

Vilniaus universitetas  
Fizikos fakultetas  
Cheminės fizikos institutas

Jonas Žemaitaitis

ĮVAIRIŲ MODELIAVIMO PROGRAMŲ PALYGINIMAS VERTINANT ATVIRO, DALINAI  
UŽDARO IR UŽDARO BRANDUOLINIO KURO CIKLO SCENARIJUS

Pagrindinių studijų baigiamasis darbas

Energetikos fizikos  
studijų programa

Studentas

Jonas Žemaitaitis

Leista ginti

2018-05-23

Darbo vadovas

dr. Rita Plukienė

Recenzentas

dr. Laurynas Juodis

ChFI direktorius

prof. Valdas Šablinskas

Vilnius 2018

# Turinys

SANTRUMPOS .....	3
ĮVADAS.....	4
1. LITERATŪROS APŽVALGA .....	5
1.1. Branduolinės energetikos tendencijos pasaulyje ir Baltijos regione .....	5
1.2. Naudotas branduolinis kuras Baltijos regione bei pasaulyje .....	7
1.3. Branduoliniai reaktoriai Baltijos regione. ....	9
1.4. MOX kuras.....	11
1.5. NBK transmutavimas .....	11
2. METODINĖ DALIS .....	15
2.1. MCNP – neutronų srauto modeliavimas .....	15
2.2. ORIGEN – kuro evoliucijos programa.....	15
2.3. NRCSS – medžiagų srautų analizės programa kuro ciklo scenarijams tirti .....	16
2.4. FANCSEE .....	17
2.5. Panaudoto branduolinio kuro radiotoksiškumas .....	17
3. REZULTATAI .....	19
3.1. Atviro branduolinio kuro ciklo medžiagų srautų analizė Švedijos ir Lietuvos BWR, PWR ir RBMK tipo reaktoriuose .....	19
3.2. Skirtingų branduolinio kuro ciklo medžiagų srautų modeliavimo programų palyginimas. ....	21
3.3. ABWR bei EPR tipų reaktorių vertinimas atviro ir dalinai uždaro kuro ciklo atveju.....	24
3.4. GTMHR tipo reaktoriaus vertinimas.....	27
IŠVADOS .....	30
LITERATŪRA.....	31
Summary .....	33
Santrauka.....	34

## SANTRUMPOS

ABWR – pažangus verdančio vandens reaktorius (angl. advanced boiling water reactor)

BWR – verdančio vandens reaktorius (angl. boiling water reactor);

CAIN – skaičiavimo metodas aktinoidų kiekiui;

EPR – Europos suslėgto vandens reaktorius (angl. European pressurized reactor);

GTMHR – dujų turbinos modulinis helio reaktorius (angl. gas turbine modular helium reactor);

IAE – Ignalinos atominė elektrinė;

LMFR – skystu metalu šaldomas reaktorius (angl. liquid metal cooled reactor);

LVR – lengvojo vandens reaktorius;

MOX – maišytas oksidų kuras (angl. mixed oxide fuel);

NBK – naudotas branduolinis kuras;

NFCSS – branduolinio kuro ciklo modeliavimo sistema;

PWR – suslėgto vandens reaktorius (angl. pressurized water reactor);

RBMK – didelės galios kanalinis reaktorius (rus. Реактор Большой Мощности Канальный);

TATENA – tarptautinė atominės energijos agentūra ;

UOX – urano oksidas (angl. uranium oxide);

## ĮVADAS

Branduolinė energetika jau daugiau nei pusę amžiaus tenkina pasaulinę energijos paklausą, tačiau ir šiandien šios srities opios problemos stabdo branduolinės energetikos plėtrą bei jos didelį potencialą. Viena iš šių problemų yra ilgaamžės atliekos, kurios lieka ateities kartoms. Šiuo metu panaudotas branduolinis kuras gali būti perdirbamas, tačiau didžioji jo dalis yra paprasčiausiai laidojama.

Besivystant branduolinei energetikai ir tobulinant III bei IV kartos reaktorių technologijas, ši problema privalo būti išspręsta. Tuomet branduolinės energijos išgavimas taptų ekonomiškesniu, ekologiškesniu bei saugesniu. Dalis naujos kartos reaktorių yra orientuoti į panaudoto branduolinio kuro transmutavimą ar perdirbimą ir žada ilgaamžių atliekų problemos sprendimą.

Šio bakalaurinio darbo tikslas yra įvertinti įvairių medžiagų srautų modeliavimo programų galimybes Švedijos ir Lietuvos naudoto branduolinio kuro tvarkymo scenarijams analizuoti. Taip pat įvertinti kiek naudingi dalinai uždaras ir uždaras kuro ciklai Baltijos regiono NBK antrinio panaudojimo ABWR, EPR bei GTMHR reaktoriuose.

Darbo uždaviniai:

- Įvertinti Švedijos ir Lietuvos reaktorių medžiagų srautus iki 2018 metų. Palyginti atviro kuro ciklo medžiagų srautus BWR, PWR ir RBMK reaktorių tipams skirtingomis modeliavimo programomis.
- Įvertinti ABWR bei EPR tipo reaktorių medžiagų srautus esant projektinei reaktorių galiai atitinkamai 60 ir 40 metų laikotarpiui.
- ABWR ir EPR tipo reaktoriams atlikti palyginamąją analizę dalinai uždaro branduolinio kuro ciklo atveju, Švedijos ir Lietuvos reaktoriuose susidariusį panaudotą branduolinį kurą panaudojant kaip perdirbtą MOX kurą.
- Įvertinti NFCSS programoje naudojamus neutronų sąveikos skerspjuvius IV kartos GTMHR reaktoriui bei šio reaktoriaus galimybes kaip kurą naudoti Švedijoje bei Lietuvoje susidariusį panaudotą branduolinį kurą.

# 1. LITERATŪROS APŽVALGA

## 1.1. Branduolinės energetikos tendencijos pasaulyje ir Baltijos regione

2018 metų sausio mėnesio duomenimis 30 šalių vykdo 448 branduolinių reaktorių eksploatavimą elektros gavybai.[3] 2016 metų duomenimis 13 šalių pasitelkdamos branduolinę energetiką patenkino bent 25% savo elektros poreikio, o pasaulio mastu branduolinė energetika sudaro apie 11% elektros poreikio.[4]

**Lentelė 1.** Šalys pagal elektros energijos dalį patenkinamą branduoline energija[4]

Šalis	Branduolinės energijos dalis
Prancūzija	72,3%
Slovakija	54,1%
Ukraina	52,3%
Belgija	51,7%
Vengrija	51,3%
Švedija	40,0%
Slovėnija	35,2%
Bulgarija	35,0%
Šveicarija	34,4%
Suomija	33,7%
Armėnija	31,4%
Pietų Korėja	30,3%
Čekija	29,4%

Taip pat branduolinės energetikos plėtra sparčiai vystoma toliau, ypač Kinijoje bei Rusijoje, o iš viso pasaulyje šiuo metu yra statomi 59 reaktoriai. Numatoma, jog naujų reaktorių bendra elektros galia sieks 60GW.[3].

**Lentelė 2.** Šalys pagal statomų reaktorių skaičių [3]

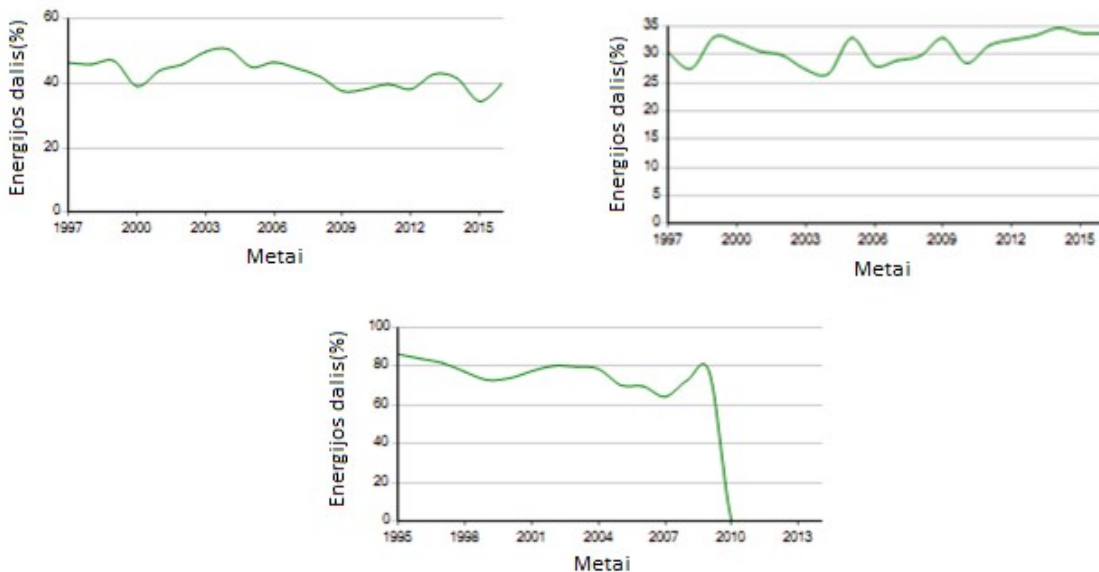
Šalis	Reaktorių skaičius	Statomų reaktorių galia(MW)
Kinija	19	19936
Rusija	7	5520
Indija	6	3907
Pietų Korėja	4	5360
Jungtiniai Arabų Emyratai	4	5380
Baltarusija	2	2218
Japonija	2	2653
Pakistanas	2	2028
Slovakija	2	880
Taivanas	2	2600
Ukraina	2	2070
Jungtinės Amerikos Valstijos	2	2234
Argentina	1	25
Bangladešas	1	1080
Brazilija	1	1245
Suomija	1	1600
Prancūzija	1	1630
	59	60366

Baltijos regione veikiančių reaktorių nėra daug. Švedija pirmauja su 8 veikiančiais reaktoriais, iš kurių 3 yra PWR, o 5 BWR, taip pat ši šalis turi 5 jau uždarytus reaktorius. Bendra metinė elektros galia generuojama šių reaktorių yra 60647GWh.

Suomija šiuo metu turi 4 eksploatuojamus reaktorius: 2 PWR ir 2 BWR reaktorius, šie reaktoriai pagamina 22282GWh elektros. Taip pat Suomija statosi naują EPR reaktorių, kuris bus dvigubai galingesnis už senuosius BWR. Abi šios šalys yra padidinusios dalies reaktorių galingumus.

Be šių šalių Lenkija ir Rusija planuoja statyti naujus reaktorius. Lenkijos planuose numatyta 2025 metais turėti veikiančią europietišką suslėgto vandens reaktorių. Rusija Kaliningrado srityje 2010 metais pradėjo statyti du vandens-vandens energetinius reaktorius, tačiau dar 2013 metais sustabdytas projektas nėra atnaujintas, o nauja paleidimo data nėra skelbiama.

Lietuva Baltijos regione iki 2009 metų buvo tikra branduolinės energetikos lyderė, nes prieš pat uždarant antrąjį Visagino reaktorių Lietuva pasigamindavo apie 80% elektros energijos poreikio. Be to Lietuva kartu su kaimynėmis planavo statyti du ABWR tipo reaktorius, kurių galingumas siektų po 1600 MWe 2014 metais, tačiau šie planai liko neįgyvendinti.



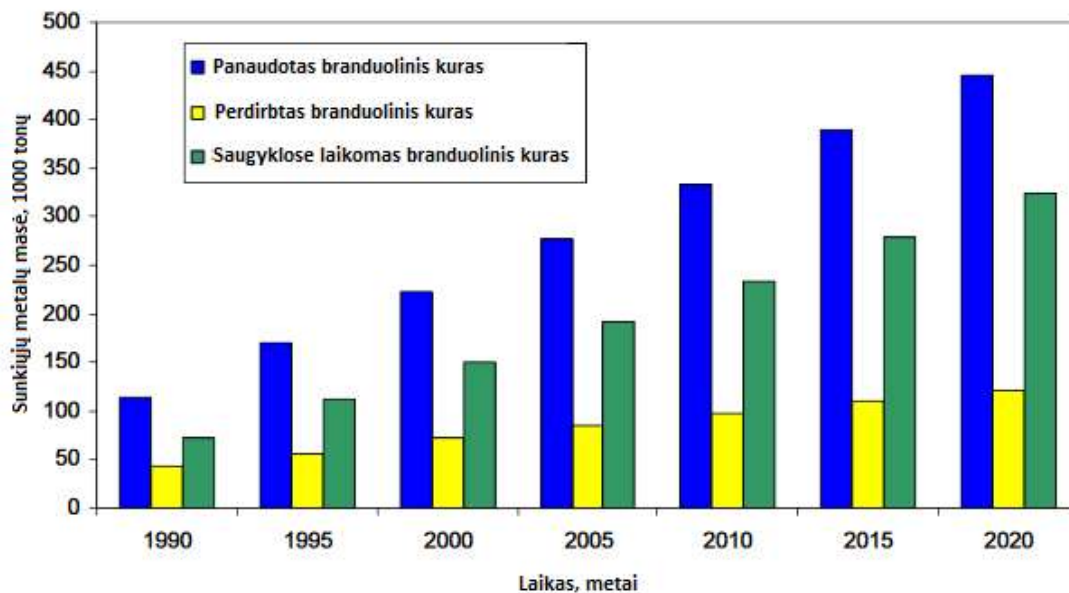
**Pav. 1.** Energijos poreikis patenkinamas branduoline energija a)Švedijos atveju, b)Suomijos atveju, c)Lietuvos atveju [3]

## 1.2. Naudotas branduolinis kuras Baltijos regione bei pasaulyje

Branduolinės atliekos tai bet kokios medžiagos savyje turinčios radioaktyvių medžiagų. Šios medžiagos pavojingos gyvybei bei aplinkai, todėl yra reguliuojamos įvairių valstybinių ar pasaulinių organizacijų stengiantis užkirsti kelią bet kokiai žalai. Atliekos dažniausiai skirstomos pagal keliamą pavojų į:

- labai mažai radioaktyvias (LLW)
- mažai ir vidutiniškai radioaktyvias (ILW)
- labai radioaktyvias (HLW)

Panaudotas branduolinis kuras priskiriamas prie labai radioaktyvių atliekų kategorijos yra viena opiausių branduolinės energetikos problemų dėl savo ilgaamžiškumo. Kiekvienais metais pasaulyje sukuriama virš 10000 tonų sunkiųjų metalų atliekų (tHM). TATENA prognozuoja, kad per visą komercinę branduolinės energetikos istoriją 2020 metais panaudoto branduolinio kuro kiekis pasaulyje viršys 445000t iš kurių tik apie ketvirtadalis bus perdirta, likusi NBK dalis liks saugyklose.



**Pav. 2.** Panaudoto branduolinio kuro kiekis pasaulyje [6]

Tuo tarpu Baltijos regione veikiančių reaktorių skaičiumi pirmaujanti Švedija 2007 metais saugyklose turėjo 5400 tonas naudoto kuro, o per kitus ketverius metus šis skaičius išaugo iki 6800 tonų. Per visą branduolinių jėgainių eksploatacijos laikotarpį Švedija turės 12000 tonų naudoto branduolinio kuro. Suomija iki 2007 metų buvo sukaupusi apie 1600 tonų naudoto branduolinio kuro. Abi valstybės yra priėmusios tokį pat sprendimą – naudotas branduolinis kuras nebus perdirbamas. NBK saugojimui bus naudojamas KBS – 3 atliekų laidojimo metodas ištobulintas Švedijoje. Po 30 metų saugojimo, kuras įdedamas į geležies konteinerį, kuris patalpintas į vario kapsulę. Šie konteineriai laidojami 400-700 m gylyje, kristalinėse uolienose [24].

Lietuvoje panaudotas branduolinis kuras buvo aktyviai generuojamas kol veikė Ignalinos atominės elektrinės reaktoriai, sustabdyti 2004 ir 2009 metais. Eksploatavimo periodu jėgainė sugeneravo apie 183500 m<sup>3</sup> labai mažo, mažo ir vidutinio aktyvumo trumpaamžių atliekų. Taip pat apie 40000 naudotų uždarytų šaltinių ir 21571 naudotų branduolinio kuro rinklių – tai yra apie 2400 tonų urano [8]. Dalis šio kuro kol kas dar laikoma reaktoriuje bei baseinuose.

### 1.3. Branduoliniai reaktoriai Baltijos regione.

Švedijoje yra dviejų tipų reaktoriai – PWR ir BWR. PWR tai suslėgto lengvo vandens reaktorius. Aušalas - vanduo yra stipriai suslegiamas, o reaktoriaus aktyviojoje zonoje įkaitęs teka į šilumokaitį. Čia perduoda savo sukauptą šiluminę energiją antram vandens ciklui. Antras aušinimo kontūras - papildomas barjeras neleidžiantis išplisti radionuklidams. Tokio tipo reaktoriuose vandens slėgis gali siekti net 20MPa, o iš aktyviosios zonos ištekantis vanduo gali įkaisti iki 330°C temperatūros. PWR tipo reaktoriai yra patys populiariausi pasaulyje – jų skaičius siekia beveik 300, tai maždaug du trečdaliai visų šiuo metu pasaulyje eksploatuojamų reaktorių. Šis reaktorius yra savireguliuojantis, nes kylant vandens temperatūrai mažėja tankis, o tai reiškia, kad mažiau neutronų yra sulėtinama ir dėl to mažiau jų sukelia branduolių dalijimąsi.

BWR yra antras pagal eksploatuojamų reaktorių skaičių pasaulyje jų yra 76. Tai taip pat lengvo vandens reaktoriai, kaip ir PWR, tačiau vienas pagrindinių skirtumų yra tai, kad korpusiniuose verdančiojo vandens reaktoriuose yra tik vienas aušinimo kontūras, tai reiškia, kad aktyvioji reaktoriaus zona vandenį užverda, o tuomet garas varo turbinas. BWR tipo reaktorių aušalas yra maždaug dvigubai mažiau suslėgtas iki – 7MPa. Kadangi šiame reaktoriuje nenaudojamas antras kontūras, tai lemia, kad daugiau reaktoriaus dalių yra veikiamos radionuklidų, bet mažesnis komponentų skaičius padeda paprasčiau valdyti šį reaktorių. Tačiau dėl garo aktyviojoje zonoje reikia, ją daryti didesnę, tad išauga reaktoriaus matmenys.

Lietuvoje jau uždaryti RBMK tipo reaktoriai yra lengvo vandens aušalo bei grafito lėtiklio kanaliniai reaktoriai. Tai buvo galingiausi RBMK tipo reaktoriai. Lietuvoje veikusių reaktorių projektinė galia 1500MW elektrinė (4800MW šiluminė), vėliau – po Černobylio branduolinės avarijos saugumo tikslais ji buvo sumažinta. RBMK tipo reaktoriai aušinami lengvu vandeniu, kuris užviręs aktyviojoje zonoje - tiekiamas į turbinas. Reaktoriuje aušalo slėgis siekė 6,5MPa. Abu blokai turi po dvi turbinas, kurių galia atitinkamai - 750MW. Kadangi RBMK yra kanalinis reaktorius reiškia, kad kiekviena kuro rinklė patalpinama į atskirą kanalą, todėl kuro rinkles galima pakeisti nesustabdžius reaktoriaus.. Ignalinos atominėje elektrinėje šių kanalų buvo 1661. Reaktoriaus aktyviojoje zonoje naudojamas grafitas gerai lėtina neutronus, tačiau pasižymi nedidele jų sugertimi.

Aptartų reaktorių tipų šiuo metu eksploatuojami bei uždaryti Lietuvos bei Švedijos reaktorių parametrai pateikti 3 lentelėje.

**Lentelė 3.** Lietuvos ir Švedijos reaktorių parametrai [3].

Reaktoriaus pavadinimas	Statusas	Tipas	Galia(MWe)	Apkrovimo faktorius (%)	Kuro įsodrinimas (235U %)	Išdegimas (GWd/t)	Reaktoriaus daro laikas iki 2018 (m.)
Ignalina-1	Uždarytas	RMBK	1500	53,9	2	14,5	14,37
Ignalina-2	Uždarytas	RMBK	1500	64,4	2	14,5	17,01
Barseback-1	Uždarytas	BWR	600	74,5	2,938	41,127	19,91
Barseback-2	Uždarytas	BWR	600	74,9	3,154	40,01	22,95
Forsmark-1	Veikiantis	BWR	984	82	2,53	34,193	33,76
Forsmark-2	Veikiantis	BWR	1120	80,5	2,095	19,944	32,54
Forsmark-3	Veikiantis	BWR	1167	83,8	2,77	31,275	29,1
Oskarshamn-1	Uždarytas	BWR	473	60,4	2,3	33,75	29,6
Oskarshamn-2	Uždarytas	BWR	638	71,4	2,538	34,893	31,96
Oskarshamn-3	Veikiantis	BWR	1400	77,5	2,577	35,619	27,67
Ringhals-1	Veikiantis	BWR	881	67,5	2,776	44,861	32,26
Ringhals-2	Veikiantis	PWR	807	65,8	3,174	50,962	31,35
Ringhals-3	Veikiantis	PWR	1063	76,4	2,752	47,308	31,42
Ringhals-4	Veikiantis	PWR	1118	80	3,95	39,5	29,53

Taip pat Baltijos regione gali atsirasti dar vieno tipo reaktorius. Europos suslėgto vandens reaktorius yra planuojamas statyti Lenkijoje [25]. Šie reaktoriai yra pagerinti PWR reaktoriai, kurių elektrinė galia gali siekti iki 1650 MW, o šiluminė galia 4500 MW. Jie gali naudoti 5% įsodrintą urano oksidą, perdirbtą urano kurą arba MOX kurą. Reaktoriaus dizainas leidžia sutaupyti apie 17% urano išgaudamas tokį pat kiekį elektros energijos lyginant su senesnėmis technologijomis. Be viso to, EPR dizaine numatytas izoliuojantis sluoksnis aplink reaktorių, kad būtų išvengta nutekėjimų, dviejų sluoksnių betoninės sienos, apsaugančios nuo išpuolių iš išorės bei papildomas konteineris sulaikyti išsilydžiusiai reaktoriaus šerdžiai atvėsinti po juo. Maksimalus kuro išdegimas yra 60 GWd/t, nors JAV branduolinės energetikos reguliavimo komisija yra nustačiusi didžiausią 45 GWd/t išdegimą dėl padidintos reaktoriaus išsilydimo tikimybės. Taip pat didesnis kuro išdegimas nei 55 GWd/t lemtų, kad panaudotas kuras bus žymiai aktyvesnis. Numatyta, kad EPR veikimo laikas bus 40 metų.

Be to, Lietuvoje buvo planuojamas statyti ABWR tipo reaktorius. Tai – pažangusis verdančio vandens reaktorius – patobulintas BWR reaktorius pasižymintis pagerinta sauga, ekonomiškumu bei lengvesniu valdymu. ABWR šiluminė galia yra 3926 MW, o elektrinė – 1350 MW, kuras įsodrinamas iki 4%, o kuro išdegimas 50 GWd/t, kaip ir EPR atveju jį reiktų sumažinti norint atsižvelgti į nustatytą didžiausią 45 GWd/t limitą. Toks reaktorius galėtų būti eksploatuojamas 60 metų.

#### 1.4. MOX kuras

Urano ir plutonio oksidų mišinio kuro ciklas vadinamas dalinai uždaru, nes pirmą kartą reaktoriuje susidariusios medžiagos nėra laidojamos atliekynuose, kaip atviro ciklo atveju, o yra perdirbamos į naują kurą. Kuris gali būti naudojamas vietoj įprasto oksidinio kuro tam pritaikytuose reaktoriuose. Kadangi reaktoriuje vyksta ne tik branduolių dalijimosi reakcijos, bet ir neutronų pagavos, todėl susidaro aukštesni už  $^{238}\text{U}$  nuklidai. Dalūs  $^{239}\text{Pu}$  ir  $^{241}\text{Pu}$  izotopai yra puikus pakaitalas  $^{235}\text{U}$ , tačiau NBK perdirbimo metu sudėtinga ir brangu iš visų susidariusių medžiagų išskirti tik dalius izotopus. Perdirbimui pasirenkamas NBK, kuriame dalaus plutonio koncentracija visame plutonio kiekyje yra didžiausia ir perdirbimo metu išskiriamas visas plutonis. Tuomet plutonio oksidas maišomas su nuskurdintu urano oksidu ir gaunamas MOX kuras –  $\text{UO}_2$  ir  $\text{PuO}_2$  mišinys. Vienas pagrindinių iššūkių yra pagaminti MOX kurą kuo anksčiau po plutonio atskyrimo dėl  $^{241}\text{Pu}$  14 metų pusėjimo trukmės, nes šis izotopas skyla į  $^{241}\text{Am}$ , kuris yra stiprus gama spinduoelis ir pavojingas žmogaus sveikatai.

MOX kuras šiuo metu yra vienintelė plačiai taikoma alternatyva įsodrinto urano kurui lengvo vandens reaktoriuose. Šiuo metu apie 30 reaktorių Belgijoje, Šveicarijoje, Vokietijoje ir Prancūzijoje naudoja MOX kurą. Dar viena šio kuro lyderė yra Japonija, kur 3 reaktoriai naudoja MOX kurą, o 2020 metais atidarys perdirbimo gamyklą, kuri gamins 130 tonų MOX per metus ir kuru aprūpins trečdalį šalyje veikiančių reaktorių [20].

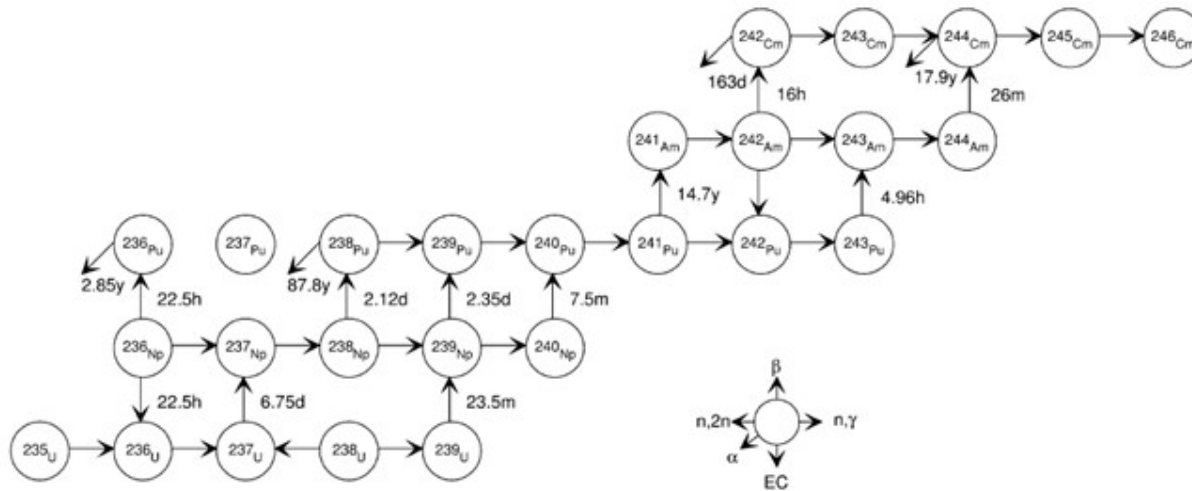
#### 1.5. NBK transmutavimas

Transmutacija tai vieno cheminio elemento ar izotopo pavertimas kitu, pakeičiant branduolyje esančių nukleonų skaičių. Šis virsmas galėtų būti vienas iš panaudoto branduolinio kuro ilgaamžiškumo keliamų problemų sprendimo būdų. IV kartos reaktoriai galėtų būti taikomi įgyvendinti šiam procesui.

Aprašyti transmutacijos procesą galima sprendžiant Bateman'o lygtis(2), jos leidžia apskaičiuoti radionuklidų koncentracijas (atomų skaičių tūrio vienetu) skirtingais laiko momentais neutronų sraute.. Bet kokia transmutacija tai neutronų sąveikos skerspjūvių ir jų spektrų funkcija. Tad labai svarbus pagavos ir dalijimosi skerspjūvių santykis.

$$\alpha = \bar{\sigma}_c / \bar{\sigma}_f \quad (1)$$

$$\frac{dn_j}{dt} = n_j(-\sigma_{aj}\phi - \lambda_j) + \sum_K (\sigma_K^j\phi + \lambda_K^j)n_K \quad (2)$$



**Pav. 3.** Aktinoidų skilimo grandinė [11].

Iš  $\alpha$  koeficiento lygties (1) matome, kad transmutacijai geriausiai tinka kuo mažesni  $\alpha$ , tai yra, kai pagavos skerspjūvis yra mažas, o skilimo skerspjūvis didelis. Daugumai radionuklidų ši sąlyga galioja greitų neutronų reaktoriuose. Tai matome 5 pav. palyginę sąveikos skerspjūvius bei jų santykius standartinio PWR reaktoriaus bei greitų neutronų spektro atveju.

Izotopai	PWR spektras			Greitu neutronu spektras		
	$\sigma_f$	$\sigma_c$	$\alpha$	$\sigma_f$	$\sigma_c$	$\alpha$
Np-237	0.52	33	63	0.32	1.7	5.3
Np-238	134	13.6	0.1	3.6	0.2	0.05
Pu-238	2.4	27.7	12	1.1	0.58	0.53
Pu-239	102	58.7	0.58	1.86	0.56	0.3
Pu-240	0.53	210.2	396.6	0.36	0.57	1.6
Pu-241	102.2	40.9	0.40	2.49	0.47	0.19
Pu-242	0.44	28.8	65.5	0.24	0.44	1.8
Am-241	1.1	110	100	0.27	2.0	7.4
Am-242	159	301	1.9	3.2	0.6	0.19
Am-242m	595	137	0.23	3.3	0.6	0.18
Am-243	0.44	49	111	0.21	1.8	8.6
Cm-242	1.14	4.5	3.9	0.58	1.0	1.7
Cm-243	88	14	0.16	7.2	1.0	0.14
Cm-244	1.0	16	16	0.42	0.6	1.4
Cm-245	116	17	0.15	5.1	0.9	0.18
U-235	38.8	8.7	0.22	1.98	0.57	0.29
U-238	0.103	0.86	8.3	0.04	0.30	7.5

**Pav. 4.** Sąveikos skerspjūviai PWR ir greitų neutronų spektro atveju [11]

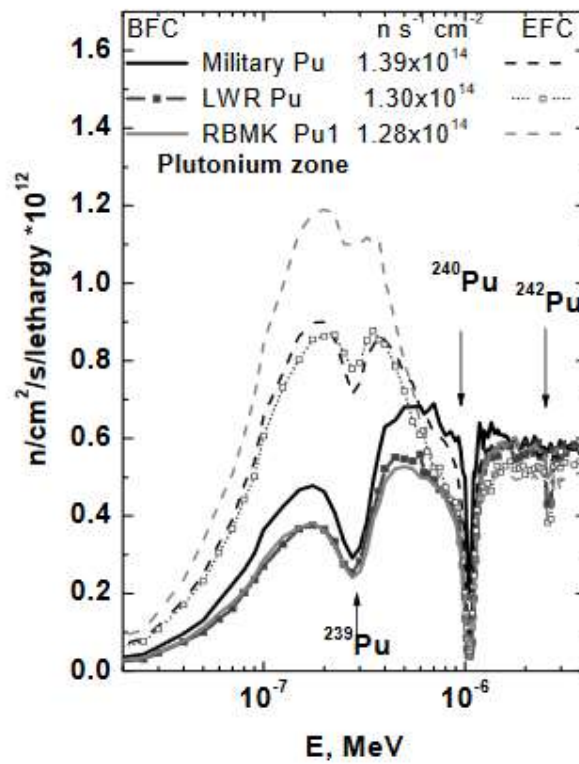
Transmutavimo sistemos gali būti skirstomos į homogenines bei heterogenines atsižvelgiant į branduolinio kuro matricos ypatumus.

Homogeninėse sistemose aktinoidai sumaišomi su standartiniu kuru ( $\text{PuO}_2$  ar  $\text{UO}_2$ ). Tiek LVR, tiek greitų neutronų reaktoriuose įmanomas homogeninis aktinoidų deginimas. Maksimali leistina aktinoidų dalis LVR yra 1-2%, greitų neutronų reaktoriuje – apie 5%. Įvedus aktinoidus į energetinio reaktoriaus kurą, pasikeičia aktyviosios zonos darbo ypatybės: lėčiau krinta reaktyvumas (dėl aktinoidų dalijimosi), pablogėja temperatūrinis reaktyvumas (sumažėja Doplerio koeficientai), padidėja garo reaktyvumo efektas, sumažėja uždelstų neutronų dalis.

Heterogeninės sistemos – kai aktinoidai atskiriami nuo standartinio kuro, aktinoidų taikiniai. Tokia sistema aukštesniųjų aktinoidų transmutavimui galėtų būti pakraunama didžiąja dalimi aukštesniaisiais aktinoidais, o likusioji plutoniu. Heterogeninio kuro atveju, kai aktinoidai deginami reaktoriaus aktyviosios zonos periferijose – galios pasiskirstymo ir reaktyvumo koeficientų perturbacija yra minimali.

Tobulinant tokias sistemas tam, kad pasiekti radiotoksiškumo sumažėjimą, didžiausias iššūkis yra atskirti americio ir kiurio izotopus nuo plutonio izotopų. Taip pat aukštesniųjų aktinoidų kiekis kure turėtų sudaryti nuo 30% iki 50%, tokiems įsodrinimams tiktų greitieji reaktoriai, kurie šiuo metu taip pat tobulinami.

Vienas iš heterogeninės sistemos pavyzdžių yra GTMHR reaktorius. GTMHR (Gas turbine modular helium reactor) yra aukštatemperatūris heliu aušinamas modulinis reaktorius, kurio dėka būtų pasiektas didelis transuraninių elementų išdegimas. Šio reaktoriaus šilumnešis – helis – įkaitinamas iki  $950^\circ\text{C}$  temperatūros patenka į turbiną, kuri kuria elektros energiją. Tokiam reaktoriui kaip kuras tinka: perdirbtas kitų reaktorių kuras, kariniais tikslais naudotas plutonis, uranas ar urano ir torio mišinys. Kuras paverčiamas į dalelių pavidalą, kurios padengiamos grafito ir silicio karbido sluoksniu, šios medžiagos padeda sulaikyti dalijimosi produktus dalelės viduje, kuriai įkaitus virš  $1600^\circ\text{C}$ . Toks reaktorius puikiai tinka deginti plutoniui, be to jo naudingumo koeficientas siekia 47% bei turi aukštą kuro išdegimo lygį. Šios sistemos neutronų srautas pavaizduotas 6 paveikslėlyje. Taip pat helis tinka naudoti greituosius neutronus, kurie nebūtų lėtinami, tad yra galimybė šį reaktorių panaudoti kitų aktinoidų skaldymui. Kad kuras degtų tolygiai, į jo sudėtį įmaišomos erbio priemaišos [15].



**Pav. 5.** GTMHR neutronų srauto spektras skirtingiems kuro atvejams kuro ciklo pradžioje bei pabaigoje[19]

## 2. METODINĖ DALIS

### 2.1. MCNP – neutronų srauto modeliavimas

MCNP tai kodas naudojantis Monte Karlo metoda. Šis metodas remiasi individualių dalelių elgsena, tad naudingas norint apskaičiuoti ar aprašyti problemas, kurių nepavyksta išspręsti deterministiniais metodais. MCNP seka neutronų kelią nuo jų atsiradimo iki sąveikos arba išėjimo iš tiriamos terpės. Šiems skaičiavimams imami branduolinių duomenų bibliotekų sąveikos skerspjūviai.

MCNP geba skaičiuoti neutronų kinetiką jų energijoms esant nuo  $10^{11}$  MeV iki 20 MeV. Taip pat šis kodas gali naudoti įvairius branduolinių duomenų rinkinius, kaip ENDF/B, JEF, JENDL ir kitas [18]. MCNP kodas yra patogus dėl plataus šaltinio aprašymo galimybių. Neutronų šaltinį galima pasirinkti tūrinį, paviršinį, kritiškumo ar laisvai sukurtą. Be to šaltinio spektrą aprašyti galima naudojant įvairias analitines funkcijas. O gautas neutronų srautas gali būti suintegruotas pagal tūrį, laiką ir energiją [13].

### 2.2. ORIGEN – kuro evoliucijos programa

ORIGEN kodas naudojamas skaičiuoti nuklidų kaupimąsi, išdegimą bei skilimą.

Nuklidinės sudėties kitimą galima aprašyti tiesinių diferencialinių lygčių sistema:

$$\frac{dN_i}{dt} = \sigma_{c,i-1} N_{i-1} \varphi + \sum_p \lambda_p N_p - \sigma_{c,i} N_i \varphi - \sigma_{f,i} N_i \varphi - \lambda_i N_i \quad (4)$$

(4) lygtis yra išplėsta Bateman'o lygties išraiška. Šioje lygtyje neutronų srautas  $\varphi$  sklinda vienalytėje medžiagoje,  $N_i$  –  $i$ -tojo nuklido eilės numeris,  $\sigma_{c,i}$  – neutronų pagavos skerspjūvis,  $\sigma_{f,i}$  – dalijimosi skerspjūvis,  $\lambda_i$  – nuklido radioaktyvaus skilimo konstanta.

ORIGEN naudoja radioaktyvaus skilimo, fotonų susidarymo ir sąveikos skerspjūvių bibliotekų duomenis. Neutronų spektras kinta išdegant kurui, todėl norint patikimai apskaičiuoti kuro nuklidų pokytį reikia atsižvelgti į šį neutronų spektro kitimą. ORIGEN kodas naudoja automatinio greitojo apdorojimo modulį, kad šis sukurtų reikalingus sąveikos skerspjūvius ORIGEN kodui, šie skerspjūviai yra sukuriami analizuojant nuklidų išdegimą. Urano kuro atveju tai daroma pagal kuro išdegimo, įsodrinimo ir lėtiklio tankio parametrus. Tokius skaičiavimus atliekant plutonio ir urano kuro mišiniui dar reikia interpoliuoti pagal plutonio izotopų koncentraciją [14].

### 2.3. NFCSS – medžiagų srautų analizės programa kuro ciklo scenarijams tirti

Integruotos branduolinio kuro ciklo informacinės sistemos priklausančios TATENAI programa NFCSS yra branduolinio kuro ciklo simuliacijos sistema, leidžianti kurti skirtingus scenarijus, kuriais remiantis būtų galima įvertinti branduolinio kuro ciklo metu susidarančias medžiagas. Pasitelkiant šią programą galima sumodeliuoti įvairius kuro ciklo modelius naudojant skirtingus reaktorių, kuro tipus, taip pat modeliuoti naujo tipo kurus juos reikiamai aprašant [16].

Sekant kiekvienos branduolinio kuro ciklo etapų procesus galima sumodeliuoti medžiagų srautus. Komerciniuose reaktoriuose dažniausiai į kuro ciklą įeina Urano oksidas, taip pat panaudotas branduolinis kuras kartais perdirbamas ir naudojamas iš naujo kaip MOX kuras. NFCSS geba modeliuoti tokias sistemas.

NFCSS programa galima aprašyti visą kuro ciklą. Nuo kasybos iki susidariusių atliekų. Taip pat į šį ciklą įeina ir perdirbimo procesas. Svarbu paminėti, jog ši programa leidžia naudoti dviejų tipų kurą. Pirmasis kuro tipas yra gaunamas natūraliu būdu – kasant urano rūdą, o antrasis tipas gaunamas perdirbant ir iš naujo panaudojant reaktoriaus atliekas – panaudotą branduolinį kurą. Antrasis tipas dažniausiai susideda iš urano ir plutonio mišinio. Tačiau galima perdirbti ir kitus aktinoidus susidarančius reaktoriuje. Tad galima sudaryti sistemas, kuriose veikia kažkuris vienas iš šių kurų arba abu vienu metu.

Šioje programoje parametrus įvesti naudojami duomenys iš gerai žinomos duomenų bazės TATENA PRIS arba remiamasi moksliniais darbais naujoms, mažiau iširtoms sistemoms.

NFCSS sistema leidžia laisvai pasirinkti reaktoriaus galią, apkrovą, efektyvumą bei išdegimą. Taip pat galima apibrėžti įvairios sudėties kurą, su atitinkama nuklidų sudėtimi. Vienas apibrėžimas yra tai, kad šiuo metu programa yra apribota tik 14 nuklidų skaičiavimams:  $^{235}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{242\text{m}}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Am}$ ,  $^{242}\text{Cm}$ ,  $^{244}\text{Cm}$ .

Kitų nuklidų ši programa kol kas neskaičiuoja. Tačiau leidžia vartotojui sukūrusiam norimos sudėties kurą jį aprašyti atitinkamais pagavos ir skilimo skerspjūviais. Atlikusi reaktoriaus modeliavimą programa gali suskaičiuoti medžiagų srautus, išskaidyti panaudoto branduolinio kuro sudėtį pagal minėtus nuklidus, tad gauname NBK nuklidinį pasiskirstymą.

Tačiau reikia paminėti kelias NFCSS programos prielaidas taikomas skaičiavimuose. Visi skaičiavimai vyksta kas metai, t.y. laikoma, kad reaktorius perkraunamas kiekvienų metų pradžioje. Tikro reaktoriaus veikimo metu yra nuostolių, o šiame modelyje į tai atsižvelgiama – įvedamas efektyvumo parametras.

NFCSS programa naudoja CAIN reaktorių modelį, tai modelis skirtas aktinoidams skaičiuoti panaudotame branduoliniame kure[16]. Šį metodą patobulino TATENA NFCSS modeliavimo tikslams. CAIN modelis naudoja ankščiau minėtas Bateman'o lygtis(2). Gaunamas sprendinys yra nuklido izotopinė sudėtis, o ji perskaičiuojama į masės dalis.

CAIN modelis taip pat paremtas keliomis prielaidomis. Skaičiavimai atliekami tik minėtieji 14 nuklidų. CAIN modelis gali veikti keičiant sąveikos skerspjūvius ir neutronų srautus, tam reikia skirtingų išdegimų laikotarpiu įvesti skirtingus skerspjūvius bei srautus, kitaip paprasčiausiai laikoma, jog šie parametrai yra konstantos. Kad Bateman'o lygtis nebūtų sprendžiama be galo, transmutacija baigiasi tam tikru nuklidu.

## 2.4. FANCSEE

FANCSEE modeliavimo programa sukurta akademinėi veiklai. Šiuo metu ši programa dar tobulinama, tačiau ja galima modeliuoti nesudėtingus kuro ciklus. Vienas programos akcentų yra lengvai perprantamas grafinis programos valdymas edukaciniams tikslams.

Pagrindinės FANCSEE galimybės šiuo metu yra 1346 nuklidų sekimas viso kuro ciklo metu, panaudoto branduolinio kuro perdirbimas, uždariant kuro ciklą bei galimybė modeliuoti PWR bei BWR reaktorių medžiagų srautus apskaičiuotus iš Serpent sąveikos skerspjūvių bibliotekų. Taip pat galima grafiškai atvaizduoti nuklidų masių kitimą laike, išsivesti duomenis į MATLAB.[22]

Išdegimas skaičiuojamas Monte Carlo metodu Serpent kodu [26]. Skaičiuojant kintančius galios tankius bei išdegimo lygius, sukuriamos koeficientų matricos, kurios susideda iš skilimo konstantų arba pagavos bei branduolių dalijimasi sukeliančių sąveikos skerspjūvių. Išdegimui bei skilimui skaičiuoti naudojamas CRAM metodas, kuris taip pat naudojamas Serpent bei Origen koduose [26].

## 2.5. Panaudoto branduolinio kuro radiotoksiškumas

Radioaktyviųjų medžiagų biologinis pavojus žmogui įvertinamas radiotoksiškumu, matuojamu efektine doze (sivertais). Šis matas apibūdina žmogaus gautą efektinę dozę, kai į jo organizmą patenka radionuklidai kvėpuojant ar ryjant.

Skaičiuojant NBK radiotoksiškumą, daromos kelios prielaidos, efektinės dozės koeficiento skaičiavimui supaprastinti. Žmogaus kvėpavimo tempas imamas pastovus – 1,2m<sup>3</sup>/val., per darbo dieną žmogus dirbantis su NBK įkvėptu 9,6m<sup>3</sup> užteršto oro. Įkvepiamų dalelių skersmuo imamas 1µm, o šios dalelės į kraujotakos sistemą sugeriamos vidutiniškai greitai. Tuomet galima apskaičiuoti įkvėptą efektinę dozę pagal šią formulę:

$$D_{Kvėp.} = A \times E_{kvėp} \quad (5)$$

(5) lygtyje A yra savitasis nuklido aktyvumas (Bq/kg). O  $E_{kvėp.}$  – efektinės dozės koeficientas, įkvėpus 1 kg NBK dulkių. Šiame darbe naudojamiems nuklidams šie koeficientai yra tokie:

**Lentelė 4.** Radiotoksiškumo efektinės dozės koeficientai darbe naudojamiems nuklidams[21]

Nuklidas	$E_{kvėp}$ (Sv/Bq)
<sup>235</sup> U	2,8E-06
<sup>236</sup> U	2,9E-06
<sup>238</sup> U	2,6E-06
<sup>237</sup> Np	2,1E-05
<sup>238</sup> Pu	4,3E-05
<sup>239</sup> Pu	4,7E-05
<sup>240</sup> Pu	4,7E-05
<sup>241</sup> Pu	8,5E-07
<sup>242</sup> Pu	4,4E-05
<sup>241</sup> Am	3,9E-05
<sup>242m</sup> Am	3,5E-05
<sup>243</sup> Am	3,9E-05
<sup>242</sup> Cm	4,8E-06
<sup>244</sup> Cm	2,5E-05

### 3. REZULTATAI

#### 3.1. Atviro branduolinio kuro ciklo medžiagų srautų analizė Švedijos ir Lietuvos BWR, PWR ir RBMK tipo reaktoriuose.

Naudojant NFCSS branduolinio medžiagų srautų modeliavimo programą buvo apskaičiuotas Baltijos regiono reaktoriuose susidarantis panaudotas branduolinis kuras. Modeliuota naudojant 3 lentelėje aprašytus individualius parametrus kiekvienam reaktoriui atskirai. 5 ir 6 lentelėse pateikiami metiniai medžiagų srautai visiems Švedijos bei Lietuvos reaktoriams pagal reaktoriaus tipą.

**Lentelė 5.** Metinis kiekvieno Švedijos BWR tipo reaktorių medžiagų srautas tonomis.

Nuklidai	Per metus susidaręs naudotas branduolinis kuras (t)								
	Barsebäck 1	Barsebäck 2	Forsmark 1	Forsmark 2	Forsmark 3	Oskarshamn 1	Oskarshamn 2	Oskarshamn 3	Ringhals 1
<sup>235</sup> U	0,05	0,06	0,11	0,36	0,21	0,03	0,06	0,14	0,04
<sup>236</sup> U	0,05	0,05	0,09	0,12	0,12	0,03	0,05	0,12	0,06
<sup>238</sup> U	11,42	11,81	25,01	48,68	33,20	8,98	13,83	32,24	13,89
<sup>237</sup> Np	0,007	0,007	0,012	0,011	0,014	0,004	0,007	0,016	0,009
<sup>238</sup> Pu	0,003	0,003	0,004	0,003	0,005	0,002	0,003	0,006	0,005
<sup>239</sup> Pu	0,060	0,062	0,130	0,244	0,172	0,047	0,072	0,168	0,073
<sup>240</sup> Pu	0,032	0,033	0,068	0,102	0,084	0,025	0,038	0,088	0,040
<sup>241</sup> Pu	0,019	0,019	0,039	0,046	0,045	0,014	0,022	0,051	0,025
<sup>242</sup> Pu	0,010	0,009	0,017	0,011	0,016	0,006	0,010	0,023	0,015
<sup>241</sup> Am	7,8E-04	7,7E-04	1,4E-03	1,1E-03	1,6E-03	5,0E-04	7,8E-04	1,9E-03	1,0E-03
<sup>242m</sup> Am	7,0E-06	7,0E-06	1,3E-05	1,0E-05	1,5E-05	5,0E-06	7,0E-06	1,8E-05	1,0E-05
<sup>243</sup> Am	2,5E-03	2,1E-03	3,7E-03	1,5E-03	3,1E-03	1,5E-03	2,2E-03	5,4E-03	4,3E-03
<sup>242</sup> Cm	2,7E-04	2,5E-04	4,7E-04	2,7E-04	4,6E-04	1,8E-04	2,7E-04	6,4E-04	4,0E-04
<sup>244</sup> Cm	9,5E-04	7,2E-04	1,2E-03	2,6E-04	8,2E-04	5,0E-04	7,3E-04	1,8E-03	1,9E-03
Sunkiųjų metalų masė	11,65	12,06	25,49	49,57	33,88	9,15	14,09	32,85	14,16
Skilimo produktų masė	0,52	0,52	0,93	1,04	1,13	0,33	0,53	1,25	0,69
Visa masė	12,17	12,58	26,42	50,61	35,01	9,48	14,62	34,11	14,84

**Lentelė 6.** Metinis kiekvieno Švedijos ir Lietuvos PWR ir RBMK tipo reaktorių medžiagų srautas tonomis.

Nuklidai	Per metus susidaręs naudotas branduolinis kuras (t)				
	PWR tipas			RBMK tipas	
	Ringhals 2	Ringhals 3	Ringhals 4	Ignalina-1	Ignalina-2
<sup>235</sup> U	0,03	0,05	0,22	0,44	0,53
<sup>236</sup> U	0,05	0,07	0,13	0,13	0,15
<sup>238</sup> U	10,83	17,93	23,71	60,66	72,48
<sup>237</sup> Np	0,009	0,013	0,015	0,005	0,005
<sup>238</sup> Pu	0,004	0,006	0,004	0,001	0,001
<sup>239</sup> Pu	0,060	0,099	0,129	0,156	0,186
<sup>240</sup> Pu	0,033	0,054	0,063	0,079	0,094
<sup>241</sup> Pu	0,020	0,034	0,034	0,019	0,023
<sup>242</sup> Pu	0,013	0,020	0,012	0,005	0,006
<sup>241</sup> Am	6,4E-04	9,8E-04	9,9E-04	5,7E-04	6,8E-04
<sup>242m</sup> Am	1,5E-05	2,3E-05	2,2E-05	3,0E-05	3,6E-05
<sup>243</sup> Am	3,8E-03	6,1E-03	2,3E-03	2,6E-04	3,1E-04
<sup>242</sup> Cm	3,2E-04	5,1E-04	3,3E-04	9,9E-05	1,2E-04
<sup>244</sup> Cm	1,9E-03	2,9E-03	6,3E-04	2,0E-05	2,4E-05
Sunkiųjų metalų masė	11,05	18,28	24,32	61,50	73,48
Skilimo produktų masė	0,61	0,94	1,03	0,93	1,12
Visa masė	11,67	19,22	25,35	62,43	74,59

Atsižvelgiant į reaktorių darbo laiką (žr. 3 lentelėje), apskaičiuota kiek naudoto branduolinio kuro susidarė iki 2018 metų bei kiek NBK susidarys per visų reaktorių eksploatacijos laikotarpį.

**Lentelė 7.** Visas susidarantis NBK Baltijos regiono reaktoriuose pagal reaktoriaus tipą.

Laikotarpis	Susidaręs NBK (t)		
	Iš visų BWR	Iš visų PWR	Iš visų RBMK
Iki 2018m.	6259	1718	2166
Per visą eksploatacijos laiką	9429	2613	2166

Atsižvelgiant į susidariusio NBK izotopinę sudėtį atskiriems reaktoriams, buvo įvertinta, kurių reaktorių NBK yra geriausios sudėties gaminti MOX kurui ( turi pakankamai dalių medžiagų). Kadangi dabar naudojamam MOX dalių plutonio izotopų yra ~70%, apskaičiuota, kurių reaktorių išeigoje <sup>239</sup>Pu bei <sup>241</sup>Pu nuklidų santykis su nedalių plutonių santykis viršija 2 kartus, bei <sup>235</sup>U nuklido koncentracija visame NBK urane viršija 0,6%. Iš šiuos reikalavimus atitinkančių 5 reaktorių per visą eksploatacijos laikotarpį susidarys 59,6 tonos plutonio, kuris gali būti naudojamas kaip MOX kuras.

### 3.2. Skirtingų branduolinio kuro ciklo medžiagų srautų modeliavimo programų palyginimas.

Buvo vertinamos NFCSS, FANCSEE bei ORIGEN modeliavimo programos skirtingiems reaktorių tipams –BWR, PWR bei RBMK.

BWR tipo atveju pasirinktas Forsmark 3 švediškas reaktorius, kurio elektrinė galia yra 1167 MWe, terminė galia – 3300 MWt, kuro įsodrinimas – 2,77%, išdegimas – 31,275 GWD/t. Visomis programomis paskaičiuotas medžiagų srautas su šiais parametrais bei apskaičiuota, kiek medžiagų susidarys per visą šio reaktoriaus darbo laiką, kuris yra apie 53 metai. Taip pat apskaičiuotas kiekvieno nuklido absoliutus skirtumas nuo vidurkio.

**Lentelė 8.** Forsmark 3 (BWR) medžiagų srautas per visą eksploatacijos laiką tonomis, apskaičiuotas trimis skirtingomis modeliavimo programomis.

Nuklidai	NFCSS	FANCSEE		ORIGEN	
	Masė(t)	Masė(t)	Skirtumas(%)	Masė(t)	Skirtumas(%)
<sup>235</sup> U	11,26	11,45	1,7	8,17	27
<sup>236</sup> U	6,49	6,84	5,5	6,41	1,1
<sup>238</sup> U	1757,8	1773,7	0,9	1706,7	2,9
<sup>237</sup> Np	0,76	0,93	21	0,47	39
<sup>238</sup> Pu	0,24	0,44	81	0,11	54
<sup>239</sup> Pu	9,1	12,6	38	6,4	30
<sup>240</sup> Pu	4,5	5,7	27	3,5	22
<sup>241</sup> Pu	2,4	1,6	32	1,8	24
<sup>242</sup> Pu	0,86	1,4	60	0,96	11
<sup>241</sup> Am	0,082	1,6	1852	0,0077	91
<sup>242m</sup> Am	0,0008	0,0017	114	0,0001	84
<sup>243</sup> Am	0,16	0,33	105	0,16	3,9
<sup>242</sup> Cm	0,024	0,0008	97	0,0048	80
<sup>244</sup> Cm	0,043	0,085	96	0,03	22

BWR NBK didžiausi skirtumai (>50%) pastebėti aukštesniesiems aktinoidams <sup>241</sup>Am, <sup>242m</sup>Am, <sup>242</sup>Cm ir <sup>238</sup>Pu.

PWR reaktoriaus tipo atveju lyginimui pasirinktas Ringhals 3 Švedijos reaktorius, kurio elektrinė galia yra 1063 MWe, terminė galia – 3135 MWt, kuro įsodrinimas yra 2,752%, išdegimas yra 47,3 GWD/t. Kaip ir BWR atveju lygintos visos trys programos, tik šio reaktoriaus darbo laikas apie 50 metų.

**Lentelė 9.** Ringhals 3 (PWR) medžiagų srautas per visą eksploatacijos laiką tonomis, apskaičiuotas trimis skirtingomis modeliavimo programomis.

Nuklidai	NFCSS	FANCSEE		ORIGEN	
	Masė(t)	Masė(t)	Skirtumas(%)	Masė(t)	Skirtumas(%)
<sup>235</sup> U	2,49	2,19	12	2,64	6
<sup>236</sup> U	3,58	3,46	3,4	3,65	1,7
<sup>238</sup> U	904,5	901,4	0,34	903,96	0,06
<sup>237</sup> Np	0,63	0,2	68	0,55	13
<sup>238</sup> Pu	0,3	0,064	79	0,3	0,3
<sup>239</sup> Pu	5	2,2	57	5,2	4,5
<sup>240</sup> Pu	2,7	1,8	34	2,9	4,4
<sup>241</sup> Pu	1,7	0,3	83	1,6	3,5
<sup>242</sup> Pu	1,02	0,56	45	1,1	10
<sup>241</sup> Am	0,05	0,32	538	0,075	51
<sup>242m</sup> Am	0,0012	0,0002	86	0,0014	19
<sup>243</sup> Am	0,31	0,054	82	0,35	12
<sup>242</sup> Cm	0,026	0,0004	99	0,025	2,6
<sup>244</sup> Cm	0,15	0,0054	96	0,16	12

Panašūs skirtumai gauti ir PWR NBK aukštesniesiems aktinoidams <sup>241</sup>Am, <sup>242m</sup>Am, <sup>243</sup>Am, <sup>242</sup>Cm >40%, kitiems nuklidams skirtumai mažesni iki 20%, ypač neblogai atitinka Origen ir NFCSS programų rezultatai.

RBMK atveju lygintos tik dvi programos – NFCSS su ORIGEN, nes FANCSEE modeliavimo programoje nėra galimybės skaičiuoti šio tipo reaktoriaus medžiagų srautų. Įvertinimui pasirinktas Ignalina 1 reaktorius, kurio elektrinė galia yra 1500 MWe, terminė galia – 4800 MWt, kuro įsodrinimas yra 2%, išdegimas -14,5 GWD/t. Šio jau uždaryto reaktoriaus darbo laikas buvo 21 metų.

**Lentelė 10.** Ignalina 2 medžiagų srautas per visą eksploatacijos laiką tonomis, apskaičiuotas dviem skirtingomis modeliavimo programomis.

Nuklidai	NFCSS	ORIGEN	Skirtumas(%)
	Masė(t)	Masė(t)	
<sup>235</sup> U	7,55	7,73	1,2
<sup>236</sup> U	2,15	2,15	0,1
<sup>238</sup> U	1031,9	1031,4	0,02
<sup>237</sup> Np	0,08	0,08	0,9
<sup>238</sup> Pu	0,011	0,013	5
<sup>239</sup> Pu	2,65	2,51	2,7
<sup>240</sup> Pu	1,34	1,28	2
<sup>241</sup> Pu	0,33	0,44	14
<sup>242</sup> Pu	0,08	0,13	22
<sup>241</sup> Am	0,01	0,007	15
<sup>242m</sup> Am	0,0005	0,0001	64
<sup>243</sup> Am	0,004	0,009	31
<sup>242</sup> Cm	0,0017	0,0018	2
<sup>244</sup> Cm	0,0003	0,0008	38

10 lentelėje matyti, kad abiem programomis apskaičiuoti RBMK NBK U, bei Pu medžiagų srautai gerai atitinka (skirtumas pagrindiniams nuklidams neviršija 10%), didžiausias skirtumas stebimas aukštesniesiems aktinoidams <sup>242m</sup>Am, <sup>243</sup>Am, <sup>244</sup>Cm >30%.

Taip pat įvertinta, kad reaktoriaus darbo metu sunaudoto urano kiekis visais BWR atvejais skiriasi mažiau nei 4%, PWR – 1%, o RBMK – mažiau nei 1%. Norint geriau įvertinti nuklidų susidarymo skirtumų priežastį 11 lentelėje pateikiamas sąveikos skerspjūvių, naudojamų NFCSS bei ORIGEN programose, palyginimas. FANCSEE programos sąveikos skerspjūviai nėra prieinami programos naudotojui, tačiau [23] šaltinyje yra lyginami makroskopiniai sąveikos skerspjūviai lengvojo vandens tipo reaktoriams naudojami šioje programoje su ORIGEN bei daroma išvada, kad jie skiriasi iki 10% procentų. Todėl galima teigi, kad kuro išdegimą visos trys modeliavimo programos skaičiuoja gana tiksliai, o aukštesnių aktinoidų susidarymas skiriasi dėl sąveikos skerspjūvių skirtumų skirtingose programose.

**Lentelė 11.** Neutronų sukeliančių branduolių dalijimąsi bei neutronų pagavos sąveikos skerspjūvių palyginimas NFCSS bei ORIGEN programose naudojamiems sąveikos skerspjūviams BWR, PWR bei RBMK tipų reaktoriams

Nuklidai	BWR			PWR			RBMK		
	NFCSS	ORIGEN	Skirtumas(%)	NFCSS	ORIGEN	Skirtumas(%)	NFCSS	ORIGEN	Skirtumas(%)
	Dal./pagav.	Dal./pagav.		Dal./pagav.	Dal./pagav.		Dal./pagav.	Dal./pagav.	
<sup>235</sup> U	4,46	4,78	7	4,47	4,4	-1,5	5,2	5,07	-2,5
<sup>236</sup> U	0,02	0,039	65	0,026	0,038	37	0,016	0,029	58
<sup>238</sup> U	0,088	0,11	22	0,111	0,111	-0,5	0,052	0,062	17
<sup>237</sup> Np	0,014	0,013	-8	0,016	0,014	-12	0,006	0,006	-0,5
<sup>238</sup> Pu	0,067	0,057	-15	0,071	0,085	18	0,041	0,043	6
<sup>239</sup> Pu	1,81	1,81	0,2	1,81	1,78	-1,7	1,86	1,78	-4,4
<sup>240</sup> Pu	0,005	0,003	-49	0,006	0,003	-59	0,002	0,002	-35
<sup>241</sup> Pu	3,04	2,73	-11	3,05	2,69	-12	2,98	2,68	-10
<sup>242</sup> Pu	0,012	0,013	2,8	0,013	0,012	-5	0,009	0,009	-3,7
<sup>241</sup> Am	0,009	0,009	-2,6	0,009	0,010	3,7	0,008	0,007	-16
<sup>242m</sup> Am	5,17	4,90	-5,4	4,76	4,97	4,4	0,00	4,9	0
<sup>243</sup> Am	0,007	0,008	8	0,008	0,008	3,2	0,004	0,005	20
<sup>242</sup> Cm	0,092	0,116	23	0,096	0,102	6	0,315	0,114	-94
<sup>244</sup> Cm	0,061	0,076	23	0,063	0,074	15	0,092	0,062	-40

11 lentelėje matyti, kad nuklidų evoliucijos balansas reaktoriuje šiek tiek persiskirsto skirtingose programose dėl dalijimosi/pagavos skerspjūvių nesutapimų. Dalių izotopų skerspjūviai sutampa gana gerai (iki 10%) – tuo tarpu nedaliams izotopams – stebimi didesni skirtumai.

### 3.3. ABWR bei EPR tipų reaktorių vertinimas atviro ir dalinai uždaro kuro ciklo atveju.

Įvertintas Lietuvoje planuoto statyti ABWR tipo reaktorių bei Lenkijoje planuojamo statyti EPR tipo reaktorių naudojant projektinę reaktorių galią bei kitus literatūroje aprašytus šių reaktorių parametrus. Taip pat su šių reaktorių metinis medžiagų srautas palygintas su alternatyvaus MOX kuro atveju.

EPR eksploatacijos laikotarpis yra 40 metų, o ABWR – 60 metų, panaudoto branduolinio kuro iš šių reaktorių susidarys atitinkamai 5333,2 tonos iš EPR tipo ir 9477 tonos iš ABWR tipo reaktoriaus.

Iš 12 bei 13 lentelių matome, kad naudojant MOX kurą, perdirbtą iš tam tinkamiausių 5 Baltijos regiono reaktorių NBK, EPR atveju būtų sutaupyta 18,9 tonos urano, o ABWR - 22,1 tonos urano. Tačiau analizuojant susidariusio plutonio sudėtį matyti, kad EPR atveju sunaudojama 21% dalaus plutonio, o ABWR atveju tik 10%.

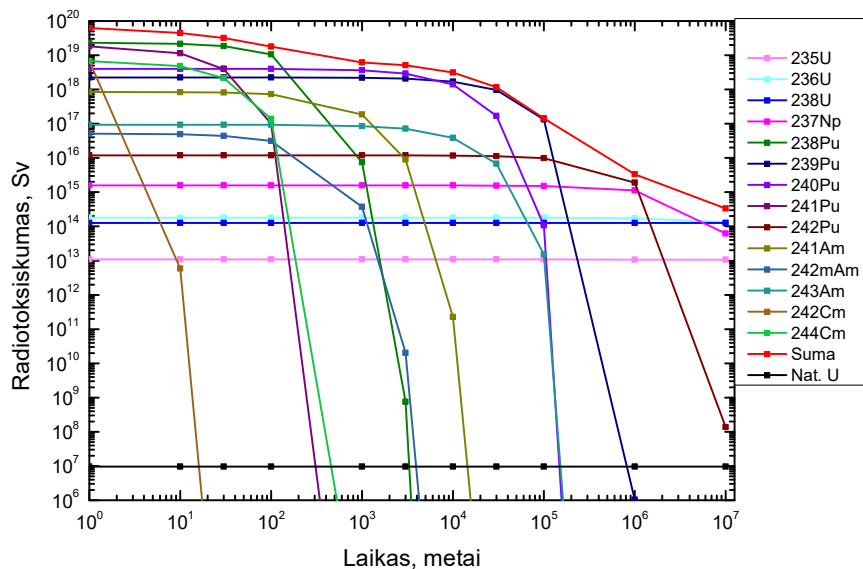
**Lentelė 12.** EPR tipo reaktoriaus metinis medžiagų srautas UOX ir MOX tipo kuro atvejais.

EPR	UOX		MOX	
	Masė(t)			
	Pradžioje	Pabaigoje	Pradžioje	Pabaigoje
<sup>235</sup> U	6,7	1,5	5,4	1,3
<sup>236</sup> U	0	0,84	0	0,69
<sup>238</sup> U	126,7	123,4	109	109,0
<sup>237</sup> Np	0	0,091	0	0,075
<sup>238</sup> Pu	0	0,03	0,26	0,24
<sup>239</sup> Pu	0	0,67	11,38	8,94
<sup>240</sup> Pu	0	0,32	4,1	3,9
<sup>241</sup> Pu	0	0,17	2,22	1,81
<sup>242</sup> Pu	0	0,059	0,985	0,904
<sup>241</sup> Am	0	0,00575	0	0,266
<sup>242m</sup> Am	0	0,0001	0	0,0018
<sup>243</sup> Am	0	0,011	0	0,051
<sup>242</sup> Cm	0	0,0017	0	0,0054
<sup>244</sup> Cm	0	0,0029	0	0,0041

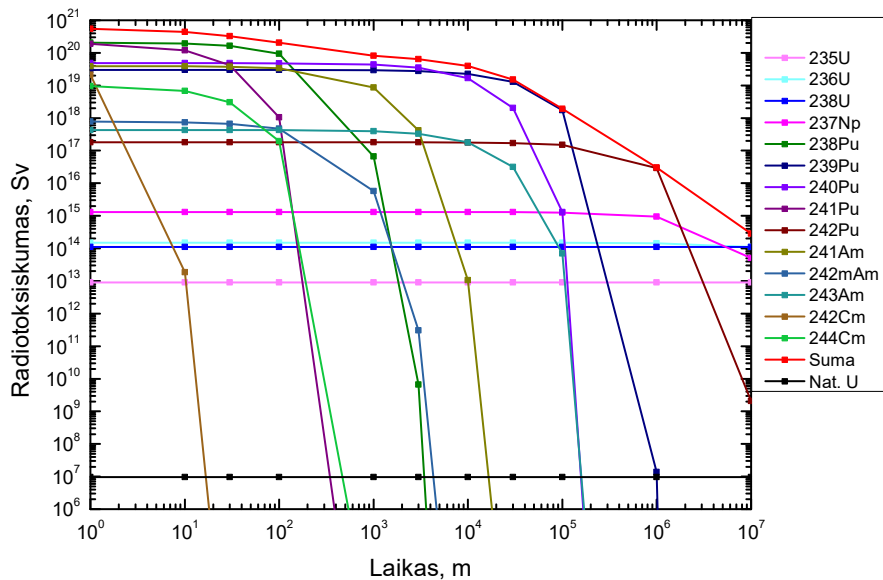
**Lentelė 13.** ABWR tipo reaktoriaus metinis medžiagų srautas UOX ir MOX tipo kuro atvejais.

ABWR	UOX		MOX	
	Masė(t)			
	Pradžioje	Pabaigoje	Pradžioje	Pabaigoje
<sup>235</sup> U	6,32	0,99	5,08	0,82
<sup>236</sup> U	0	0,83	0	0,67
<sup>238</sup> U	151,6	147,1	130,4	126,8
<sup>237</sup> Np	0	0,11	0	0,09
<sup>238</sup> Pu	0	0,04	0	0,34
<sup>239</sup> Pu	0	0,77	13,48	12,26
<sup>240</sup> Pu	0	0,40	4,85	5,47
<sup>241</sup> Pu	0	0,23	2,62	2,30
<sup>242</sup> Pu	0	0,11	1,17	1,29
<sup>241</sup> Am	0	0,011	0	0,513
<sup>242m</sup> Am	0	0,0001	0	0,0032
<sup>243</sup> Am	0	0,025	0	0,061
<sup>242</sup> Cm	0	0,0031	0	0,0077
<sup>244</sup> Cm	0	0,0083	0	0,0079

Taip pat įvertintas radiotoksiškumas UOX ir MOX kuro EPR tipo reaktoriaus atveju. Analizuojant naudoto branduolinio kuro sudėtį pagal radiotoksiškumą, paaiškėjo, kad visų plutonio bei americio nuklidų atveju radiotoksiškumas padidėjo viena eile, urano nuklidų atveju sumažėjo nežymiai, o likusių nuklidų radiotoksiškumas šiek tiek padidėjo. Tai lemia, kad net po milijono metų visų nuklidų radiotoksiškumo suma MOX kuro atveju yra didesnė viena eile.



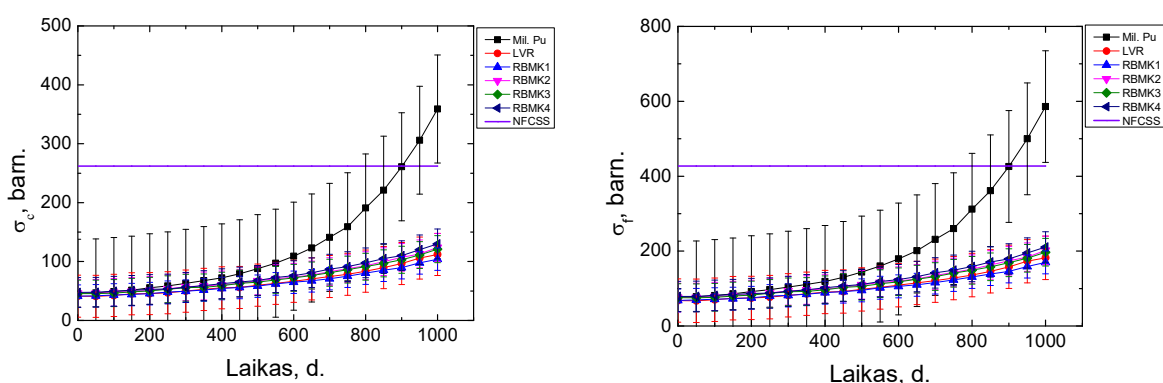
**Pav. 6.** EPR naudoto branduolinio kuro radiotoksiškumo kitimas laike urano oksido kuro atveju.



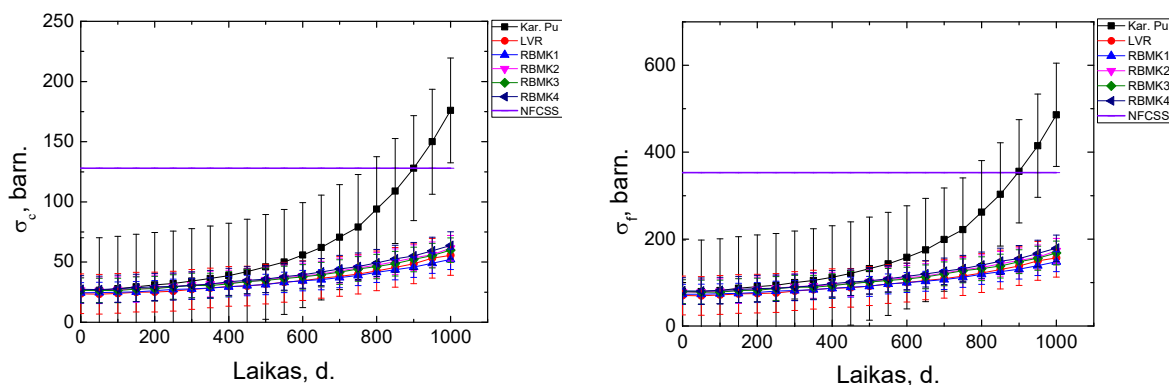
**Pav. 7.** EPR naudoto branduolinio kuro radiotoksiškumo kitimas laike MOX kuro atveju.

### 3.4. GTMHR tipo reaktoriaus vertinimas.

Kursinio darbo metu ištyrus NFCSS branduolinio medžiagų srautų modeliavimo programos galimybes modeliuoti IV kartos reaktorių NBK transmutavimui, paaiškėjo, kad tinkamiausias reaktoriaus tipas yra GTMHR. Žemiau 8 ir 9 pav. pateikiami neutronų pagavos ir neutronų sukeliančių branduolių dalijimasi sąveikos skerspjūvių palyginimai  $^{239}\text{Pu}$  ir  $^{241}\text{Pu}$  nuklidams. Nustatyta, kad NFCSS sistemoje naudojami nuo laiko reaktoriuje nepriklausantys sąveikos skerspjūviai, o NFCSS naudojami sąveikos skerspjūviai visiems nuklidams labiausiai atitinka skerspjūvius, naudojamus karinio plutonio išdegimui skaičiuoti.



**Pav. 8.** (a)  $^{239}\text{Pu}$  ( $\sigma_c$ ) neutronų pagavos ir (b) ( $\sigma_f$ ) neutronų sukeliančių branduolių dalijimasi skerspjūvių palyginimas

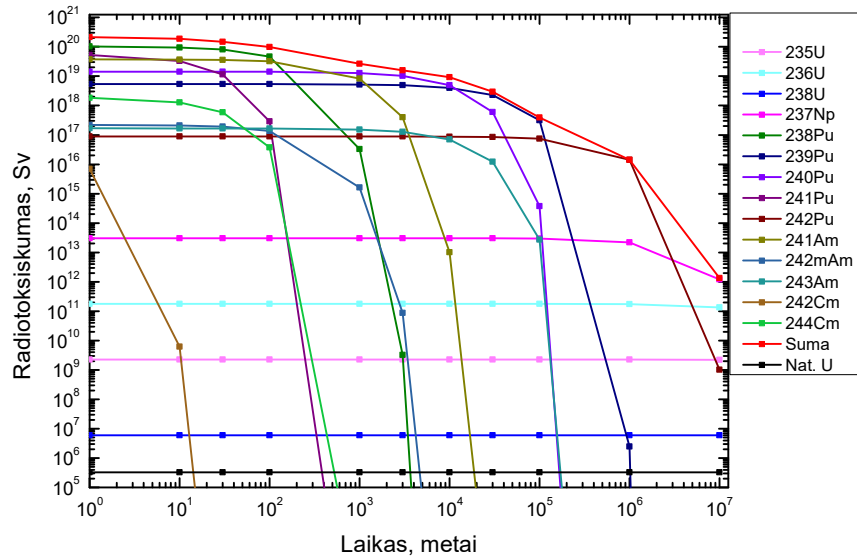


**Pav. 9.** (a)  $^{241}\text{Pu}$  ( $\sigma_c$ ) neutronų pagavos ir (b) ( $\sigma_f$ ) neutronų sukeliančių branduolių dalijimasi skerspjūvių palyginimas

NFCSS sistemos administratoriui leidus buvo įdiegti nauji sąveikos skerspjūviai iš NBK perdirbto Pu. Tai leido apskaičiuoti NBK plutonio degimą GTMHR reaktoriuje. Atsižvelgus į GTMHR parametrus aprašytus literatūroje [15] apskaičiuota, kad per metus šio tipo reaktoriui reiktų 4,51 tonų NBK plutonio. Taip pat apskaičiuota, kad per reaktoriaus darbo laiką būtų sunaudota net 25,4% dalus plutonio.

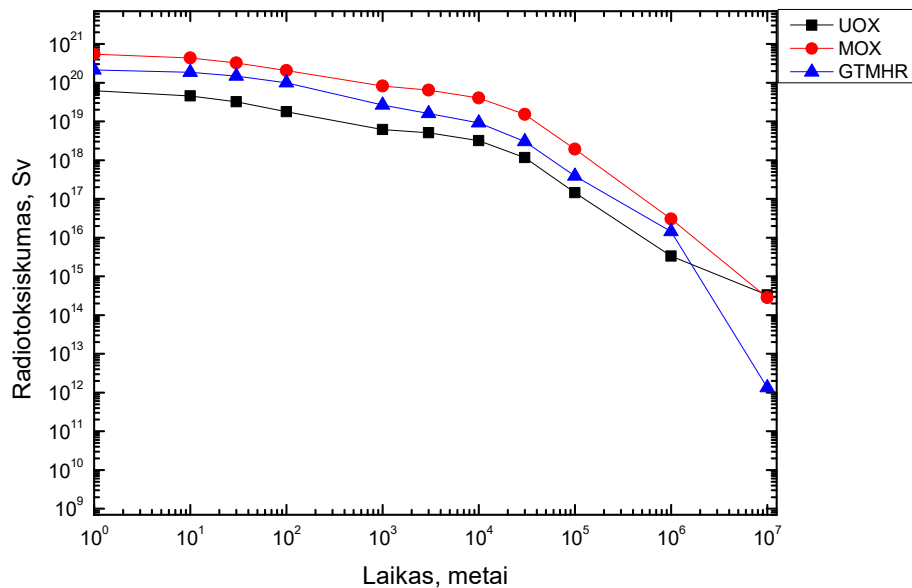
**Lentelė 14.** GTMHR tipo reaktoriaus medžiagų srautas tonomis kiekvienam nuklidui.

Nuklidai	Masė(t)	
	Įėjime	Išėjime
<sup>235</sup> U	0	0,0003
<sup>236</sup> U	0	0,0008
<sup>238</sup> U	0	5,86E-06
<sup>237</sup> Np	0	0,0018
<sup>238</sup> Pu	0,13	0,12
<sup>239</sup> Pu	2,09	1,60
<sup>240</sup> Pu	1,15	1,15
<sup>241</sup> Pu	0,71	0,50
<sup>242</sup> Pu	0,43	0,45
<sup>241</sup> Am	0	0,25
<sup>242m</sup> Am	0	0,0005
<sup>243</sup> Am	0	0,0199
<sup>242</sup> Cm	0	1,8E-06
<sup>244</sup> Cm	0	0,0008
Suma	4,51	4,08



**Pav. 10.** GTMHR naudoto branduolinio kuro radiotoksiškumo kitimas laike plutonio kuro atveju

Įvertinus uždaro kuro ciklo (GTMHR Pu NBK) radiotoksiškumą, matome, kad lyginant su atviru (UOX) radiotoksiškumas eile didesnis, bet lyginat su dalinai uždaru (MOX) atveju - , radiotoksiškumas eile mažesnis. Ypač ryškus skirtumas matyti ilgalaikėj skalėj, kai po milijono metų uždaro kuro ciklo atveju radiotoksiškumas žymiai sumažėja.



**Pav. 11.** Naudoto branduolinio kuro radiotoksiškumo palyginimas urano oksido, mišrių oksidų kuro EPR bei plutonio kuro GTMHR atvejais.

## IŠVADOS

1. Palygintos NFCSS, FANCSEE bei ORIGEN branduolinio kuro ciklo medžiagų srautų modeliavimo programos. Nustatyta, kad visos trys programos 10% tikslumu modeliuoja kuro evoliuciją reaktoriuje. Susidarančių aukštesniųjų aktinoidų kiekių skirtumus paaiškina naudojamos skirtingos sąveikos skerspjūvių bibliotekos.

2. Įvertinta, kad Baltijos regione veikiant ABWR bei EPR reaktoriams atviro kuro ciklo atveju, EPR tipo reaktoriuje per metus susidarytų apie 133 tonos NBK bei 158 tonos NBK iš ABWR.

3. Apskaičiuota, kad ABWR bei EPR tipo reaktoriuose dalinai uždaro branduolinio kuro ciklo atveju, visą tinkamą MOX kuro gamybai plutonį, susidariusį Švedijos bei Lietuvos reaktoriuose galima sunaudoti per apytiksliai 3 metus abiem atvejais.

4. Įdiegus naujus sąveikos NBK Pu skerspjūvius NFCSS programoje, buvo apskaičiuota, kad Švedijos bei Lietuvos reaktoriuose susidariusį perdirbimui tinkantį plutonį galima uždaro kuro ciklo metu sunaudoti per 13 metų tačiau efektyviau nei MOX kuro atveju EPR ar ABWR. Taip pat įvertinta, kad NBK radiotoksiškumas GTMHR atveju laike sumažėja greičiau nei EPR ar ABWR atvejais.

## LITERATŪRA

- [1] J. Gylys *Branduolinės inžinerijos įvadas*, Kaunas, 1997.
- [2] J. Gylys, L. Ašmantas *Atominių elektrinių branduoliniai energetiniai įrenginiai* (Technologija, Kaunas, 2011.
- [3] Eksploatuojami ir uždaryti reaktoriai pasaulyje. Prieiga per internetą: <https://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/OperationalReactorsByCountry.aspx>
- [4] Pasaulio statistika: Branduolinė energija visame pasaulyje. Prieiga per internetą: <https://www.nei.org/Knowledge-Center/Nuclear-Statistics/World-Statistics>
- [5] S. Motiejūnas *Naudoto branduolinio kuro ir ilgaaamžių radioaktyvių atliekų tvarkymo ir dėjimo į atliekynus būdai*, 2014.
- [6] IAEA (2004), INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Developing Multinational Radioactive Waste Repositories: Infrastructural Framework and Scenarios of Cooperation*, IAEA-TECDOC-1413, IAEA, Vienna, 2004.
- [7] P. Poškas, J.E. Adomaitis, V. Ragaišis, V. Simonis, A. Smaižys, R. Kilda, D. Grigaliūnienė *Progress of radioactive waste management in Lithuania*, 2011.
- [8] Panaudoto branduolinio kuro IAE suminis kiekis 2015m. duomenimis. Prieiga per internetą: [https://www.iae.lt/static/veikla/atliekos\\_lt.pdf](https://www.iae.lt/static/veikla/atliekos_lt.pdf)
- [9] B. T. Rearden and M. A. Jessee *SCALE kodo sistema*. Prieiga per internetą: <https://info.ornl.gov/sites/publications/Files/Pub68918.pdf>
- [10] H. Nifnecker, S. David, J.M. Loiseaux, A.Giorni, “*Hybrid nuclear reactors*”, France, 1998.
- [11] M. Salvatores *The physics of transmutation in critical or subcritical reactors*, 2002.
- [12] M. Salvatores *Transmutation: Issues, innovative options and perspectives*, 2002.
- [13] J. F. Briesmeister, *MCNP A General Monte Carlo N-Particle Code*, Technical Report LA-12625-M, LANL, 1997.
- [14] S. M. Bowman, I.C. Gauld, *ORIGEN-ARP Primer: How to Perform Isotopic Depletion and Decay Calculations with SCALE/ORIGEN*, 2010.
- [15] R. Plukienė, A. Plukis, V. Remeikis and D. Ridikas. MCNP and ORIGEN codes validation by calculating RBMK spent nuclear fuel isotopic composition *Lithuanian Journal of Physics* **45:4**, pp. 281-287, 2005.
- [16] IAEA *Nuclear fuel cycle simulation system(NFCSS). User manual*, 2011.

- [17] D. Ridikas, R. Plukienė, A. Plukis and E.T. Cheng. Fusion-fission hybrid system for nuclear waste transmutation (I): Characterization of system and burn-up calculations *Progress in Nuclear Energy*, **48:3**, pp. 235-246, 2005.
- [18] Evaluated Nuclear Data File, 2018. Prieiga per internetą: <https://www-nds.iaea.org/exfor/endl.htm>
- [19] R. Plukienė, D. Ridikas, A. Plukis and V. Remeikis. Modeling of HTRs with Monte Carlo: Sensitivity due to Different Isotopic Fuel Composition *PHYSOR 2004 - The Physics of Fuel Cycles and Advanced Nuclear Systems: Global Developments*, 2004.
- [20] International atomic energy agency *Status and advances in mox fuel technology*, 2003.
- [21] K. Eckerman, J. Harrison, H-G. Menzel and C.H. Clement. Compendium of Dose Coefficients based on ICRP Publication 60, *ICRP publication 119*, 2012.
- [22] A. Tkaczyk, C. Ipbüker, W. Gudowski, B. Chmielarz, L. Juodis, R. Plukienė and A. Boettcher. *Report on regional integration and assessment of nuclear fuel cycle options*, 2018.
- [23] A. Labarile, N. Olmo, R. Miró, T. Barrachina and G. Verdu. Comparison of SERPENT and SCALE methodology for LWRs transport calculations and additionally uncertainty analysis for cross-section perturbation with SAMPLER module, *EPJ Nuclear Sci. Technol.* **2**, 11, 2016.
- [24] Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company. Prieiga per internetą: <http://www.skb.com/>
- [25] PAA national atomic energy agency. *Polish Nuclear Power Programme*, 2014.
- [26] J. Leppanen. *Serpent – a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code*, 2015.

# Comparison of different nuclear material flow codes by assessing open, partly closed and closed nuclear fuel cycle scenarios

Jonas Žemaitaitis

## Summary

Looking into the future of nuclear energy, one of the biggest issues remain the management of spent nuclear fuel. The amount of it in the world is only increasing and the most popular method of dealing with spent nuclear fuel remains geological disposal. This method leaves the problem unsolved for other generations to deal with.

This work aims to evaluate the nuclear waste production in Swedish and Lithuanian reactors, compare different nuclear cycle modeling programs and evaluate the possibilities of using produced plutonium in MOX fuel used by ABWR, EPR or using it in IV generation GTMHR type reactor as fuel.

It was calculated, that Swedish and Lithuanian reactors have produced around 10000 tons of nuclear waste until 2018. NFCSS, FANCSEE and ORIGEN fuel cycle modeling programs were compared for BWR, PWR and RBMK reactor types and the results showed that all of them calculate nuclear fuel burnup sufficiently accurately within 10% uncertainty for the most important nuclides. Production of higher actinides differ, because of different cross sections used in each program for production calculation.

After evaluating compatible plutonium for MOX fuel it was assessed, that all plutonium produced in Swedish and Lithuanian reactors could be reused as MOX fuel in 3 years in EPR and ABWR type reactors. The same amount could be used in closed (SNF Pu) fuel cycle for 13 years in GTMHR, but the burnup would be more efficient. After analyzing radiotoxicity of all fuel cycle scenarios, it was shown that GTMHR waste products would become less dangerous in a shortest period of time.

# Įvairių modeliavimo programų palyginimas vertinant atviro, dalinai uždaro ir uždaro branduolinio kuro ciklo scenarijus

Jonas Žemaitaitis

## Santrauka

Sprendžiant branduolinės energetikos ateities perspektyvos klausimus vienas didžiausių klausimų išlieka panaudoto branduolinio kuro tvarkymas. Kol kas jo kiekis pasaulyje tik auga, o populiariausias metodas atsikratyti šių atliekų išlieka geologinis laidojimas. Šis metodas palieka NBK tvarkymo problemas ateities kartoms.

Šio darbo tikslas yra įvertinti susidarantį branduolinių atliekų kiekį Švedijos bei Lietuvos reaktoriuose, palyginti skirtingas branduolinio kuro ciklo modeliavimo programas bei įvertinti galimybes panaudoti susidariusį plutonį MOX kuro gamybai ar kaip GTMHR tipo reaktoriaus kurą.

Apskaičiuota, kad Švedijos ir Lietuvos reaktoriai iki 2018 metų sugeneruos apie 10000 tonų naudoto branduolinio kuro. Palyginus NFCSS, FANCSEE bei ORIGEN modeliavimo programas BWR, PWR ir RBMK reaktoriams, buvo nustatyta, kad kuro išdegimą visos programos modeliuoja 10% tikslumu pagrindiniams nuklidams. Susidarantių aukštesniųjų aktinoidų kiekis skiriasi, tačiau taip yra dėl programose naudojamų skirtingų sąveikos skerspjūvių.

Įvertinus Švedijos ir Lietuvos reaktoriuose susidariusį tinkamą MOX kuro gamybai plutonio kiekį, nustatyta, kad EPR bei ABWR reaktoriuose šis kiekis galėtų būti sunaudotas per 3metus. O uždaro kuro ciklo atveju GTMHR reaktoriuje per 13 metų, tačiau šiuo atveju didesnis kiekis dalaus plutonio išdegtų. Taip pat analizuojant skirtingais kuro ciklo scenarijais susidariusių NBK radiotoksiškumus, nustatyta, kad GTMHR atveju naudotas branduolinis kuras greičiau taps nebe pavojingas žmogaus sveikatai.