirmu atveju buvo atrinktos

šešios PBK rinklės su pradiniu 2,6% ²³⁵U įsodrinimu ir vidutiniu 15,6 MWd/kg išdegimo gyliu (15,59, 15,58, 15,57, 15,56, 15,55, 15,54 MWd/kg), o antrą įkrovą sudarė šešios PBK rinklės su vidutiniu 4,5 MWd/kg išdegimo gyliu (3,61, 4,29, 4,37, 4,67, 4,81, 5,07 MWd/kg). Šios PBK rinklės sustabdytame reaktoriuje buvo laikomos 620 dienų. 10 pav. parodytas šios studijos rezultatų palyginimas su eksperimento metu išmatuotomis dozėmis. Skaičiavimo metu naudota kuro izotopinė sudėtis pateikta lentelėje. Kaip matyti, apskaičiuotos dozės galios reikšmės prie konteinerio šoninio paviršiaus ~ 30% didesnės už išmatuotas, o 0,5 m atstumu nuo konteinerio nesutampa apie 15%. Rezultatų palyginimas rodo, kad p. p. SCALE apskaičiuotos dozės Ignalinos AE PBK pervežimo įrangos darbo metu neviršys leistinų radiacinės saugos kriterijų. Apskaičiuotos dozės visais atvejais yra didesnės ir tai tik prideda analizei konservatyvumo.

5. IŠVADOS

Naudojant programų paketą SCALE 5.1 (JAV) buvo atliktas panaudoto RBMK-1500 branduolinio kuro pervežimo konteinerio, skirto kurui iš 1-ojo Ignalinos AE bloko pervežti į 2-ąjį, radiacinės dozės galios įvertinimas. Analizė parodė, kad branduolinio kuro išdegimo gylys bei kuro išlaikymo (aušinimo) trukmė turi didžiausią įtaką dozės galiai. Atliekant radiacinės saugos analizę, taip pat reikėtų atsižvelgti į PBK pradinio ²³⁵U įsodrinimo įtaką dozės reikšmei esant didesnėms kuro išdegimo reikšmėms. Lyginant įkrovas su pradiniu 2% ir 2,8% ²³⁵U įsodrinimu, kai vienodas kuro išdegimo gylys, esant mažesniai įsodrinimui gaunamos iki 10% didesnės dozės galios reikšmės ant konteinerio šoninio paviršiaus.

Gautų rezultatų palyginimas su kitų autorių duomenimis bei su eksperimento metu išmatuotomis dozės galios reikšmėmis rodo, kad sudarytas skaitinis modelis tinka dozėms įvertinti. Suminė dozės galios vertė ant konteinerio šoninio paviršiaus po minimalaus 1,5 metų kuro išlaikymo 1-ojo reaktoriaus bloko aktyviojoje zonoje yra 214 μSv/h ir ji ne didesnė už leistiną galią – 2000 μSv/h. Galutinėje PBK pervežimo stadijoje (PBK išlaikymas 5 metai) dozės galios reikšmė sudarys 10% jos pradinės vertės.

Gauta 2008 03 07

Priimta 2008 08 21

Literatūra

1. Regulations for the safe transport of radioactive material, IAEA safety standards series, No. TS-R-1 (ST-1, Revised), 2000.
2. Almenas K., Kaliačka A., Užpuras E. Ignalina RBMK-1500. A source book. 1998.
3. Ignalinos AE 1-ojo energijos bloko kuro sudeginimo 2-ojo energijos bloko reaktoriuje komplekso projektavimas ir gamyba. Lietuvos energetikos institutas, 2006.
4. Laurinavičius D., Tonkūnas A. Transportavimo konteinerio, skirto panaudoto kuro pervežimui iš vieno Ignalinos AE bloko į kitą, kritiškumo įvertinimas // Konferencijos „Jaunoji energetika 2007“ medžiaga. Kaunas, 2007.
5. DeHart M. D. TRITON: a two-dimensional transport and depletion module for characterization of spent nuclear fuel. Rev. 5.1, ORNL/TM-2005/39, November 2006.

6. Tang J. S., Emmett Margaret B. SAS4: a Monte Carlo cask shielding analysis module using an automated biasing procedure, Ver. 5.1 ORNL/TM-2005/39, November 2006.
7. Gauld I. C., Bowman S. M., Horwedel J. E. ORIGEN-ARP: automatic rapid processing for spent fuel depletion, decay, and source term analysis. Rev. 5.1, ORNL/TM-2005/39, November 2006.
8. Дожигание топлива 1-го энергоблока в реакторе 2-го энергоблока ИАЭС. INPP / EPKS-2003-248 Отчет, 2006.
9. Calculations of spent fuel characteristics. LEI-17-409.3.3 Report, 2003.
10. Отчет по результатам „горячих“ испытаний оборудования комплекса, обеспечивающего дожигание топлива 1-го энергоблока в реакторе 2-го энергоблока ИАЭС. ПТОота-1145-4, 2006.

Aurimas Tonkūnas, Darius Laurinavičius,
Raimondas Pabarčius

EVALUATION OF THE DOSE RATE OF THE CONTAINER INTENDED TO TRANSPORT SPENT FUEL FROM UNIT 1 TO UNIT 2 OF THE IGNALINA NPP

Summary

After closing Unit 1 of the Ignalina NPP, a decision was made to transfer the spent fuel to Unit 2 for further use. For that purpose, a container which can transport up to six RBMK-1500 type assemblies was designed. From the point of radiation safety, it is important that the dose rate on any surface of the container does not exceed 2000 $\mu\text{v}/\text{h}$ [1]. The initial fuel enrichment, burn up depth and cooling time most strongly

affect the spent fuel isotopic composition and thus directly influence the radiation characteristics of the container. In this article, the evaluation of dose rate applying the SCALE code system (USA) is presented and performed and a comparison with the MCNP code and experimental results is made.

Key words: transport container, SCALE, dose rate, radiation safety

Ауримас Тонкунас, Дарюс Лауринавичюс, Раймондас Пабарčius

ОПРЕДЕЛЕНИЕ МОЩНОСТИ ДОЗЫ ОБОРУДОВАНИЯ ПРИ ТРАНСПОРТИРОВКЕ ТОПЛИВА ПЕРВОГО ЭНЕРГОБЛОКА В РЕАКТОР ВТОРОГО ЭНЕРГОБЛОКА ИГНАЛИНСКОЙ АЭС

Резюме

После закрытия первого энергоблока Игналинской АЭС было решено далее использовать облученное топливо на втором энергоблоке. Для перемещения топлива было создано транспортное оборудование для перевозки сразу до шести отработавших сборок топлива РБМК-1500. Со стороны радиационной безопасности важно, чтобы мощность дозы на поверхности контейнера не превышала 2000 $\mu\text{Sv}/\text{ч}$ [1]. Исходное обогащение топлива, глубина выгорания и время выдержки более всего влияют на состав ядерного топлива, также оказывают влияние на радиационные характеристики транспортного контейнера. С использованием программного пакета SCALE (США) в работе определена мощность дозы во время перевозки облученного топлива, она сопоставлена с результатами MCNP и с экспериментальными данными.

Ключевые слова: РБМК-1500, контейнер, SCALE, мощность дозы, радиационная безопасность