

VILNIAUS UNIVERSITETAS
FIZINIŲ IR TECHNOLOGIJOS MOKSLŲ CENTRAS

VYTENIS BARKAUSKAS

NUKLIDINĖS SUDĖTIES EVOLIUCIJOS ĮTAKA RBMK REAKTORIAUS
PANAUDOTO KURO BRANDUOLINĖS SAUGOS IR APŠVITINTO GRAFITO
RADIACINĖS SAUGOS CHARAKTERISTIKOMS

Daktaro disertacijos santrauka

Fiziniai mokslai, fizika (02P)

Vilnius, 2016

Daktaro disertacija rengta 2010 – 2015 metais Fizinių ir technologijos mokslų centre

Mokslinis vadovas:

dr. Artūras Plukis (Fizinių ir technologijos mokslų centras, fiziniai mokslai, fizika — 02P)

Disertacija ginama Vilniaus universiteto Fizikos mokslo krypties taryboje:

Pirmininkas — habil. dr. Dalis Baltrūnas (Fizinių ir technologijos mokslų centras, fiziniai mokslai, fizika — 02P).

Nariai:

habil. dr. Algirdas Kaliatka (Lietuvos energetikos institutas, technologijos mokslai, energetika ir termoinžinerija — 06T);

habil. dr. Danas Ridikas (Tarptautinė atominės energetikos agentūra, Austrija, fiziniai mokslai, fizika — 02P);

prof. dr. Valdas Šablinskas (Vilniaus universitetas, fiziniai mokslai, fizika — 02P);

dr. Artūras Šmaižys (Lietuvos energetikos institutas, technologijos mokslai, energetika ir termoinžinerija — 06T).

Disertacija bus ginama viešame Fizikos mokslo krypties tarybos posėdyje 2016 m. gruodžio mėn. 20 d. 10 val. Fizinių ir technologijos mokslų centro Fizikos instituto salėje.

Adresas: Savanorių pr. 231, Vilnius, Lietuva.

Disertacijos santrauka išsiuntinėta 2016 m. lapkričio mėn 18 d.

Disertaciją galima peržiūrėti interneto svetainėje adresu:

www.vu.lt/lt/naujienos/ivykiu-kalendorius.

VILNIUS UNIVERSITY
CENTER FOR PHYSICAL SCIENCES AND TECHNOLOGY

VYTENIS BARKAUSKAS

IMPACT OF NUCLIDE COMPOSITION EVOLUTION TO RBMK SPENT
FUEL NUCLEAR SAFETY AND IRRADIATED GRAPHITE RADIATION
SAFETY CHARACTERISTICS

Summary of doctoral dissertation

Physical sciences, physics (02P)

Vilnius, 2016

Doctoral dissertation was prepared at Center for Physical Sciences and Technology in 2010 – 2015, Vilnius, Lithuania

Scientific supervisor:

dr. Artūras Plukis (Center for Physical Sciences and Technology, Physical Sciences, Physics — 02P)

Doctoral dissertation will be defended in the Council of Physics of Vilnius University:

Chairman — habil. dr. Dalis Baltrūnas (Center for Physical Sciences and Technology, Physical Sciences, Physics — 02P).

Members:

habil. dr. Algirdas Kaliatka (Lithuanian Energy Institute, Technological Sciences, Power and Thermal Engineering — 06T);

habil. dr. Danas Ridikas (International Atomic Energy Agency, Austria, Physical Sciences, Physics — 02P);

prof. dr. Valdas Šablinskas (Vilnius University, Physical Sciences, Physics — 02P);

dr. Artūras Šmaižys (Lithuanian Energy Institute, Technological Sciences, Power and Thermal Engineering — 06T).

The official defense of the dissertation will be held at 10 a.m. on 20 December 2016 in the hall of Institute of Physics of Center for Physical Sciences and Technology.

Address: Savanorių ave. 231, Vilnius, Lithuania.

Summary of the dissertation was distributed on 18 November 2016.

The dissertation is available at the libraries of Vilnius University and Center for Physical Sciences and Technology, and at the VU website:

www.vu.lt/lt/naujienos/ivykiu-kalendorius.

Įvadas

RBMK-1500 reaktoriaus eksploatavimo nutraukimas yra visiškai unikalus projektas, kuris šiuo metu vykdomas Lietuvoje, Ignalinos atominėje elektrinėje (IAE). Svarbūs branduolinės saugos uždaviniai yra šio projekto dalis. Branduolinė sauga plačiąja prasme yra apibrėžiama kaip tinkamų eksploatavimo sąlygų užtikrinimas, avarijų prevencija ir galimų avarijų padarinių sumažinimas, siekiant apsaugoti žmones ir aplinką nuo radiacinių pavojų [1].

Pavojingiausia atlieka po branduolinio reaktoriaus sustabdymo yra panaudotas branduolinis kuras (PBK), taigi svarbiausias eksploatavimo nutraukimo etapo uždavinys yra saugus jo laikymas, perdirbimas arba padėjimas į atlieką. PBK sudėties ir aktyvumo įvertinimas yra itin svarbus norint nustatyti, ar numatytomis sąlygomis jis gali būti laikomas saugiai. Vienas iš saugą charakterizuojančių parametrų yra efektinis neutronų daugėjimo koeficientas (k_{eff}), apibrėžiamas kaip matas, skirtas įvertinti laisvųjų neutronų, galinčių sukelti branduolių dalijimąsi, skaičiaus didėjimą arba mažėjimą.

Vienas iš būdų konservatyviai (esant nepalankiausioms sąlygoms) įvertinti k_{eff} yra šviežio kuro prielaidos taikymas. Tačiau tokiu atveju k_{eff} yra smarkiai pervertinamas, todėl yra naudinga atsižvelgti į kuro išdegimą, t.y. į daliosios medžiagos sumažėjimą ir neutronus sugeriančių nuklidų susidarymą PBK. Mokslinės problemos šioje srityje analizuojamos pastaruosius du dešimtmečius [2,3]. Tokiai k_{eff} vertinimo metodikai yra būtinas kuo tikslesnis nuklidų koncentracijų nustatymas PBK. Skaičiavimo metodų taikymas yra itin patrauklus tokiems uždaviniams spręsti, kadangi eksperimentai šioje srityje yra labai brangūs ir sudėtingi. Taip pat skaitmeninis modeliavimas leidžia įvertinti planuojamus eksperimentus ir numatyti galimus aktyvumus bei gaunamas apšvitos dozes jų metu. Efektyvėjantys skaičiavimo metodai ir tikslesni branduolinių medžiagų sąveikos skerspjūvių duomenys suteikia galimybę analizuoti vis sudėtingesnius branduolinio kuro ir medžiagų neutroninės aktyvacijos evoliucijos uždavinius.

Mokslinėje literatūroje iki šiol nebuvo nagrinėta 2.8% kuro su išdegančiu sugėrikliu erbiu išdegimo įtaka PBK konteinerio k_{eff} RBMK-1500 reaktoriuje naudotas

2.4–2.8% pradinio sodrinimo kuras su išdegančiu sugėrikliu erbiu. Šio kuro kritiškumo vertinimas naujuose CONSTOR®RBMK-1500/M2 PBK saugojimo ir transportavimo konteineriuose atsižvelgiant į PBK išdegimą yra aktualus ne tik mokslinė prasme, bet ir branduolinei saugai RBMK-1500 reaktorių eksploatavimo nutraukimo kontekste. Taip pat iki šiol nebuvo tirta, kokią įtaką išdegantis sugėriklis erbis gali daryti PBK saugojimo konteinerio k_{eff} ir nebuvo vertinta ašinio išdegimo profilio įtaka. Ašinio išdegimo profilio taikymas leidžia tiksliau įvertinti daliosios medžiagos likutinę koncentraciją branduolinio kuro kasetėje.

Kita medžiaga, nuolatos švitinta reaktoriaus aktyviojoje zonoje ir dėl neutronų aktyvacijos tapusi radioaktyviosios spinduliuotės šaltiniu, yra reaktoriaus grafitas. Pagrindiniai spinduliuotės šaltiniai jame yra ^{14}C , ^3H ir ^{36}Cl radionuklidai [4,5]. Dalis radionuklidų grafite susidaro dėl gamtinės urano priemaišos neutroninės aktyvacijos per (n, γ) , (n, p) ar (n, α) reakcijas. Dėl ilgalaikio reaktoriaus eksploatavimo susidaro ir žymios ilgaamžių radioaktyvių aktinoidų, tokių kaip Pu, Am, Cm ir kitokių, koncentracijos. Svarstant grafito perdirbimo perspektyvas būtina charakterizuoti tokių radionuklidų koncentracijas, elgseną ir įvertinti galimus radiologinius tokio grafito saugojimo ar talpinimo į atliekyną padarinius.

Analizuojant aukščiau nurodytas mokslines ir inžinerines problemas tenka spręsti sudėtingus skaičiavimo uždavinius. Sudėtingumas kyla iš didelio skaičiaus parametrų ir lygčių, aprašančių neutronų pernašą ir nuklidų susidarymą. Tam įprastai naudojamos specialios programos. Didėjantys skaičiavimo greičiai leidžia kurti sudėtingesnius reaktoriaus ar PBK saugojimo konteinerių modelius, o tobulėjančios programos — tiksliau spręsti neutronų pernašos ir medžiagų neutroninės aktyvacijos uždavinius. Tikslus dviejų pagrindinių reaktoriaus komponentų — branduolinio kuro ir reaktoriaus grafito — nuklidinės sudėties ir keliamo pavojaus įvertinimas yra itin svarbus siekiant suprasti šių pavojingų medžiagų elgseną branduolinės ir radiacinės saugos požiūriu.

Darbo tikslas ir užduotys

Pagrindinis šio darbo tikslas yra įvertinti RBMK tipo reaktoriaus branduolinio kuro ir reaktoriaus grafito sudėties pokyčius eksploatavimo metu, taikant skaičiavimo metodus, ir ištirti aktinoidų bei kitų stipriai neutronus sugeriančių nuklidų įtaką branduolinei saugai, įskaitant branduolinio kuro išdegimą, ir aktinoidų įtaką radiacinės saugos charakteristikoms reaktoriaus grafite.

Siekiant šio tikslo turi būti atliktos šios užduotys:

- Sukurtas reprezentatyvus skaitmeninis RBMK reaktoriaus gardelės modelis, atliktas skaitmeninis RBMK reaktoriaus kuro išdegimo eksperimentas, siekiant sukurti PBK vienos neutronų energijos grupės skerspjūvių bibliotekas, ir įvertinta PBK sudėtis, atsižvelgiant į prieinamus eksperimentinius duomenis, siekiant užtikrinti modelio tinkamumą naudoti.
- Įvertintas efektyvus neutronų daugėjimo koeficientas k_{eff} RBMK PBK konteineryje, atsižvelgiant į branduolinio kuro sudėties pokyčius dėl išdegimo.
- Ištirta branduolinio kuro rinklės vidutinio ašinio išdegimo profilio įtaka efektyviam neutronų daugėjimo koeficientui PBK konteineryje bei nustatyti skirtumai, lyginant su tolygaus ašinio išdegimo profilio naudojimu, ir jų fizikinės priežastys.
- Kuo tiksliau įvertintas reaktoriaus neutronų spektras bei srauto pasiskirstymas naudojant vidutinį kuro išdegimą atitinkančią sudėtį ir ištirtas ilgaamžių aktinoidų susidarymas reaktoriaus grafite iš itin mažos koncentracijos urano priedų RBMK reaktoriaus grafite.

Mokslinis darbo naujumas

Naudojantis paprastu, bet reprezentatyviu RBMK gardelės modeliu SCALE 6.1 programa buvo skaitmeniškai modeliuotas branduolinio kuro degimas reaktoriuje. RBMK gardelės modelis leidžia tiksliau įvertinti rezonansus bei saviekranavimą ir prideda tikslumo skaitmeniškai modeliuojamam kuro degimo eksperimentui reaktoriuje. Buvo sukurtos visiškai naujos vienos grupės skerspjūvių bibliotekos panaudoto

branduolinio kuro sudėčiai ir aktyvumui skaičiuoti 2.4–2.8% sodrinimo kurui su išdegančiu sugėrikliu erbiu. Sudarytos bibliotekos leidžia greitai įvertinti RBMK reaktoriaus PBK sudėtį ir kitas susijusias charakteristikas. Taip pat skaičiavimų duomenys yra vertingi realių eksperimentų ir eksploataavimo nutraukimo veiklų planavimui.

Sudarytos bibliotekos buvo panaudotos optimizuotai kritiškumo analizei CONSTOR®RBMK-1500/M2 PBK konteineriui, pirmą kartą įskaitant skirtingas — tik aktinoidų arba aktinoidų su dalijimosi produktais ir išdegančiais sugėrikliais — PBK sudėties prielaidas. Taip pat pirmą kartą buvo naudojamas vidutinis ašinio išdegimo profilis, siekiant įvertinti netolygaus išdegimo reiškinio sukeltą k_{eff} padidėjimą.

Aukščiau minėtas RBMK reaktoriaus gardelės modelis buvo išplėstas iki trimačio geometrinio modelio su papildomais struktūriniais komponentais ir buvo naudojamas urano neutroninės aktyvacijos produktų aktyvumo skaičiavimams RBMK reaktoriaus grafite, siekiant palyginti juos su eksperimentiniais ir kitais modeliavimo rezultatais.

Gauti rezultatai yra svarbūs branduolinei ir radiacinei saugai branduolinių elektrinių su RBMK tipo reaktoriais uždarymo etape, kadangi jie suteikia naujų žinių apie pagrindines branduolinės ir radiacinės saugos charakteristikas, atsižvelgiant į branduolinio kuro išdegimą.

Ginamieji teiginiai

1. Supaprastintas skaitmeninis RBMK reaktoriaus begalinės gardelės iš 14 kuro kanalų ir 2 valdymo ir apsaugos sistemos kanalų modelis yra tinkamas branduolinio kuro sudėties vertinimui skirtų vienos neutronų energijos grupės skerspjuvių bibliotekų sudarymui.
2. RBMK panaudoto branduolinio kuro konteinerio efektinio neutronų daugėjimo koeficiento vertinimas, įskaitant aktinoidus, dalijimosi produktus ir išdegančius sugėriklius, rodo, kad k_{eff} sumažėjimą lyginant tik su aktinoidų atveju, esant dideliame kuro išdegimui, lemia didėjanti dalijimosi produktų koncentracija, o ne išdegantis sugėriklis erbis.

3. Netolygaus išdegimo reiškinio sukeliamas k_{eff} padidėjimas yra stebimas RBMK reaktoriaus panaudoto branduolinio kuro konteineryje dėl netolygaus daliaus ^{235}U išdegimo kuro rinklėje, o plutonio izotopų susidarymas jam neturi žymios įtakos.
4. Sudarytas RBMK reaktoriaus gardelės trimatis modelis yra tinkamas radiologiniam grafito charakterizavimui reaktoriaus aktyviosios zonos viduje.

Disertacijos sandara

Disertaciją sudaro įvadinis, penki pagrindiniai ir išvadų skyriai. Įvadiniame skyriuje trumpai aprašomi disertacijoje nagrinėjami klausimai ir jų vieta tiriamos srities kontekste, suformuluojamas darbo tikslas, darbo uždaviniai bei ginamieji teiginiai. Taip pat pateikiamas autoriaus išspausdintų publikacijų ir konferencijose pristatytų pranešimų sąrašas. Pirmame skyriuje pateikiama informacija apie tiriamoje srityje atliktus darbus, jų esmę ir iš jų kylančią šios disertacijos mokslinę problematiką. Antrame skyriuje trumpai pristatoma darbo metodologija, fizikinės neutronų pernašos ir medžiagų neutroninės aktyvacijos modeliavimo prielaidos. Trečiame skyriuje nagrinėjamas vienos grupės skerspjūvių bibliotekų sudarymas ir jų prognozuojamų duomenų atitikimas eksperimentiniams duomenims. Ketvirtame skyriuje pristatomi PBK konteinerio efektinio neutronų daugėjimo koeficiento skaitmeninio vertinimo rezultatai. Penktame skyriuje nagrinėjama grafito priemaišų neutroninė aktyvacija ir susidariusių aktinoidų aktyvumo modeliavimo problematika. Disertacijos pabaigoje pateikiamos išvados, po kurių pateikiamas darbe cituojamos literatūros sąrašas.

Darbo rezultatų pristatymas

Disertacijos darbo rezultatai buvo pristatyti keturiose mokslinėse publikacijose, kurios paskelbtos referuojamuose ir ISI Web of Science bazėje citavimo indeksą turinčiuose žurnaluose. Ketvirta publikacija yra priimta spausdinimui. Doktorantūros studijų metu disertacijos rezultatai pristatyti 7 mokslinių konferencijų pranešimuose. Publikacijų ir konferencijos pranešimų sąrašas pateikiamas šios santraukos pabaigoje.

Metodologija

Laisvųjų neutronų judėjimą ir sąveiką su medžiaga nagrinėja neutronų pernašos teorija. Jos esminis elementas yra neutronų pernašos lygtis, taip pat žinoma kaip Bolcmano lygtis (1). Ši lygtis aprašo neutronų srauto tankio kitimą laike, tam tikrame taške, atsižvelgiant į neutronų šaltinius, neutronų pernašą ir sugertį.

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t)}{\partial t} = -\vec{\Omega} \vec{\nabla} \Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) - \Sigma_t(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) \Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) + Q(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) + \int_{E'} \int_{\Omega'} \Sigma_s(\vec{r}, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}, E' \rightarrow E, t) \Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}', E', t) d\vec{\Omega}' dE' \quad (1)$$

čia:

$\Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t)$ — E energijos neutronų srauto tankis taške \vec{r} , $\vec{\Omega}$ kryptimi, laiko momentu t ;

$\Sigma_t(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t)$ — suminis makroskopinis neutronų sąveikos skerspjūvis taške \vec{r} , $\vec{\Omega}$ kryptimi, kai neutrono energija E , laiko momentu t ;

$Q(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t)$ — E energijos neutronų šaltinis taške \vec{r} , $\vec{\Omega}$ kryptimi, laiko momentu t ;

$\Sigma_s(\vec{r}, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}, E' \rightarrow E, t)$ — neutronų sklaidos makroskopinis skerspjūvis taške \vec{r} , $\vec{\Omega}$ kryptimi, kai neutrono energija E , laiko momentu t ;

v — neutronų greitis;

$\vec{\nabla}$ — nabra operatorius.

Neutronų skaičiaus dinamika analizuojamoje sistemoje su daliaja medžiaga priklauso nuo neutronų šaltinių, sugerties ir nuotėkio. Jei darome prielaidas, kad sistemos laisvųjų neutronų šaltinis yra tik branduolių dalijimosi metu susidarę laisvieji neutronai, iš (2) lygties galime nustatyti koeficientą k , nusakantį laisvųjų neutronų populiacijos dinamiką sistemoje. Šis koeficientas vadinamas efektiniu neutronų daugėjimo koeficientu. Jo skaičiavimas yra gana paprastas, kadangi nereikia spręsti sudėtingos (1) lygties, siekiant nustatyti, ar sistemoje laisvųjų neutronų daugės, ar mažės.

$$k = \frac{\int \nu \Sigma_f \Phi(\vec{r}) dV}{\int \Sigma_t \Phi(\vec{r}) dV - \int \vec{\nabla} D(\vec{r}) \vec{\nabla} \Phi(\vec{r}) dV} \quad (2)$$

čia:

ν — vidutinis laisvųjų neutronų skaičius susidaręs branduolio dalijimosi metu;

Σ_f — suminis makroskopinis neutronų sukeliama dalijimosi skerspjūvis;

$\Phi(\vec{r})$ — neutronų srauto tankis taške \vec{r} ;

Σ_t — suminis makroskopinis neutronų sąveikos skerspjūvis;

$D(\vec{r})$ — neutronų difuzijos koeficientas.

Nuklidų koncentracijų pokyčius bėgant laikui neutronų apšvitos metu ir po jos aprašo išplėstinė Bateman'o lygčių sistema (3).

$$\begin{aligned} \frac{dN_i(t)}{dt} = \sum_j f_{j \rightarrow i} \sigma_{f,j} N_j(t) \Phi + \sigma_{c,i-1} N_{i-1}(t) \Phi + \sum_j l_{j \rightarrow i} \lambda_j N_j(t) - \\ - \sigma_{f,i} N_i(t) \Phi - \sigma_{c,i} N_i(t) \Phi - \lambda_j N_j(t) \end{aligned} \quad (3)$$

čia:

$N_i(t)$ — nuklido i koncentracija laiko momentu t ;

$f_{j \rightarrow i}$ — nuklido j dalijimosi reakcijos išeigos dalis į nuklidą i ;

$\sigma_{f,j}$ — mikroskopinis suvidurkintas neutronų sukeliančių j nuklido dalijimąsi sąveikos skerspjūvis;

Φ — neutronų srauto tankis;

$l_{j \rightarrow i}$ — nuklido j skilimo reakcijos išeigos dalis į nuklidą i ;

λ_j — nuklido j skilimo konstanta;

$\sigma_{c,i}$ — i nuklido mikroskopinis suvidurkintas neutrono pagavos sąveikos skerspjūvis.

Nurodytos lygtys aprašo laisvųjų neutronų judėjimą, jų skaičiaus dinamiką ir nuklidinės sudėties pokyčius medžiagoje. Jos naudojamos branduolinio kuro sudėties evoliucijos, reaktoriaus grafito priemaišų aktyvacijos bei efektinio neutronų daugėjimo koeficiento įvertinimo uždaviniams spręsti. Šie uždaviniai yra sudėtingi dėl didelio skaičiaus lygčių, skerspjūvių parametrų ir didelio kiekio duomenų apdorojimo skaičiavimo metu ir po skaičiavimų. Sprendimas atliekamas specialiomis programomis, nurodžius pradinis įvesties duomenis (informaciją apie problemos geometriją, sudėtį, skerspjūvius ir kita), o gaunamos numatytų fizikinių dydžių vertės.

Spręsti disertacijos darbo uždaviniams buvo pasirinkta SCALE 6.1 programa. Pagrindas pasirinkti šią programą buvo jos ilga ir sėkminga validavimo istorija, nuolatinis tobulinimas ir lankstumas, leidžiantis spręsti įvairaus pobūdžio branduolinės

saugos uždavinius. SCALE programinis paketas, sukurtas Oak Ridge nacionalinėse laboratorijose (JAV), yra itin modernus ir visapusiškas modeliavimo programų rinkinys, skirtas branduolinės saugos analizės ir pagrindimo skaičiavimams.

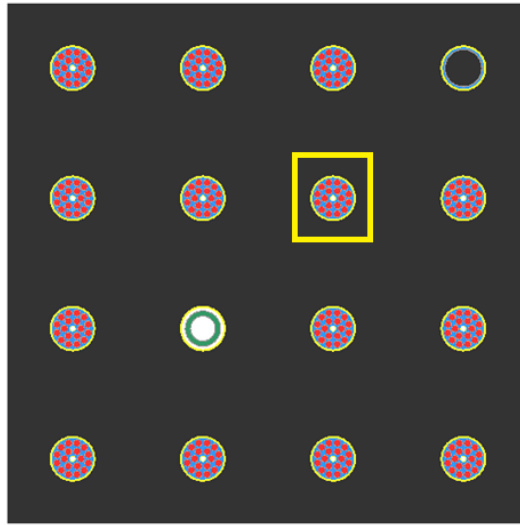
SCALE programiniame pakete naudojamos keliolika programų skirtingo tipo uždutims spręsti. Paminėtinos pagrindinės, kurios buvo naudotos užduočių sprendimui: NEWT, KENO-VI, ORIGEN-S ir STARBUCS. NEWT yra deterministinė neutronų energijos grupių pernašos skaičiavimo programa dvimatėje geometrijoje. Ji naudojama spręsti (1) ir (2) lygtims. Naudojantis NEWT skaičiuojami neutronų srauto tankiai, neutronų grupių sąveikos skerspjūviai, galios pasiskirstymai, k_{eff} . KENO-VI yra skirta skaičiuoti tokiems patiems parametrms kaip ir NEWT, tačiau jos veikimas pagrįstas Monte Karlo skaičiavimo metodu. KENO-VI gali būti naudojama ir trimatėje geometrijoje. ORIGEN-S yra skirta spręsti (3) lygčių sistemai ir naudojama skaičiuoti nuklidų koncentracijoms, aktyvumams ir radioaktyvių šaltinių parametrms, esant dideliame izotopų skaičiui. STARBUCS yra skaičiavimo seka, skirta k_{eff} vertinimui sistemose su branduoliniu kuru, įskaitant jo išdegimą. ENDF/B-VII neutronų sąveikos skerspjūvių biblioteka buvo naudota visuose skaičiavimuose.

Panaudoto branduolinio kuro izotopinės sudėties modeliavimas

RBMK-1500 reaktoriaus kuro nuklidinės sudėties kitimas buvo skaitmeniškai modeliuotas SCALE 6.1 programinio paketo TRITON seka, siekiant sudaryti vienos energijos grupės bibliotekas, skirtas greitiems PBK izotopinės sudėties ir aktyvumo skaičiavimams. Skaičiavimams buvo naudota 238 energijos grupių nuklidų skerspjūvių biblioteka ENDF/B-VII.

Branduolinio kuro išdegimo modeliavimui sudarytas supaprastintas RBMK reaktoriaus aktyviosios zonos fragmentas, susidedantis iš 14 kuro kanalų ir 2 valdymo ir apsaugos sistemos kanalų (1 pav.). Daryta prielaida, kad valdymo ir apsaugos sistemos strypo neutronų sugėriklis yra B_4C , kaip buvo numatyta pradiniam RBMK reaktoriaus projekte. Buvo daryta prielaida, kad vienas valdymo strypas yra akty-

viojoje zonoje, o kitas — ištrauktas.



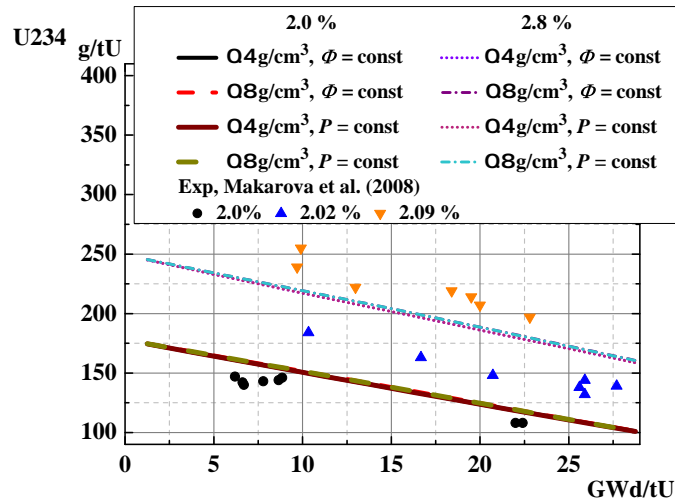
1 pav.: RBMK reaktoriaus gardelė su kuro(14) bei valdymo ir apsaugos sistemos(2) kanalais.

Kuro išdegimo modeliavimas sudarytas iš dviejų žingsnių: pirmas žingsnis — šviežio kuro deginimas visuose kanaluose pasiekia vidutinį išdegimą reaktoriuje (12 GWd/tU). Antras žingsnis — kuro viename kanale deginimas, kai kituose kanaluose kuro sudėtis yra pastovi (atitinkanti vidutinį išdegimą su 100 svarbiausių nuklidų koncentracijomis), paaimta iš pirmojo žingsnio skaičiavimų. Sudarant skerspjūvių bibliotekas šie žingsniai taikyti kiekvienai pradinio kuro sodrinimo vertei (2.0, 2.4, 2.6 ir 2.8%) ir vandens tankio kanale vertei (kas 0.1 g/cm³ intervale nuo 0.2 g/cm³ iki 0.8 g/cm³). Tada buvo surinktos ir sugrupuotos skerspjūvių bibliotekos pagal kuro sodrinimą ir vandens tankį kanale. Buvo sukurtos dvi atskiros bibliotekos: 2.0% sodrinimo kuro be erbio ir 2.4–2.8% sodrinimo su išdegančiu sugėrikliu erbiu.

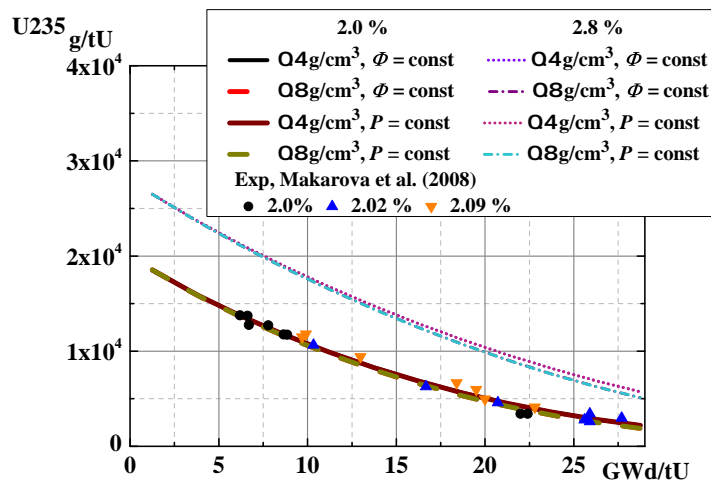
Siekiant patikrinti suskaičiuotų bibliotekų prognozuojamų koncentracijų atitikimą eksperimentiniams duomenims, buvo atliktas palyginimas su duomenimis iš [6, 7] publikacijų. Taip pat buvo atliktas palyginimas su kitų nepriklausomų publikuotų skaičiavimų duomenimis [8].

Buvo analizuojami 2.0% sodrinimo kuro be erbio ir 2.8% sodrinimo kuro su išdegančiu sugėrikliu erbiu atvejai, esant pastoviai reaktoriaus galiai ir pastoviam neutronų srautui, taip pat atsižvelgta į ribinius vandens tankio atvejus (0.4 g/cm³ ir

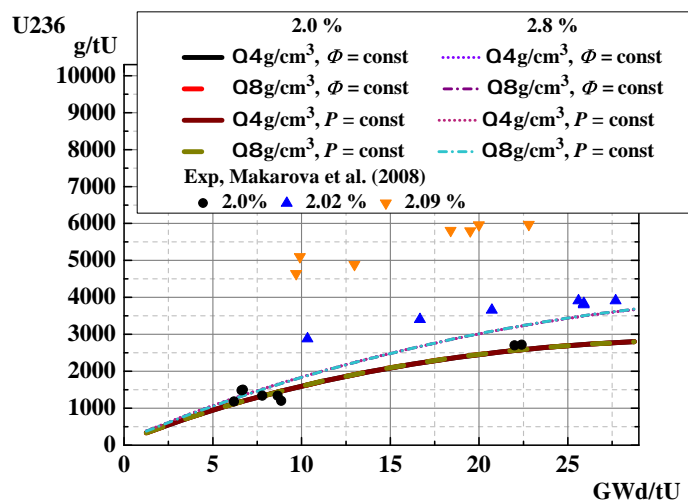
0.8 g/cm³). Įvertinome svarbiausių kritiškumo analizei aktinoidų (²³⁴U, ²³⁵U, ²³⁶U, ²³⁸Pu, ²³⁹Pu, ²⁴⁰Pu, ²⁴¹Pu, ²⁴²Pu, ²³⁷Np, ²⁴¹Am, ²⁴³Am, ²⁴²Cm, ²⁴⁴Cm) koncentracijas ir kelis dalijimosi produktų izotopus (¹⁴²Nd, ¹⁴³Nd, ¹⁴⁴Nd, ¹⁴⁵Nd, ¹⁴⁶Nd, ¹⁴⁸Nd, ¹⁵⁰Nd and ¹³⁷Cs). Santraukoje pateikiami tik dalies aktinoidų rezultatai.



2 pav.: ²³⁴U koncentracijų priklausomybė nuo išdegimo skirtingo sodrinimo RBMK-1500 kurui, apskaičiuota naudojantis vienos grupės skerspjūvių bibliotekomis, ir eksperimentinių matavimų duomenys [7].



3 pav.: ²³⁵U koncentracijų priklausomybė nuo išdegimo skirtingo sodrinimo RBMK-1500 kurui, apskaičiuota naudojantis vienos grupės skerspjūvių bibliotekomis, ir eksperimentinių matavimų duomenys [7].



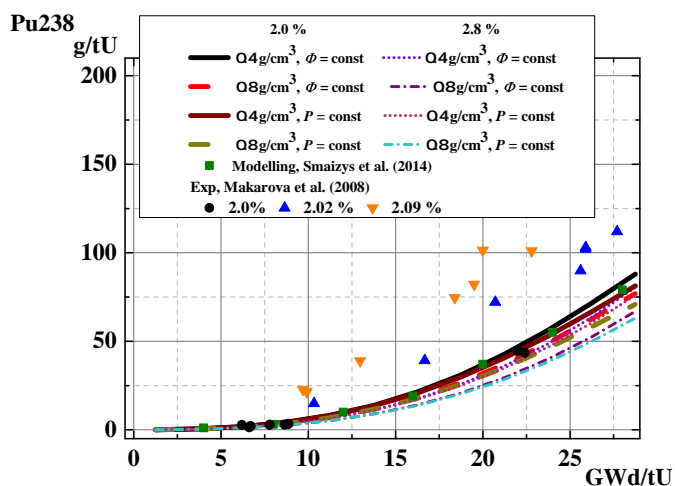
4 pav.: ^{236}U koncentracijų priklausomybė nuo išdegimo skirtingo sodrinimo RBMK-1500 kurui, apskaičiuota naudojantis vienos grupės skerspūvių bibliotekomis, ir eksperimentinių matavimų duomenys [7].

Eksperimentinės vertės atitinka 2.0% sodrinimo kuro modeliavimo rezultatus urano izotopams ^{234}U (2 pav.), ^{235}U (3 pav.) ir ^{236}U (4 pav.). Skirtumas tarp eksperimentinių ir modeliavimo verčių siekia 14–16%. Skirtumus tarp eksperimentinių verčių ^{234}U ir ^{236}U atvejais lemia šiek tiek skirtingos ^{235}U sodrinimo vertės (2.0%, 2.02% ir 2.09%). Kadangi 2.02% ir 2.09% sodrinimo kuras buvo pagamintas naudojant perdirbtą uraną iš PBK, ^{234}U ir ^{236}U pradinės koncentracijos šiame kure pastebimai skiriasi nuo šviežio 2.0% sodrinimo kuro atvejo.

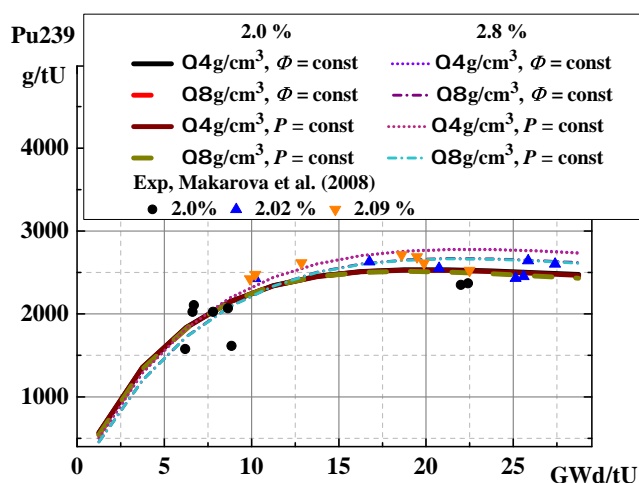
Plutonio izotopų koncentracijos pateikiamos 5–8 pav. ^{238}Pu atveju, eksperimentinės vertės 2.02% ir 2.09% sodrinimo kurui viršija skaičiavimų rezultatus iki dviejų kartų. Šis neatitikimas yra paaiškinamas tuo, kad ^{238}Pu susidaro dėl dvigubos neutrono pagavos iš ^{236}U per ^{237}Np , taigi dėl aukščiau paaiškintos skirtingos pradinės ^{236}U koncentracijos. Kitų Pu izotopų atitikimas skaičiavimams yra geras, o skirtumai siekia 6–25% priklausomai nuo izotopo 2.0% sodrinimo kurui.

Įvertinant vandens tankio įtaką (kuri lemia neutronų spektrą) izotopų koncentracijoms, pastebėta, kad ^{238}Pu , ^{241}Pu ir ^{243}Am nuklidų koncentracijos yra jautrausios vandens tankio pokyčiams. Esant didžiausiam vertintam išdegimui (29 GWd/tU), izotopų koncentracijų skirtumai tarp 0.4 g/cm³ ir 0.8 g/cm³ vandens tankio atveju

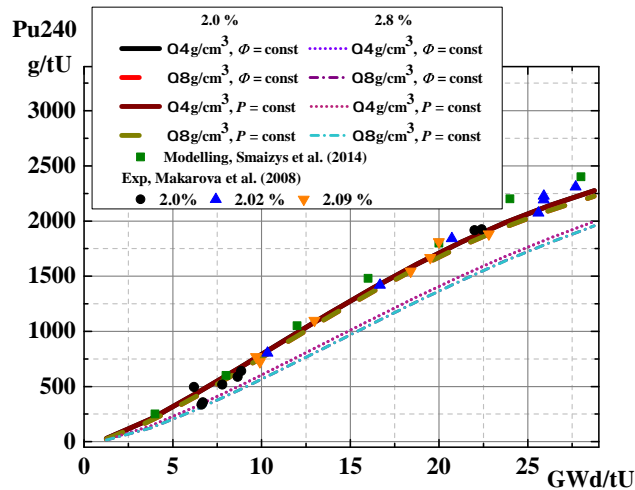
2.0% sodrinimo kurui siekia 14%, o 2.8% sodrinimo kurui — 22%. Taip pat nustatyta, kad įsodrinimas ir išdegantis sugėriklis turi pastebimą įtaką panaudoto branduolinio kuro sudėčiai. Esant didžiausiai analizuotai išdegimo vertei (29 GWd/tU) nuklidų koncentracijos skirtumai tarp 2% ir 2.8% įsodrinimo kuro sudarė 11–52% priklausomai nuo nuklido.



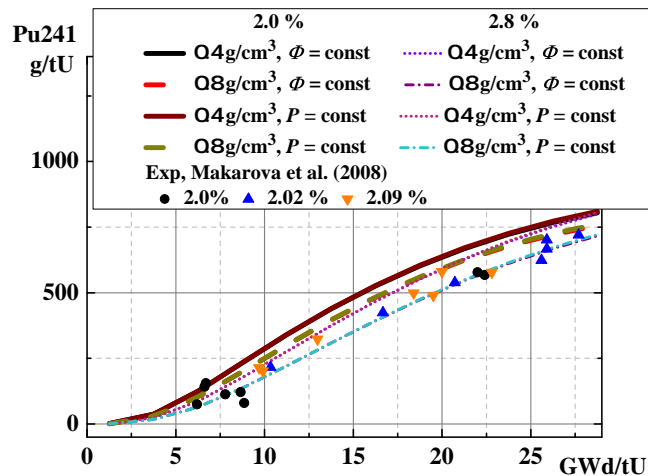
5 pav.: ^{238}Pu koncentracijų priklausomybė nuo išdegimo skirtingo sodrinimo RBMK-1500 kurui, apskaičiuota naudojantis vienos grupės skerspjuvių bibliotekomis, ir eksperimentinių matavimų duomenys [7].



6 pav.: ^{239}Pu koncentracijų priklausomybė nuo išdegimo skirtingo sodrinimo RBMK-1500 kurui, apskaičiuota naudojantis vienos grupės skerspjuvių bibliotekomis, ir eksperimentinių matavimų duomenys [7].



7 pav.: ^{240}Pu koncentracijų priklausomybė nuo išdegimo skirtingo sodrinimo RBMK-1500 kurui, apskaičiuota naudojantis vienos grupės skerspūvių bibliotekomis, ir eksperimentinių matavimų duomenys [7].

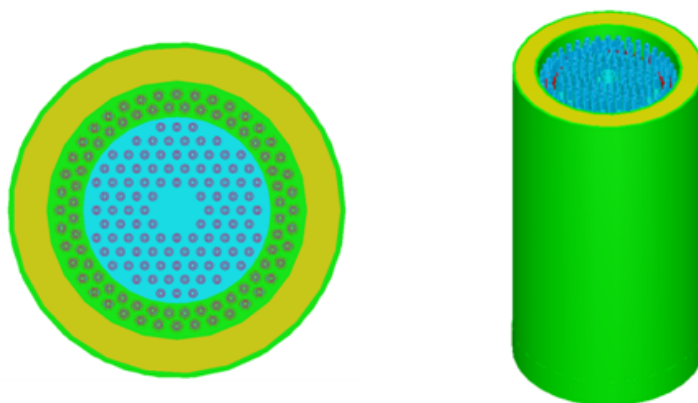


8 pav.: ^{241}Pu koncentracijų priklausomybė nuo išdegimo skirtingo sodrinimo RBMK-1500 kurui, apskaičiuota naudojantis vienos grupės skerspūvių bibliotekomis, ir eksperimentinių matavimų duomenys [7].

PBK konteinerio k_{eff} modeliavimas

Panaudoto branduolinio kuro saugojimo sistemų efektinio neutronų daugėjimo koeficiento vertinimas, atsižvelgiant į išdegimą, įprastai atliekamas taikant dvi skirtin-

gas vertinamo branduolinio kuro sudėties prielaidas. Vienu atveju įskaitomi tik svarbiausi aktinoidai, kitu — taip pat ir svarbiausi stabilūs dalijimosi produktai (kurių (n,γ) reakcijos skerspjūvis yra santykinai didelis) su išdegančiais sugėrikliais. Pirmasis atvejis yra konservatyvesnis nei antrasis, tačiau abiem atvejais nagrinėjamos sistemos k_{eff} vertės būna mažesnės nei šviežio kuro prielaidos atveju. Aktinoidų, naudojamų kritiškumo analizėje, rinkinys gali skirtis priklausomai nuo šalies reikalavimų, bet įprastai jie yra iš esmės tie patys. Mūsų atveju vertinome ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{237}Np , ^{241}Am , ^{242m}Am , ^{243}Am aktinoidus ir ^{95}Mo , ^{99}Tc , ^{101}Ru , ^{103}Rh , ^{109}Ag , ^{133}Cs , ^{143}Nd , ^{145}Nd , ^{147}Sm , ^{149}Sm , ^{150}Sm , ^{151}Sm , ^{152}Sm , ^{153}Eu , ^{155}Gd dalijimosi produktus bei ^{166}Er , ^{167}Er , ^{168}Er , ^{170}Er . PBK konteinerio k_{eff} skaičiavimams naudota SCALE 6.1 programos STARBUCS analizės seka, kurios pagalba atliekami automatiniai k_{eff} skaičiavimai PBK saugojimo sistemoms, įskaitant sudėties pokyčius dėl kuro išdegimo.



9 pav.: CONSTOR® RBMK-1500/M2 PBK konteinerio geometrinis modelis su numatytomis branduolinio kuro kasečių pozicijomis.

CONSTOR®RBMK-1500/M2 panaudoto branduolinio kuro konteinerį sudaro cilindrinis krepšys, kuriame telpa 102 pusinės kuro kasetės ir žiedinis krepšys, kuriame telpa 80 pusinių kuro kasečių, taip pat kiti konstrukciniai ir apsauginiai komponentai. Modeliavimo metu buvo sudarytas detalus geometrinis trimatis CONSTOR®RBMK-1500/M2 PBK konteinerio modelis (9 pav.). Visos numatytos kuro padėtys buvo užpildytos vienodo sodrinimo kuru ir, siekiant vertinti avarines sąlygas, likusios kon-

teinerio ertmės buvo užpildytos vandeniu. Atlikti skaičiavimai 2.0% sodrinimo kurui ir 2.4%, 2.6% ir 2.8% sodrinimo kurui su išdegančiu sugėrikliu erbiu. Buvo keičiamas vandens tankis konteinerio ertmėse ir kuro išdegimas, siekiant nustatyti kaip keičiasi k_{eff} PBK konteineryje ir kokios šio kitimo priežastys. Kritiškumo analizėje taip pat buvo taikytas ašinio išdegimo profilis, siekiant išsiaiškinti, kaip jis veikia k_{eff} . Buvo taikomas septynių vidutinės galios regionų profilis, nurodytas literatūroje [9].

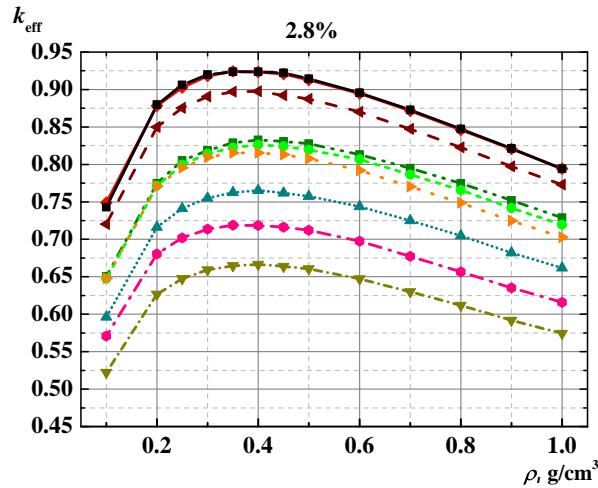
k_{eff} priklausomybė nuo vandens tankio PBK konteinerio ertmėse 2.0% ir 2.8% sodrinimo kurui, esant kuro išdegimui nuo 0.45 iki 22.5 GWd/tU, pateikiama 10 pav. Didžiausias vertes k_{eff} įgyja esant 0.38–0.4 g/cm³ vandens tankiui, o didžiausia k_{eff} vertė yra 0.924, įskaitant tik aktinoidus, kai 2.8% sodrinimo kuro išdegimas yra 0.45 GWd/tU. Stebimas charakteringas priklausomybės nuo vandens tankio profilis yra itin panašus į anksčiau nagrinėtų senojo tipo CONSTOR konteinerių profilį [10]. Lyginant skirtingo sodrinimo atvejus matyti, kad, esant 0.45 GWd/tU išdegimui ir aktinoidų sudėčiai, k_{eff} yra ~9% didesnė 2.8% sodrinimo kurui.

Fizikinius skirtumus tarp aktinoidų ir dalijimosi produktų atvejų detaliau paaiškina neutronų sugerties spartos spektrų (11 pav.) analizė, nagrinėjant didelio ir mažo išdegimo kuro atvejus. 2.8% sodrinimo kurui, ²³⁵U nulemta neutronų sugertis yra didesnė, kai nėra įskaitomi dalijimosi produktai. Tačiau skirtumas tarp aktinoidų ir dalijimosi produktų atvejų sumažėja, esant dideliame išdegimui, kai erbis būna išdeges.

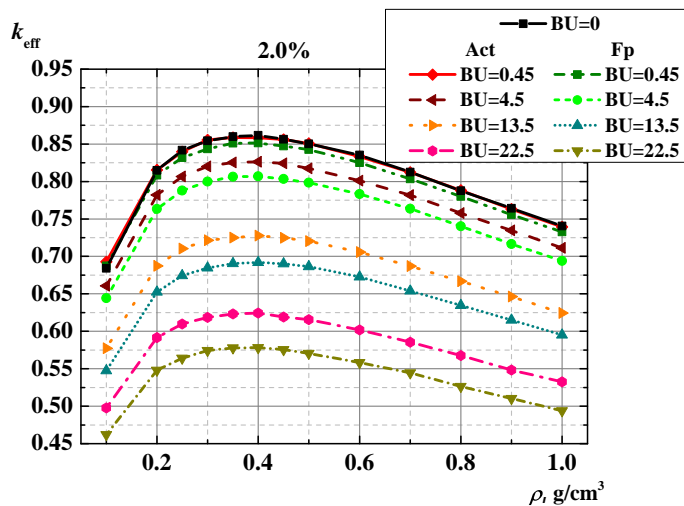
Didelio išdegimo atveju spektruose matoma dviguba juosta ties 0.3 eV energija, kuri priskirtina ²³⁹Pu ir ²⁴¹Pu rezonansams. Taip pat stebima sugerties juosta ties 1 eV, kurią priskiriame ²⁴⁰Pu rezonansinei sugėčiai. Skirtumas tarp mažo išdegimo aktinoidų ir dalijimosi produktų atvejų matomas ties 0.4–0.6 eV sugerties juosta. Ši sugertis priskirtina ¹⁶⁷Er dar esančiam kure. Erbis išdega didėjant kuro išdegimui ir sugerties juostos visiškai išnyksta esant dideliame išdegimui. Taigi k_{eff} sumažėjimas didelio išdegimo kure, įskaitant dalijimosi produktus, yra nulemtas dalijimosi produktų koncentracijų augimo, o ne likutinio erbio.

Ašinio profilio įskaitymas k_{eff} 2.8% sodrinimo kurui padidina iki 7%, lyginant su tolygaus išdegimo profiliu, kai išdegimas 22.5 GWd/tU. 2.0% sodrinimo kurui šis padidėjimas siekia iki 10%. Kitų autorių darbai rodo, kad tolygaus išdegimo profilio

taikymas yra konservatyvesnis esant mažiems išdegimams, o rezultato konservatyvumas mažėja didėjant išdegimui [11]. Reaktyvumo didėjimas, susijęs su ašinio profilio taikymu, mūsų atveju yra didesnis nei įprasta, pvz. PWR tipo reaktorių atveju [12].



(a)

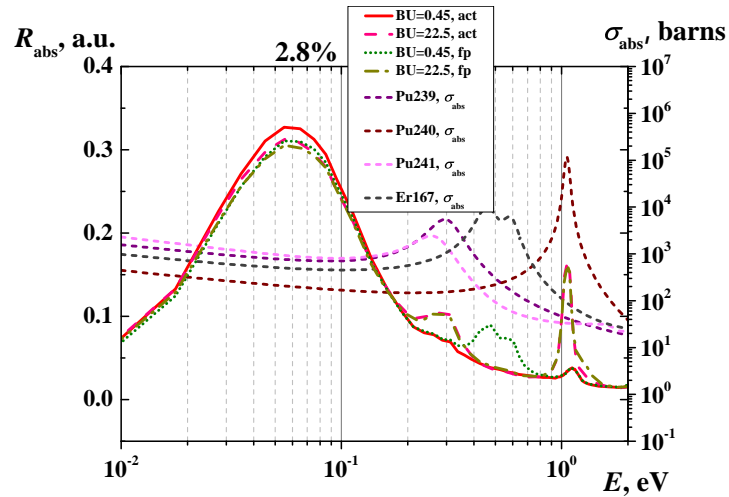


(b)

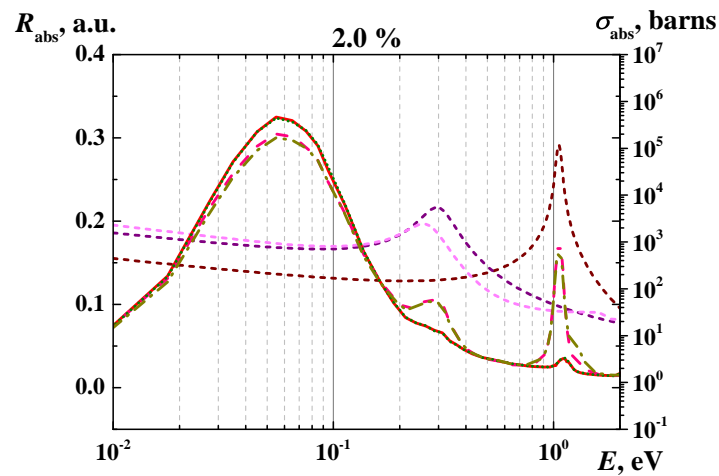
10 pav.: k_{eff} priklausomybė nuo vandens tankio PBK konteinerio ertmėse skirtingo išdegimo (a) 2.8% ir (b) 2.0% sodrinimo kurui, atsižvelgiant tik į aktinoidus (Act) bei taip pat į dalijimosi produktus, įskaitant erbiją (Fp).

k_{eff} priklausomybė nuo išdegimo (12 pav.) rodo reaktyvumo mažėjimą didėjant kuro išdegimui. Didžiausios k_{eff} vertės pasiekiamos 2.8% sodrinimo kurui, kai įskaitomi tik aktinoidai. Atkreiptinas dėmesys į kurą, su įskaitytu išdegančiu sugėrikliu erbiju, kai k_{eff} vertė išlieka pastovi iki 5 GWd/tU, o tada pradeda mažėti. Šį pasto-

vumą lemia erbio išdegimas. Taip pat pastebimas teigiamas ašinio išdegimo profilio įskaitymo poveikis k_{eff} vertei nuo 15 GWd/tU išdegimo 2.8% sodrinimo kurui ir nuo 9 GWd/tU — 2.0% sodrinimo kurui. Ašinio išdegimo profilio įskaitymas lemia k_{eff} vertės padidėjimą 0.02 esant 2.8% sodrinimo kurui, kai išdegimas 22.5 GWd/tU.

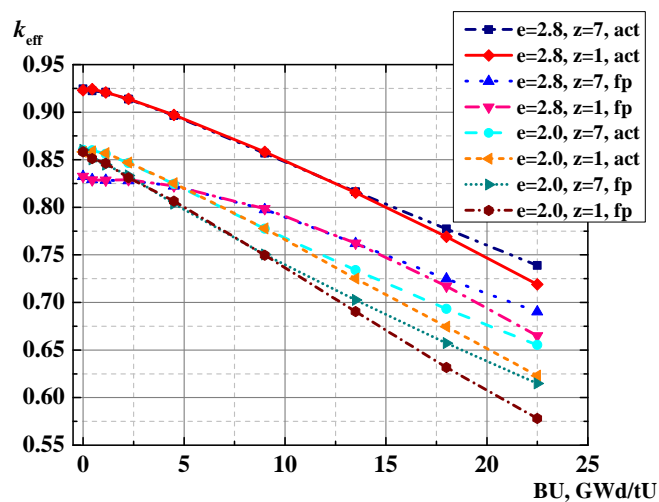


(a)

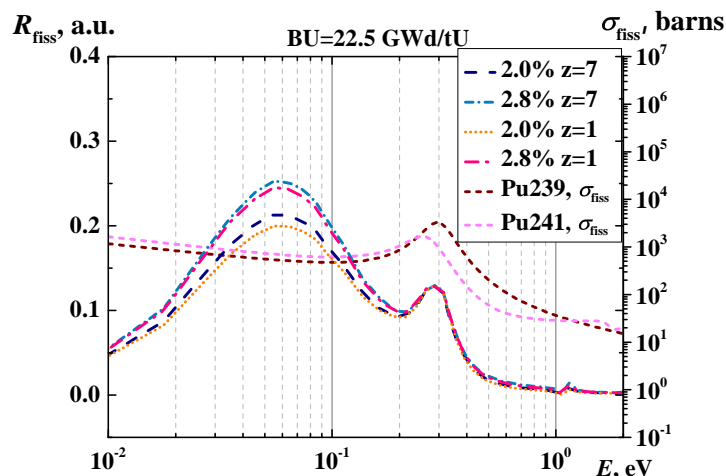


(b)

11 pav.: Neutronų sugerties spartos ($R \propto \Phi \times \sigma_{abs}$) spektras PBK konteineryje esant 0.35 g/cm^3 vandens tankiui 2.8% ir 2.0% sodrinimo kurui. Informacijai pridėti Pu ir Er neutronų sugerties skerspjūviai.



12 pav.: k_{eff} PBK konteineryje priklausomybė nuo išdegimo (BU) 1 ir 7 regionų ašinio išdegimo profiliams, 2.0% ir 2.8% sodrinimo kurui, atsižvelgiant į aktinoidus (act) ir į dalijimosi produktus, įskaitant erbį (fp).



13 pav.: Didelio išdegimo PBK dalijimosi spartos ($R \propto \Phi \times \sigma_{fiss}$) spektrai PBK konteineryje, esant 0.35 g/cm^3 vandens tankiui 1 ir 7 regionų ašinio išdegimo profiliams, 2.0% ir 2.8% sodrinimo kurui, atsižvelgiant į aktinoidus (act) ir į dalijimosi produktus, įskaitant erbį (fp). Informacijai pateikti Pu dalijimosi reakcijos skerspjūviai.

Dalijimąsi sukeliančių neutronų spektro (13 pav.) analizė rodo, kad, esant dideliame išdegimui, ^{239}Pu dalijimąsi yra tiek pat, nepriklausomai nuo ašinių regionų skaičiaus, o skirtumus nulemia ^{235}U dalijimaisi mažesnių neutronų energijų srityje.

T.y. ^{235}U netolygus išdegimas nulemia k_{eff} didėjimą.

Aktinoidų grafito vertinimas

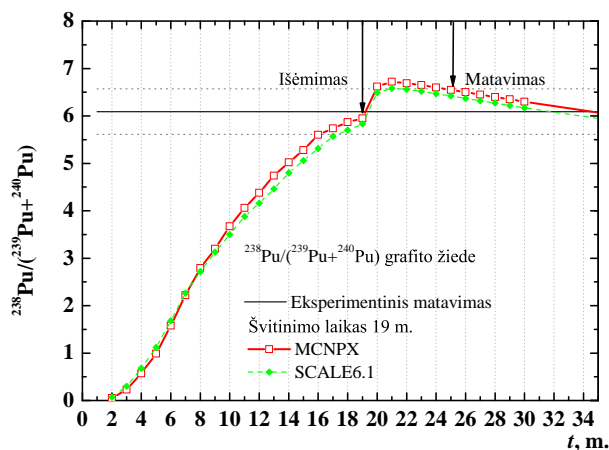
Buvo tirtas ilgaamžių aktinoidų susidarymas RBMK reaktoriaus lėtiklyje — grafito. Aktinoidai jame susidaro dėl mažos koncentracijos pradinės urano priemaišos aktyvacijos reaktoriaus veikimo metu. Šios problemos sprendimui būtina kuo tiksliau įvertinti reaktoriaus neutronų spektrą, srauto tankį ir grafito priemaišų koncentraciją. Nepaisant to, kad reaktoriaus galios istorija yra žinoma, skirtingose reaktoriaus dalyse grafito apšvitos parametrai skiriasi, taip sukeldami nevienalytę grafito priemaišų aktyvaciją, tad toks charakterizavimas nėra paprastas uždavinys.

Grafito priemaišų koncentracijos buvo išmatuotos Ignalinos AE reaktoriaus grafito žiedo (esančio tarp kuro kanalo ir grafito klojinio) bandinyje. Buvo naudota induktyviai susietos plazmos masių spektrometrijos (ICP-MS) metodika, o modeliavimas buvo atliktas naudojantis programomis SCALE 6.1 su Origen-S ir MCNPX su Cinder.

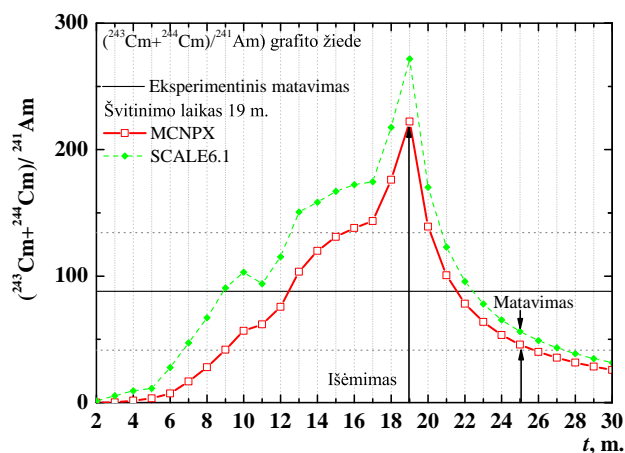
SCALE 6.1 programa buvo atliktas modeliavimas naudojant trimatę RBMK reaktoriaus gardelę su 14 kuro bei 2 valdymo ir apsaugos sistemos kanalais. Toks modelis atitinka reaktoriaus vidinės aktyviosios zonos sąlygas. MCNPX modelis detaliau atspindėjo gardelę — buvo modeliuota detalesnė valdymo strypo struktūra ir kiti komponentai, tačiau sudėtingesnė modelio struktūra atitinkamai lėmė ir ilgesnį skaičiavimo laiką. Modeliuojant neutronų srautą buvo taikoma vidutinė metinė reaktoriaus galia ir atsižvelgta į tai, kad Ignalinos AE RBMK-1500 pirmasis reaktorius iš viso veikė 21 metus.

Kadangi absoliutinės aktyvumų vertės turi didelius absoliutinius neapibrėžtumus, sunku juos tiesiogiai palyginti su skaičiavimų rezultatais. Todėl buvo atliktas α spinduolių aktyvumų santykių (nepriklausančių nuo pradinės urano priemaišų koncentracijos) matavimas ir modeliavimas. Buvo įvertinti $^{238}\text{Pu}/(^{239}\text{Pu} + ^{240}\text{Pu})$ ir $(^{243}\text{Cm} + ^{244}\text{Cm})/^{241}\text{Am}$ santykiai. 14 pav. matyti modeliavimo MCNPX ir SCALE 6.1 programomis rezultatai ir kaip keičiasi $^{238}\text{Pu}/(^{239}\text{Pu} + ^{240}\text{Pu})$ santykis bėgant laikui. Tiesi juoda linija rodo eksperimentinio matavimo rezultata, o taškinės linijos

— 2σ patikimumo intervalą. 2009 metais išmatuotas Pu izotopų santykis patenka į šį intervalą. Santykio didėjimas pirmaisiais metais po bandinio išėmimo stebimas dėl ^{242}Cm α skilimo į ^{238}Pu .



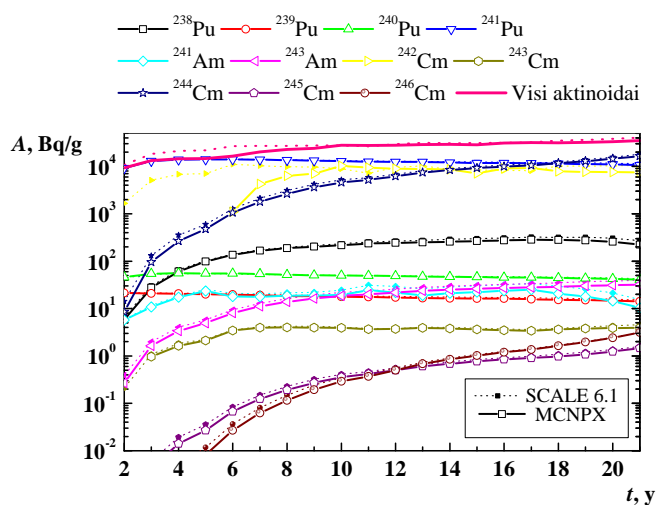
14 pav.: $^{238}\text{Pu}/(^{239}\text{Pu} + ^{240}\text{Pu})$ aktyvumų santykio evoliucija, įskaitant eksperimentinių duomenų 2σ patikimumo intervalus.



15 pav.: $^{243}\text{Cm} + ^{244}\text{Cm}/^{241}\text{Am}$ aktyvumų santykio evoliucija, įskaitant eksperimentinių duomenų 2σ patikimumo intervalus.

Sumodeliuotų ir išmatuotų $(^{243}\text{Cm} + ^{244}\text{Cm})/^{241}\text{Am}$ aktyvumų santykių pokytis bėgant laikui pateiktas 15 pav. Šis santykis didėja reaktoriaus eksploatavimo metu ir yra itin jautrus reaktoriaus galios istorijai, kadangi ^{241}Am susidarymas yra atvirkščiai

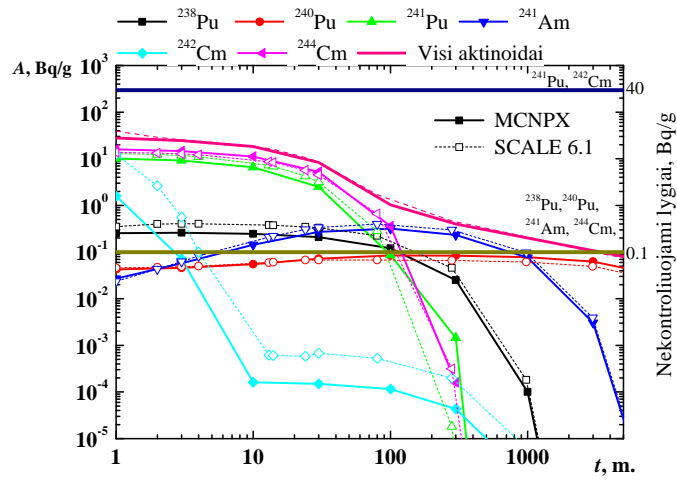
proporcingas reaktoriaus galiai (dėl ^{241}Pu susidarymo ir skilimo ir dėl ^{241}Am neutrono pagavos). Šis santykis taip pat smarkiai priklauso nuo grafito bandinio išėmimo iš reaktoriaus laiko bei, modeliavimo atveju, nuo pasirinkto modeliavimo laiko žingsnio. Po apšvitos pabaigos šis santykis mažėja dėl Cm izotopų skilimo ir ^{241}Am susidarymo dėl ^{241}Pu β -skilimo. Pagal žinomą bandinio išėmimo iš reaktoriaus laiką ir vidutinę reaktoriaus galią, sumodeliuotas santykis patenka į nustatytos eksperimentinės vertės 2σ patikimumo intervalą 20–26 metų laikotarpiu. Tai atitinka bandinio matavimo laiką (2009 metais).



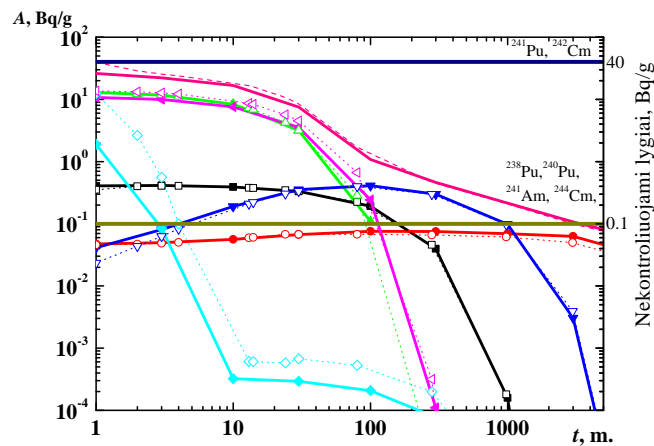
16 pav.: Specifinių aktinoidų aktyvumų grafito kolonoje priklausomybė nuo laiko sumodeliuota naudojantis MCNPX ir SCALE 6.1 programomis.

Buvo įvertintas svarbiausių aktinoidų susidarymas reaktoriaus grafito, atsižvelgiant į visą reaktoriaus galios istoriją. Specifinių aktinoidų aktyvumų grafito klojinyje priklausomybė nuo laiko MCNPX ir SCALE 6.1 modeliavimo atvejams pateikiama 16 pav. Aktinoidų susidarymo palyginimas rodo panašius rezultatus abiemis programoms, tačiau, daugeliu atvejų, didesnę aktyvumą prognozuoja SCALE 6.1, išskyrus ^{244}Cm . Visą grafito aktinoidų aktyvumą, kuris yra apie 30 kBq/kg, lemia ^{241}Pu , ^{242}Cm ir ^{244}Cm aktyvumai. Didžiausi skirtumai tarp SCALE 6.1 ir MCNPX modeliavimo atvejų stebimi ^{241}Am ir ^{242}Cm izotopams, kurie yra itin jautrūs neutronų energijos spektrui, eksploatacavimo galiai ir skirtumams tarp branduolinių skerspūvių bibliotekų (dėl ^{242m}Am ir ^{242}Am skerspūvių). ^{244}Cm (o dėl to ir ^{245}Cm bei ^{246}Cm)

susidarymas yra 20% didesnis MCNPX atveju dėl naudojamo didesnio pagavos skerspjūvio.



(a)



(b)

17 pav.: Aktinoidų, kurių specifiniai aktyvumai viršija arba yra arti nekontroliuojamų lygių, koncentracijų priklausomybės nuo laiko grafito klojinyje (a) ir grafito žiede (b) sumodeliuotos, naudojantis MCNPX ir SCALE 6.1 programomis. Nekontroliuojami lygiai parodyti dešinėje.

^{244}Cm yra itin svarbus numatant demontavimo darbų strategiją ir pageidaujama jo vertė yra kuo mažesnė. Tačiau ^{244}Cm , ^{238}Pu ir ^{241}Am (17 pav.) aktyvumai viršija nustatytus nekontroliuojamus lygius ir sukelia padidintą riziką grafito demontavimo darbus atliekantiems darbuotojams.

Dviem skirtingomis programomis vertinant aktinoidų aktyvumus, buvo gautas geras atitikimas eksperimentiniams duomenims. Atsižvelgiant į aptartus rezultatus, galima teigti, kad konkrečiau apšvitinto grafito bandinio aktyvacija, žinant jo vietą aktyviojoje zonoje ir tikslias apšvitos sąlygas, leidžia įvertinti pradinę priemaišos koncentraciją bandinyje. Atsižvelgiant į tai, gali būti patikslinta ir koncentracija, skirta atitinkamos grafito zonos aktyvacijos skaitmeniniam modeliavimui.

Išvados

Šioje disertacijoje nagrinėta aktinoidų ir kitų stipriai neutronus sugeriančių nuklidų įtaka branduolinės saugos charakteristikoms ir aktinoidų RBMK reaktoriaus grafite radiacinės saugos charakteristikos.

RBMK kuro su išdegančiu sugėrikliu erbiu sudėtis buvo tiksliai įvertinta naudojantis sudarytomis vienos neutronų energijos grupės skerspjūvių bibliotekomis. PBK saugojimo konteinerio efektyvus neutronų daugėjimo koeficientas k_{eff} buvo įvertintas atsižvelgiant į branduolinio kuro sudėties pokyčius degimo metu, taip pat atsižvelgiant į netolygų branduolinio kuro rinklės išdegimą, taikant ašinio išdegimo profilį. Ilgaamžių aktinoidų RBMK reaktoriaus grafite susidarymas iš itin mažos koncentracijos urano priemaišų eksploatavimo metu buvo suskaičiuotas naudojantis reaktoriaus neutronų spektru ir srauto pasiskirstymu, gautu naudojant vidutinio išdegimo kurą modeliniame eksperimente.

Išvados:

1. Palyginus svarbių kritiškumo analizėje aktinoidų koncentracijas, suskaičiuotas naudojantis vienos grupės skerspjūvių bibliotekomis, su eksperimentiniais duomenimis, buvo nustatytas atitikimas tarp modeliavimo ir eksperimentinių duomenų, išskyrus ^{238}Pu ir ^{241}Am nuklidų atvejus.
2. Izotopinės sudėties skirtumai tarp 2% sodrinimo kuro be erbio ir 2.8% sodrinimo kuro su erbiu svarbiausiems kritiškumo analizėje naudojamiems aktinoidams skiriasi nuo 11% iki 52%, priklausomai nuo nuklido, esant tokiam pačiam kuro išdegimui.

3. Skirtumus tarp k_{eff} rezultatų 2.8% sodrinimo kure, taikant tik aktinoidų sudėtį ir įskaitant dalijimosi produktus su išdegančiais sugėrikiais, lemia erbis šviežiame kure. k_{eff} mažėjimą, esant dideliame kuro išdegimui, sukelia didėjanti dalijimosi produktų koncentracija, o ne išdegantis sugėriklis erbis.
4. Nustatyta, kad netolygaus išdegimo reiškinio sukiamas k_{eff} padidėjimas yra stebimas RBMK reaktoriaus PBK konteineryje nuo 15 GWd/tU išdegimo 2.8% sodrinimo kurui ir nuo 9 GWd/tU išdegimo 2.0% sodrinimo kurui. Šį reiškinį lemia netolygus dalaus ^{235}U išdegimas kuro rinklėje, o plutonio izotopų susidarymas jam neturi žymios įtakos.
5. Palyginimas su eksperimentiniais matavimais patvirtina sudaryto skaitmeninio modelio pritaikomumą urano aktyvacijos produktų grafite vertinimui. Buvo gautas eksperimentinių ir skaičiavimo duomenų atitikimas visiems vertintiems aktinoidams, išskyrus tik ^{241}Am ir ^{242}Cm , kurių koncentracija yra labai jautri neutronų spektrui, eksploataavimo galiai ir itin priklauso nuo pasirinktos skerspjūvių bibliotekos.

Literatūra

- [1] *IAEA Safety Glossary, 2016 revision*, Technical report, International Atomic Energy Agency (2016).
- [2] P. Cousinou, C. Lavarenne, D. Biron, M. Douchet, J. Grouiller, N. Thiollay, E. Guillou, Taking burn-up credit into account in criticality studies: the situation as it is now and the prospect for the future, *Nuclear Engineering and Design* **208**(2), 205–214 (2001).
- [3] M. Tardy, S. Kitsos, G. Grassi, A. Santamarina, L. San Felice, C. Riffard, First burn-up credit application including actinides and fission products for transport and storage cask by using French experiments, *Journal of Nuclear Science and Technology* **52**(7-8), 1008–1017 (2015).
- [4] D. LaBrier, M. Dunzik-Gougar, Characterization of ^{14}C in neutron irradiated NBG-25 nuclear graphite, *Journal of Nuclear Materials* **448**(1-3), 113–120 (2014).
- [5] E. Narkūnas, A. Šmaižys, P. Poškas, G. Bartkus, Modelling of the spatial distribution of the induced activities in the RBMK-1500 reactor graphite blocks and rings/sleeves, *Progress in Nuclear Energy* **91**, 265–276 (2016).
- [6] A. G. Korenkov, T. Makarova, A. Stepanov, E. Pevtsova, B. Belyaev, A. Voronkov, Destructive analysis determination of neutron emission from spent RBMK fuel, *Atomic Energy* **93**(4) (2002).
- [7] T. P. Makarova, B. A. Bibichev, V. D. Domkin, Destructive analysis of the nuclide composition of spent fuel of WWER-440, WWER-1000, and RBMK-1000 reactors, *Radiochemistry* **50**(4), 414–426 (2008).
- [8] A. Šmaižys, P. Poškas, E. Narkūnas, G. Bartkus, Numerical modelling of radionuclide inventory for RBMK irradiated nuclear fuel, *Nuclear Engineering and Design* **277**, 28–35 (2014).

- [9] R. Plukienė, A. Plukis, D. Germanas, V. Remeikis, Numerical sensitivity study of irradiated nuclear fuel evolution in the RBMK reactor, *Lithuanian Journal of Physics* **49**(4), 461–469 (2009).
- [10] A. Šmaižys, *Analysis of nuclear and radiation characteristics of RBMK-1500 spent nuclear fuel casks and storage facilities*, Ph.D. thesis, Lithuanian Energy Institute (2004).
- [11] H. Okuno, Y. Naito, Y. Ando, *OECD/NEA Burn-up Credit Criticality Benchmarks Phase IIIA: Criticality Calculations of BWR Spent Fuel Assemblies in Storage and Transport*, Technical report, Japan Atomic Energy Research Institute (2000).
- [12] J. C. Wagner, M. D. DeHart, B. Broadhead, *Investigation of Burn-up Credit Modeling Issues Associated With BWR Fuel*, Technical report, Oak Ridge National Laboratory (2000).

Autoriaus mokslinių publikacijų disertacijos tema sąrašas

1. R. Plukienė, A. Plukis, V. Barkauskas, A. Gudelis, R. Gvozdaitė, G. Duškesas, V. Remeikis, Actinides in irradiated graphite of RBMK-1500 reactor, Nuclear Engineering and Design, **277**, 95–105 (2014).
2. R. Plukienė, A. Plukis, A. Puzas, R. Gvozdaitė, V. Barkauskas, G. Duškesas, J. V. Cizdziel, D. Bussan, V. Remeikis, Actinides input to the dose in the irradiated graphite of RBMK-1500 reactor, Nuclear Engineering and Design, **300**, 530–535 (2016).
3. V. Barkauskas, R. Plukienė, A. Plukis, Actinide-only and full burn-up credit in criticality assessment of RBMK-1500 spent nuclear fuel storage cask using axial burn-up profile, Nuclear Engineering and Design, **307**, 197–204 (2016).
4. V. Barkauskas, R. Plukienė, A. Plukis, V. Remeikis, Generation of RBMK-1500 spent nuclear fuel one-group cross-section libraries and their evaluation against experimental data, (*priimtas publikavimui*).

Autoriaus skaitytų mokslinių pranešimų mokslinėse konferencijose sąrašas

1. V. Barkauskas, A. Plukis, Modelling of RBMK-1500 spent nuclear fuel axial burnup, 9th annual conference of young scientists on energy issues CYSENI 2012: international conference, Kaunas, Lithuania, 24-25 May, 2012, Kaunas.
2. V. Barkauskas, A. Plukis, Preparation of effective cross-section libraries for calculation of spent nuclear fuel inventory of RBMK type reactors, 10th annual conference of young scientists on energy issues CYSENI 2013: international conference, Kaunas, Lithuania, 29-31 May, 2013, Kaunas.
3. V. Barkauskas, A. Plukis, Dalijimosi produktų, svarbių branduolinei saugai, skaitinis vertinimas RBMK reaktoriaus PBK, 40-oji Lietuvos nacionalinė fizikos konferencija, 10-12 birželio, 2013, Vilnius.

4. V. Barkauskas, A. Plukis Burn-up credit approach for criticality assessment of new RBMK-1500 spent nuclear fuel storage cask, 12th annual conference of young scientists on energy issues CYSENI 2015: international conference, Kaunas, Lithuania, 27-28 May, 2015, Kaunas.
5. V. Barkauskas, A. Plukis, RBMK-1500 panaudoto branduolinio kuro konteinerio kritiškumo vertinimas atsižvelgiant į vertikalaus išdegimo profilį, 41-oji Lietuvos nacionalinė fizikos konferencija, 17-19 birželio, 2015, Vilnius.
6. R. Plukienė, A. Plukis, A. Puzas, V. Barkauskas, D. Germanas, V. Remeikis, Cm apšvitintame RBMK-1500 reaktoriaus grafite, 41-oji Lietuvos nacionalinė fizikos konferencija, 17-19 birželio, 2015, Vilnius.
7. R. Plukienė, A. Plukis, E. Lagzdina, A. Garbaras, A. Puzas, R. Gvozdaitė, V. Barkauskas, D. Germanas, V. Remeikis, Nuclides determining the dose in the irradiated graphite of RBMK-1500 reactor, International Scientific Conference “Radiobiology: Minimizing Radiation Risks”, 29–30 September, 2016, Gomel, Belarus.

Apie autorių

Vytenis Barkauskas gimė 1985 metais Vilniuje. 2003 metais baigęs Vilniaus licėjų įstojo į Vilniaus universiteto Fizikos fakultetą. Baigė Fizikos studijų programą 2007 metais. 2009 metais Vilniaus universiteto Fizikos fakultete baigė Aplinkos ir cheminės fizikos magistrantūros studijų programą. Pagal Erasmus studijų mainų programą 2008 metų pavasarį studijavo Kopenhagos universitete. 2010 metais priimtas į doktorantūros studijas Fizinių ir technologijos mokslų Fizikos institute. Nuo 2008 iki 2015 metų dirbo Valstybinėje atominės energetikos saugos inspekcijoje (VATESI) vyriausiuoju inspektoriumi. Stažavosi įvairiuose branduolinės saugos kursuose JAV, Prancūzijoje, Austrijoje ir kitur. Dominanti tyrimų kryptis: neutronų pernaša ir medžiagų aktyvacija branduolinėje energetikoje.

Summary

In this dissertation the influence of actinides and other strongly neutron-absorbing nuclides on nuclear safety characteristics of nuclear fuel and radiation safety characteristics of the actinides in the RBMK reactor moderator graphite were studied. The representative geometrical model of the RBMK reactor lattice was used to simulate the nuclear fuel burn in the reactor and to evaluate the spent nuclear fuel composition against the available experimental data.

The effective neutron multiplication factor k_{eff} of the spent nuclear fuel cask was evaluated taking into account spent nuclear fuel composition changes during burn-up as well as introducing the axial burn-up profile of the nuclear fuel assembly. The build-up of long-lived actinides in the RBMK reactor graphite from very small fraction of uranium impurities in the virgin nuclear graphite during operation of the reactor was calculated precisely evaluating reactor neutron spectrum characteristics through the novel use of the average burn-up composition of the nuclear fuel.

The composition of RBMK spent nuclear fuel with erbium burnable absorber was evaluated using calculated one-group cross-section libraries with a sufficient accuracy. One-group cross-section libraries were generated using simplified numerical model of infinite RBMK reactor lattice consisting of 14 fuel channels and 2 control and protection system channels are suitable for nuclear fuel composition evaluation and show no qualitative differences between modeled and available experimental data of nuclide concentrations. It was identified that the numerical modeling of the nuclear fuel depletion in an infinite RBMK-1500 reactor lattice predicts a significant impact of the enrichment and the presence of burnable absorber erbium on the SNF composition. The isotopic composition differences between 2% enrichment fuel and 2.8% enrichment fuel with erbium burnable absorber in case of the actinides important to burn-up credit applications varies from 11% to 52% depending on nuclide for the same burn-up value.

The calculated one-group cross-section libraries were used for further calculations applying burn-up credit approach for CONSTOR@RBMK-1500/M2 spent nuclear fuel cask. Results with maximum $k_{eff}=0.924$ for 2.8% ^{235}U fuel enrichment using

the actinide-only approach were obtained at burn-up of 0.45 GWd/tU, i.e. k_{eff} did not exceed the value of 0.95 which is set in legal safety requirements of a number of countries worldwide, and taking into account the random k_{eff} errors associated with the Monte Carlo method 3σ (i.e., 0.003) it still satisfies the acceptance criteria.

The physical effects of full burn-up credit application taking into account actinides, fission products and burnable absorbers were studied and the decrease of k_{eff} in high burn-up spent nuclear fuel was found to be caused by the increasing concentration of the fission products, but not due to the erbium burnable absorber which burns-out.

A significant positive end effect was noticed from 15 GWd/tU burn-up for 2.8% enrichment fuel and from 9 GWd/tU for 2.0% enrichment fuel. Non-uniform fissile ^{235}U depletion is responsible for the end-effect in RBMK spent nuclear fuel whereas build-up of plutonium has no significant effect. The region of the most critical conditions in CONSTOR@RBMK-1500/M2 spent nuclear fuel cask was identified: 0-3 GWd/tU burn-up fuel and 0.3-0.5 g/cm³ water density inside SNF.

For the radiological graphite characterization in the reactor plateau region SCALE 6.1 3D model was used. Comparison with the experimental data and other calculations confirms the applicability of created model for prediction of graphite activation with actinides. The satisfactory results were obtained for all actinides, except ^{241}Am and ^{242}Cm , which are very sensitive to the neutron energy spectra, the operational power and nuclear data library.

About the author: Vytenis Barkauskas was born in 1985 in Vilnius, Lithuania. He received his Bachelor degree in Physics at Vilnius University in 2007, In 2009 he received his Master degree in Environmental and Chemical Physics, also at Vilnius University. The current research interests cover neutron transport and material activation in the field of nuclear energy.