

Ing. Filip Osuský

Autoreferát dizertačnej práce

**ŠTÚDIUM NEUTRONIKY AKTÍVNEJ ZÓNY
RÝCHLEHO REAKTORA SO ZAMERANÍM
NA PRECHODOVÉ DEJE**

Evidenčné číslo: FEI-104396-6111

na získanie akademického titulu *philosophiae doctor*, PhD.

v doktorandskom študijnom odbore / programe: elektrotechnika / jadrová energetika

Miesto a dátum: Bratislava, november 2019

Dizertačná práca bola vypracovaná v dennej forme doktorandského štúdia

Na: **Ústave jadrového a fyzikálneho inžinierstva**
Fakulty elektrotechniky a informatiky
Slovenskej technickej univerzity v Bratislave

Predkladateľ: Ing. Filip Osuský
Ústav jadrového a fyzikálneho inžinierstva, FEI STU v Bratislave
Ilkovičova 3, 812 19 Bratislava

Školiteľ: doc. Ing. Ján Haščík, PhD.
Ústav jadrového a fyzikálneho inžinierstva, FEI STU v Bratislave
Ilkovičova 3, 812 19 Bratislava

Konzultant: Ing. Branislav Vrban, PhD.
Ústav jadrového a fyzikálneho inžinierstva, FEI STU v Bratislave
Ilkovičova 3, 812 19 Bratislava

Oponenti: prof. RNDr. Pavol Povinec, DrSc.
FMFI UK
Mlynská dolina, 842 48 Bratislava, Slovenská republika

Ing. Jozef Mišák, CSc.
ÚJV Řež, a.s.
Hlavní 130, 250 68 Husinec, Česká republika

Autoreferát bol rozoslaný:

Obhajoba dizertačnej práce sa koná: o h,
na Fakulte elektrotechniky a informatiky STU v Bratislave, Ilkovičova 3,
.....

prof. Dr. Ing. Miloš Oravec
dekan fakulty
Slovenská technická univerzita v Bratislave
Fakulta elektrotechniky a informatiky

OBSAH:

Definície pojmov a skratky.....	4
1. Úvod.....	5
1.1 Ciele dizertačnej práce.....	6
2. Aktuálny stav problematiky	7
2.1 Zhrnutie stavu problematiky previazaných výpočtov	8
3. Súčasný dizajn reaktora GFR 2400	9
4. Dizajn pasívneho bezpečnostného systému neutrónovej pasce.....	10
5. Metodika.....	11
5.1 Príprava parametrizovanej knižnice makroskopických účinných prierezov prostredníctvom genetického algoritmu	12
6. Analýza	17
6.1 Príprava koeficientu efektívneho prestupu tepla	17
6.2 Príprava makroskopických konštánt prostredníctvom použitia GA	19
6.3 Výsledky previazaných výpočtov v NESTLE.....	20
6.3.1 Overenie modelu v softvéri NESTLE prostredníctvom stacionárnych výpočtov	20
6.3.2 Výsledky prechodových dejov v NESTLE softvéri	22
7. Záver	29
8. Použitá literatúra	30
9. Publikácie autora	32
Summary	40

Definície pojmov a skratky

AZ	aktívna zóna
BWR	varný reaktor (Boiling Water Reactor)
CFD	výpočtová dynamika tekutín (Computational Fluid Dynamics)
EÚ	Európska únia
FDM	metóda konečných prvkov (Finite Difference Method)
ft	stopa (feet)
GA	genetický algoritmus
GIF	Medzinárodné fórum pre reaktory štvrtej generácie (Generation IV International Forum)
GFR	plynom chladený rýchly reaktor (Gas-cooled fast reactor)
JE	jadrová elektrárňa
kq	koeficient nerovnomernosti rozloženia výkonu
MA	minoritné aktinoidy
MAAE	Medzinárodná agentúra pre atómovú energiu (IAEA)
NEM	bunková expanzná metóda (Nodal Expansion Method)
NP	neutrónová pasca
NURESIM	simulácie jadrového reaktora (NUclear REactor SIMulations)
PP	palivový prútik
SE a.s.	Slovenské elektrárne a.s.
ÚJD SR	Úrad jadrového dozoru SR
ÚJFI	Ústav jadrového a fyzikálneho inžinierstva
VnPK	vnútorná palivová kazeta
VoPK	vonkajšia palivová kazeta

1. Úvod

Význam reaktorov pracujúcich v rýchlom spektre neutrónov pre zachovanie udržateľnej energetiky je neodškriepiteľný. Dnes už nie je možné hovoriť o ďalekej budúcnosti, zmienená technológia je reálna a pripravená na komercializáciu. Pre ilustráciu reaktor BN-800 dosiahol kritický stav 27. júna 2014 a táto technológia je pripravená na export. V Európskej únii (EÚ) v dôsledku vzniknutých obáv o bezpečnosť došlo k spomaleniu vývoja rýchlych reaktorových konceptov. Avšak budúca kríza vyčerpania fosílnych palív a obmedzenia týkajúce sa produkcie CO₂ vyvolávajú opätovný záujem o jadrovú energetiku, ktorá je jediná schopná vyprodukovať dostatočné potrebné množstvo elektrickej energie s minimálnymi emisiami CO₂ [1]. Ako odpoveď na mnohé otázky jadrovej energetiky bolo identifikovaných šesť perspektívnych reaktorových konceptov medzinárodným fórom pre reaktory štvrtej generácie (GIF), ktorých uvedenie do prevádzky sa očakáva v prvej polovici 21. storočia [2]. Jedným z nových perspektívnych dizajnov je plynom chladený rýchly reaktor (GFR), ktorého hlavné výhody spočívajú v zlepšovaní aspektov JE, ako sú: bezpečnosť a spoľahlivosť; ekonomika; udržateľnosť z pohľadu dlhodobej dostupnosti energetického zdroja; redukcia jadrového odpadu; koeficient pohotovosti bloku; fyzická ochrana.

Prechodové deje je veľmi dôležité dôkladne preštudovať za účelom zvyšovania bezpečnosti reaktora, pričom je nutné vyriešiť bezpečnostné otázky pre stavy straty prietoku chladiva a vysunutia regulačnej kazety do hornej krajnej polohy bez zapracovania bezpečnostného systému [3]. Z tohto dôvodu sa práca zaoberá analýzou a implementáciou nových pasívnych bezpečnostných systémov. Aktuálnosť použitia týchto systémov potvrdzuje aj aktivita MAAE [4], na ktorej sa ÚJFI autorsky podieľa. Jednou z možností je použitie reflektorovej neutrónovej pasce v periférnej oblasti reaktora [5]. Tento systém umožňuje zvýšiť únik neutrónov z AZ a uvedie sa do prevádzky v prípade prekročení limitu niektorých fyzikálnych parametrov (ako je napríklad teplota chladiva na výstupe z AZ). Jedným zo spôsobov prevádzky systému môže byť vysunutie časti reflektora z periférnej oblasti AZ prostredníctvom gravitačnej sily (alebo inej ak sa požaduje väčšia rýchlosť) a súčasne sa do tejto oblasti zasunie vhodný absorbátor vo forme neutrónovej pasce [5].

Na účely licencovania nových reaktorových konceptov sú v súčasnej dobe úradmi pre jadrovú bezpečnosť v EÚ akceptované iba previazané výpočty kanálových termohydraulických kódov s neutro-nickými kódmi [6]. Z tohto dôvodu boli výpočty obsiahnuté v tejto práci realizované v softvéri NESTLE, ktorý rieši neutrónovú difúziu rovnicou nodálnou metódou alebo metódou konečných prvkov spolu s kanálovým termohydraulickým výpočtom pre stacionárne stavy a prechodové deje [7]. Na prípravu parametrizovaných knižníc makroskopických účinných prierezov sa v práci využíva sekvencia TRITON vo výpočtovom balíku SCALE [8].

Prvá časť autoreferátu k dizertačnej práci popisuje aktuálny stav problematiky previazaných výpočtov vo svete a v Slovenskej republike. V druhej časti sa nachádza opis návrhu reaktora GFR 2400, ktorého vývoj v minulosti zastrešoval aj medzinárodný projekt GoFastR [9]. Tretia časť sa venuje popisu nového pasívneho bezpečnostného systému. V štvrtej časti je predstavená zvolená metodika pozostávajúca z prípravy parametrizovanej knižnice účinných prierezov a prípravy vhodných termohydraulických aproximácií potrebných pre následné výpočty prechodových dejov reaktora GFR 2400. Na základe pripravených vstupov sú v poslednej časti predložené výsledky analýzy pre GFR 2400.

1.1 Ciele dizertačnej práce

Hlavným cieľom dizertačnej práce je vytvorenie metodiky a súhrnu znalostí potrebných pre zvládnutie problematiky previazaných výpočtov. Práca si kladie za cieľ ozrejmiť prípravu dát pre výpočtový softvér NESTLE z neutronického a termohydraulického hľadiska. Ďalším cieľom práce je zanalyzovať normálne prevádzkové stavy reaktora GFR 2400. Posledný cieľ sa venuje identifikácii a využitiu nových pasívnych bezpečnostných systémov vhodných pre GFR 2400. Zmienené ciele možno konkretizovať do nasledujúcich bodov:

1. Implementácia výpočtového softvéru NESTLE na pracovisku ÚJFI.
2. Vytvorenie metodiky prípravy parametrizovaných knižníc účinných prierezov sekvenciou TRITON (z výpočtového balíku SCALE) vhodnú pre systém GFR 2400.
3. Definovanie termohydraulického modelu GFR 2400.
4. Zostavenie modelu AZ reaktora GFR 2400 vhodného pre výpočet normálnych prevádzkových stavov pri zachovaní konštantného tlaku.
5. Identifikácia vhodných pasívnych bezpečnostných systémov a implementácia neutrónovej pasce v dizajne GFR 2400.

2. Aktuálny stav problematiky

Previazané výpočty prechodových dejov patria medzi komplexné úlohy s množstvom vstupných parametrov. Jedná sa najmä o parametre materiálov z hľadiska termomechaniky, ktoré sa počas prechodového deja menia a tým môžu významne ovplyvniť neutronické parametre systému. Z tohto dôvodu je nutné v procese navrhovania nových reaktorových konceptov určiť vzájomné väzby medzi týmito parametrami. V súčasnosti sa javí ako vhodný postup využitie genetických algoritmov (GA), ktorých silná stránka spočíva v schopnosti určiť globálne optimum záujmových parametrov. Ďalším z typických problémov previazaných výpočtov je nekompatibilita numerickej siete pri použití rozličných kódov. Ďalšie problémy v oblasti numerickej stability riešenia sa môžu vyskytnúť v dôsledku previazania dvoch samostatných výpočtov vzájomne sa ovplyvňujúcich fyzikálnych procesov a to najmä pri prechodových analýzach v krátkej časovej oblasti. Ako príklad môžeme uviesť výpočtovú schému kódu používajúceho metódu Monte Carlo previazanú s CFD (Computational Fluid Dynamics) simuláciou, kde je navonok časový krok medzi oboma kódmi zhodný, ale v skutočnosti dochádza k odchýlkam v dôsledku rozdielného numerickeho riešenia výpočtov.

V súčasnosti je možné pri riešení vyššie zmienených problémov použiť grafickú softvérovú platformu SALOME [10], ktorá umožňuje spracovanie vstupných a výstupných dát a následné previazanie a integráciu výpočtových nástrojov medzi sebou v širokom okruhu zameraní. Táto platforma bola využitá napr. pri NURESIM/NURISP (NUclear REactor SIMulations) [11], ktorý sa zaoberal previazanými výpočtami kinetiky reaktora s termohydraulickými a systémovými kódmi spolu s určením neistôt a citlivostných koeficientov.

Slovenská republika sa zapojila do medzinárodnej štúdie VALCO [12], ktorá sa zaoberala validáciou previazaných výpočtov neutroniky a termohydrauliky pre tlakovodné reaktory typu VVER. Cieľom tejto analýzy bolo preukázať vierohodnosť modelovania správania sa JE počas prechodového deja. Projekt EU Phare SRR-1/95 poskytol viacero záznamov nameraných dát prechodových dejov v JE typu VVER [12]. Celkovo bolo do projektu zapojených osem inštitúcií, z toho VÚJE zo Slovenska používalo previazanú výpočtovú schému založenú na RELAP5-DYN3D a výsledky výpočtov poukazovali zhodu s experimentálnymi dátami.

Cieľom aktuálnej spolupráce medzi ÚJFI FEI STU s Úradom jadrového dozoru SR (ÚJD SR) je zavedenie výpočtového kódu ANDREA na dozor konajúcich pracoviskách ÚJD SR, ktorý by slúžil na kontrolu počítaných palivových závažok pre bloky JE v SR. V práci [13] bol porovnaný výpočtový kód ANDREA s inžinierskym softvérovým balíkom KASKAD, ktorý je v súčasnosti v SE a.s. EBO, EMO využívaný na oddelení jadrovej bezpečnosti v skupine fyziky reaktora. Boli identifikované uspokojivé výsledky vo výpočtoch kritického množstva kyseliny boritej pri rôznych hĺbkach zasunutia 6. skupiny

automatických regulačných kaziet do AZ a neuspokojivé pri výpočtoch účinnosti regulačných kaziet 6. skupiny pre odstavený reaktor. Riešitelia z ÚJFI sa domnievajú, že hlavným dôvodom je efekt užívateľa a rozdielny aplikovaný termohydraulický model v oboch zmienených kódach.

2.1 Zhrnutie stavu problematiky previazaných výpočtov

Vo svete existuje množstvo rozličných schém a metodík previazaných výpočtov, ktorých neoddeliteľnou súčasťou je verifikácia a validácia vypočítaných výsledkov. Robustné CFD výpočty a iné modernejšie numerické riešenia sa využívajú na podporné výpočty, prípadne upresnenia rôznych fyzikálnych fenoménov pre kanálové a systémové kódy.

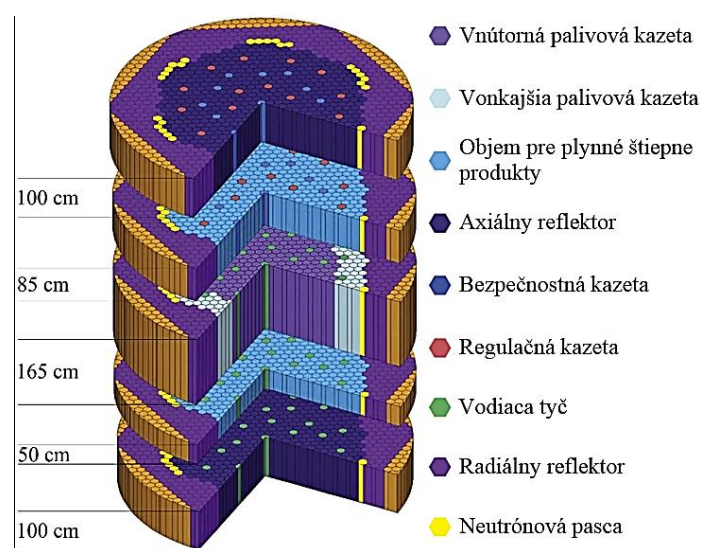
Praktická skúsenosť s previazanými výpočtami pre perspektívne dizajny je na Slovensku v porovnaní so svetom obmedzená. Zavedenie kódu ANDREA na ÚJFI v spolupráci s ÚJD SR vytvorilo nové pracovisko, ktoré je schopné prispieť pri overovaní previazaných výpočtov a overovaní neutrónovo-fyzikálnych charakteristík. Rozširovaním vedomostí a poznatkov v tejto oblasti je potenciálne pozitívne ovplyvniteľná kultúra bezpečnosti jadrovej energetiky na Slovensku. Predkladaná dizertačná práca sa práve venuje spôsobu prípravy modelu previazaného výpočtu od samotného začiatku, t. j. od prípravy parametrizovanej knižnice účinných prierezov a termohydraulických aproximácií.

3. Súčasný dizajn reaktora GFR 2400

Hlavnými výhodami konceptu GFR 2400 je možnosť uzavretia palivového cyklu s potenciálom transmutácie minoritných aktinoidov (MA). Výstupná teplota z AZ nie je obmedzená fyzikálnymi charakteristikami chladiwa, čo robí GFR 2400 atraktívnym konceptom aj z pohľadu tepelných aplikácií. Okrem spomenutých vlastností nadobúda héliové chladiwo nízku hodnotu mernej tepelnej kapacity a preto je nutná veľká čerpacia práca. Pri tomto type chladiwa môže vzniknúť problém z dôvodu difúzie hélia do konštrukčných materiálov, príp. zvarov, čo môže mať za následok zníženie mechanickej pevnosti týchto materiálov. Termohydraulické vlastnosti pre GFR 2400 sú zhrnuté v Tab. 1 [14]. Keramické palivo (U-Pu)C dosahuje vysokú teplotu tavenia na úrovni 2600 °C [15] a závislosť tepelnej vodivosti od teploty má monotónne stúpajúci charakter so zvyšujúcou sa teplotou. Tieto fakty favorizujú použitie (U-Pu)C pri GFR 2400 technológii. Geometrický dizajn AZ je uvedený na Obr. 1. V tejto práci bol z viacerých možných pasívnych bezpečnostných systémov do systému GFR 2400 vybraný dizajn tzv. neutrónovej pasce (NP). Celkovo bolo pridaných 36 kaziet NP do periférnej oblasti AZ dizajnu reaktora GFR 2400. Popis týchto kaziet je uvedený v kapitole 4.

Tab. 1. Základné parametre GFR 2400 [14]

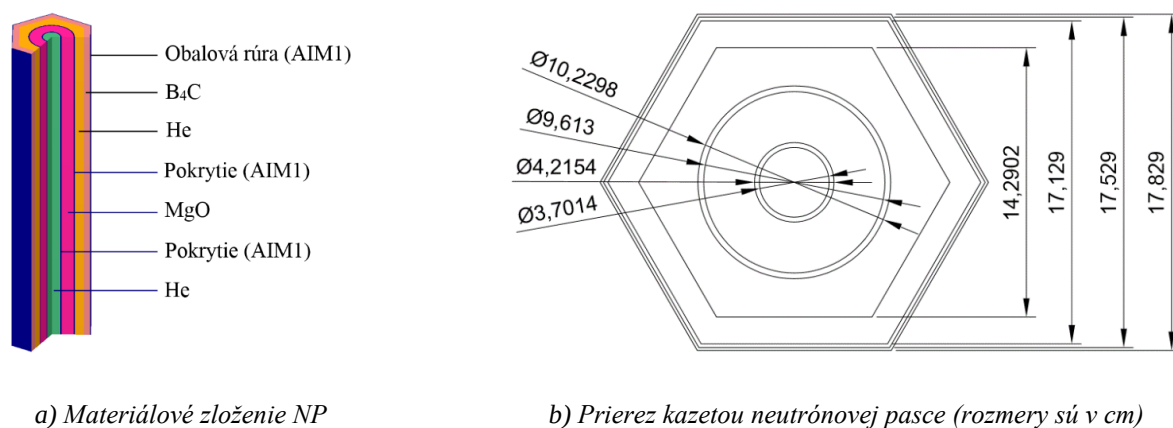
Parameter	Hodnota	Parameter	Hodnota
Tepelný výkon [MW]	2400	Primárne chladiwo	He
Tlak primárneho okruhu [MPa]	7	Pokles tlaku v AZ [MPa]	0,143
Hmotnostný tok chladiwa [kg.s ⁻¹]	1213	Obtok toku chladiwa [kg.s ⁻¹]	60
Vstupná teplota chladiwa [°C]	400	Výstupná teplota chladiwa [°C]	780
Sekundárne chladiwo (% _w)	20% He, 80% N ₂	Tlak sekundárneho okruhu [MPa]	6,5
Teplota chladiwa na vstupe do hlavného výmenníka tepla [°C]	346	Teplota chladiwa na výstupe z hlavného výmenníka tepla [°C]	750



Obr. 1. Prierez reaktorom GFR 2400 s kazetami pasívneho bezpečnostného systému NP [5]

4. Dizajn pasívneho bezpečnostného systému neutrónovej pasce

Funkcia neutrónovej pasce je založená na vysunutí kazety reflektora z najbližšieho kruhu kaziet k AZ a jeho nahradenie kazetou NP [5]. Principiálny geometrický model NP spolu s materiálovým zložením je znázornený na Obr. 2. Konštrukčné časti pozostávajú z AIM1 nehrdzavejúcej ocele. Materiál MgO bol vybraný vďaka svojej vysokej teplote tavenia ($2848\text{ }^{\circ}\text{C}$) [5]. Pod obalovou rúrou sa nachádza absorbátor z B_4C a pri strede kazety sa nachádza MgO, ktorého úlohou je posun energetického spektra interagujúcich neutrónov do nižších energií. Týmto posunom nastane zvýšenie pravdepodobnosti absorpcie rozptýlených neutrónov na materiáli B_4C .



Obr. 2. Dizajn neutrónovej pasce [5]

Pasívny bezpečnostný systém využívajúci kazety NP využíva pre jeho iniciačnú funkciu feromagnetický materiál, ktorý pri dosiahnutí určitej teploty (tzv. Curieho teploty) stráca svoje magnetické vlastnosti a stáva sa z neho paramagnetikum [16]. Pri normálnej prevádzke je teplotne citlivý materiál priťahovaný pevne uchyteným permanentným magnetom (prípadne elektromagnetom) a svojou magnetickou väzbou udržiavajú kazetu NP v hornej koncovej polohe. V našom návrhu predpokladáme použitie feromagnetického materiálu ALNICO, ktorého Curieho teplota dosahuje $800\text{ }^{\circ}\text{C}$ [17]. Tento materiál bol vybraný tak, aby bolo možné splniť podmienku zapracovania bezpečnostného systému za menej ako 5 s. Pasívny bezpečnostný systém s NP spĺňa všetky podmienky podľa [18] a nachádza sa v kategórii C, ktorá je charakterizovaná nasledujúcimi skutočnosťami:

- pasívny bezpečnostný systém nie je závislý na dátových vstupoch (alebo iných druhoch správ/informácií) a na externých elektrických zdrojoch alebo silách,
- pasívny bezpečnostný systém obsahuje mechanické pohyblivé časti s alebo bez pohyblivých kvapalných médií.

5. Metodika

V tejto práci bol na modelovanie prechodových dejov použitý softvér NESTLE. Softvér je vyvíjaný od 80. rokov minulého storočia a aktuálne je dostupná verzia 5.2.1 [7]. Výpočtový softvér NESTLE má schopnosť riešiť neutrónovú difúziu rovnicu bunkovou expanznou metódou (NEM) alebo metódou konečných prvkov (FDM) spolu s aplikáciou spätnej väzby od prípadnej zmeny jadrových dát [7]. Termohydraulická spätná väzba je modelovaná za použitia metódy rovnovážnej homogénnej zmesi (Homogenous Equilibrium Mixture), ktorá umožňuje riešiť jedno a dvoj-fázové prúdenie. Ďalším predpokladom je podmienka nulového sklzu chladiva na hranici výpočtovej siete.

Pri snahe použiť softvér NESTLE na účely výpočtov prechodových dejov sa vyskytli viaceré problémy ako nekompatibilita zdrojové kódu s aktuálnym kompilátorom GFORTRAN (ver. 4.8.4). Zároveň boli v zdrojovom kóde odhalené chyby (napr. pretečenie premenných, chybná programátorská syntax pri riešení niektorých rovníc) spôsobujúce pád výpočtu. Bolo vyvinuté nemalé úsilie na sprevádzkovanie pôvodného kódu. Zmeny v kóde boli overené pomocou 26 testovacích úloh. Iba v prípade úlohy, ktorá bola navrhnutá na účely určenia koncentrácie H_3BO_3 v rôznych časoch palivového cyklu, došlo k výraznejším odchýlkam na konci palivového cyklu. Pri nami vykonanom overovanom výpočte bola koncentrácia rozpustného bóru rovná 1,7637 ppm. Táto hodnota zodpovedá množstvu 0,004 g/kgH₂O kyseliny H_3BO_3 , čo je v rámci tolerancie (< 0,3 g/kgH₂O), ktorá je akceptovaná inžinierskymi kódmi pre VVER reaktory.

Termohydraulickú spätnú väzbu možno aplikovať vo výpočte prostredníctvom úpravy makroskopických účinných prierezov. Všeobecný zápis účinného prierezu, prípadne inej neutronickej veličiny, ktorá je aplikovaná v NESTLE pre reaktor GFR 2400, je nasledovná [7].

$$\hat{A}_g = a_{refg} + \delta a_{\rho_{cg}} \Delta \rho_c + \delta a_{T_{cg}} \Delta T_c + \delta a_{\sqrt{T_{F_{eff}}g}} \Delta \sqrt{T_{F_{eff}g}} \quad (1)$$

- kde:
- $\hat{A}_g$ označuje vyšetrovanú veličinu pre energetickú skupinu g ,
 - a_{refg} označuje základnú hodnotu veličiny pri referenčných podmienkach,
 - $\delta a_{\rho_{cg}}$ označuje koeficient zmeny danej veličiny v závislosti od hustoty chladiva,
 - $\Delta \rho_c = \rho_c - \rho_c^{(0)}$ je zmena hustoty [g.cm⁻³] chladiva od referenčného stavu $\rho_c^{(0)}$,
 - $\delta a_{T_{cg}}$ označuje koeficient zmeny danej veličiny v závislosti od teploty chladiva,
 - $\Delta T_c = T_c - T_c^{(0)}$ predstavuje zmenu teploty chladiva [°F] od referenčného stavu $T_c^{(0)}$,
 - $\delta a_{\sqrt{T_{F_{eff}}g}}$ označuje koeficient zmeny danej veličiny v závislosti od odmocniny efektívnej teploty paliva,

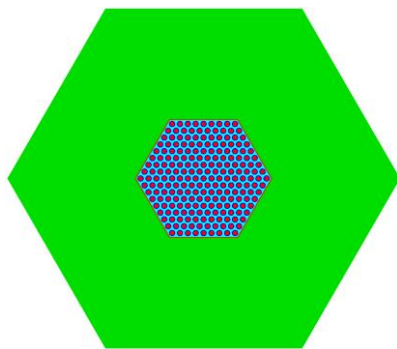
$$-\Delta \left(T_{F_{eff}}\right)^{1/2} = \left(T_{F_{eff}}\right)^{1/2} - \left(T_{F_{eff}}^{(0)}\right)^{1/2}$$

označuje zmenu efektívnej teploty paliva [°F] od referenčného stavu $T_{F_{eff}}^{(0)}$.

Aproximácie makroskopických účinných prierezov podľa rovnice (1) je možné do softvéru NESTLE pripraviť prostredníctvom sekvencie TRITON vo výpočtovom balíku SCALE. Väčšinu termohydraulických aproximácií vhodných pre softvér NESTLE bolo možné vytvoriť na základe dostupnej literatúry. Jednou z problematických veličín bol koeficient efektívneho prestupu tepla, ktorý opisuje proces prestupu tepla z paliva do prúdiaceho chladiva a zahŕňa v sebe deje tepelnej kondukcie, konvekcie, radiácie a prúdenie chladiva. Zavedením tohto koeficientu sa výpočtovo zjednoduší model ohrevu materiálov v AZ spolu s modelom prúdenia chladiva, ktoré sú implementované v softvéri NESTLE. Na určenie tohto koeficientu boli vykonané pomocné výpočty v CFD kóde Fluent [19].

5.1 Príprava parametrizovanej knižnice makroskopických účinných prierezov prostredníctvom genetického algoritmu

Sekvencia TRITON bola v zmysle rovnice (1) použitá pri príprave parametrických knižníc makroskopických účinných prierezov vhodných pre softvér NESTLE. Prostredníctvom modelových stavov (rôzna teplota chladiva, teplota paliva alebo hustota chladiva) je možné pripraviť súbor týchto knižníc pre rôzne stavy systému. Štandardný postup prípravy makroskopických účinných prierezov nie je v prípade GFR 2400 použiteľný, keďže migračná dĺžka neutrónov v tomto systéme je výrazne väčšia ako v prípade tlakovodných reaktorov. Z tohto dôvodu bola skúmaná kazeta obklopená homogénnym materiálom, ktorý by mal predstavovať zmenšený homogenizovaný model celej AZ reaktora GFR 2400 (Obr. 3). Rozmer pod kľúča šesťuholníka bol zvolený na 102,94 cm. Na porovnanie reakčných rýchlostí a vážených makroskopických účinných prierezov medzi modelom z Obr. 3 a modelom celej AZ bola použitá sekvencia K-MART. Na účely zníženia odchýlok medzi týmito modelmi bol využitý štandardný genetický algoritmus (GA), ktorý mal za úlohu postupne meniť hmotnostné nuklidové zastúpenie v homogenizovanom okolí skúmaného prípadu. Schéma použitého GA, ktorý bol implementovaný pri príprave makroskopických účinných prierezov, je zobrazená na Obr. 4. V prvom kroku je inicializovaný prvý set nuklidov pre homogenizovanú zmes z Obr. 3. Vo všeobecnosti označujeme nuklidový set populácie $Ch_{i,j}$, kde index i patrí do intervalu 1 až konečný počet jedincov v populácii a index j patrí do intervalu 1 až konečný počet nuklidov v nuklidovom sete (v našom prípade 51).



Obr. 3. Principiálny geometrický model prípravy makroskopických účinných prierezov pre skúmaný prípad

Na základe počiatočného setu nuklidového zloženia sa vhodnou mutáciou vytvorí zvyšok populácie. V našej implementácii bola použitá upravená verzia Box-Mullerovej transformácie, ktorá umožňuje generovať pseudonáhodné čísla prostredníctvom vzťahu (2).

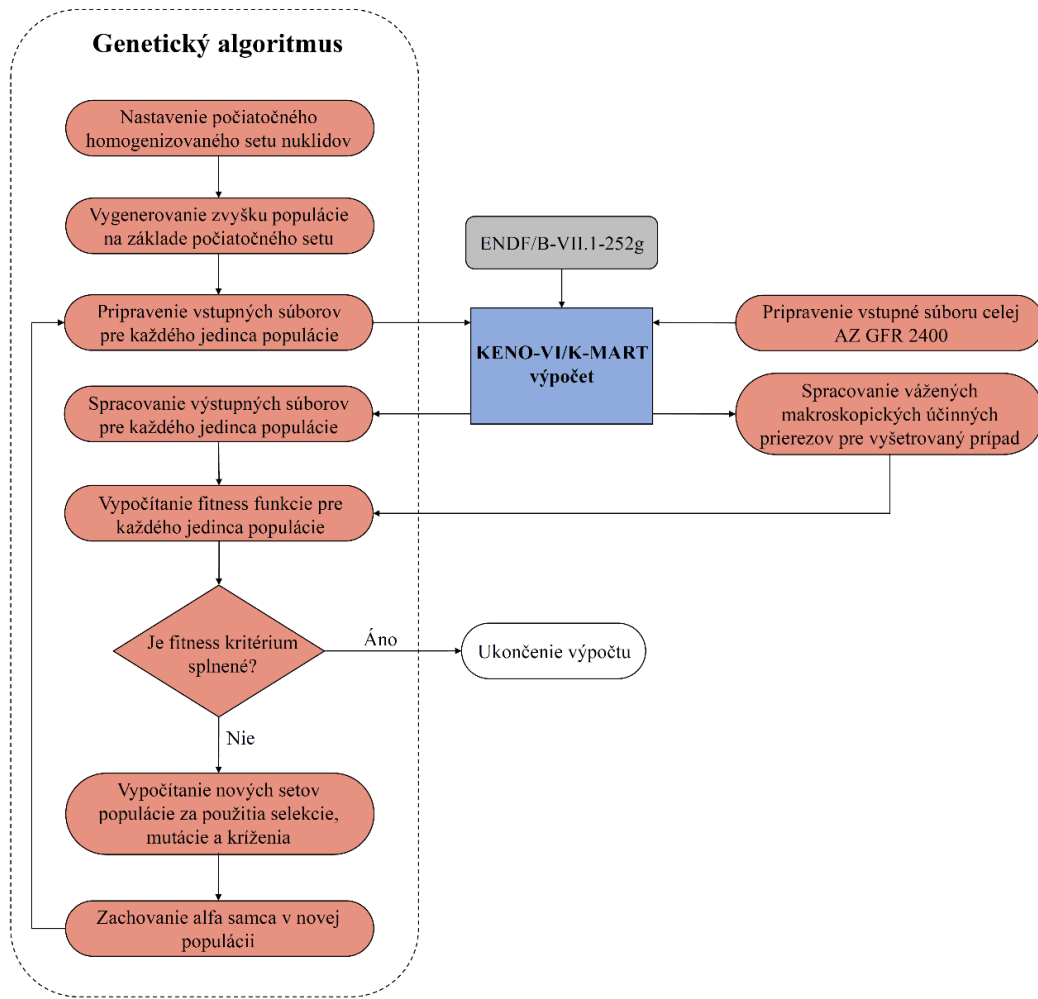
$$\Delta_{GA} = 0,1N_3\sqrt{-2\log N_1}\sin(2\pi N_2) \quad (2)$$

kde: - N_x predstavuje pseudonáhodné číslo v intervale $\langle 0,1 \rangle$ s rovnomerným rozdelením pravdepodobnosti.

Pri generovaní zvyšných nuklidových setov v populácii bola použitá mutácia určená vzťahom (3), ktorý aktuálnu hodnotu hmotnostného zastúpenia v nuklidovom sete pozmenil o jej násobok s vygenerovaným pseudonáhodným číslom zo vzťahu (2).

$$Ch_{k,j} = Ch_{i,j} + Ch_{i,j} \cdot \Delta_{GA} \quad (3)$$

Po vygenerovaní celej populácie boli vytvorené vstupné súbory do SCALE výpočtového balíka, kde sa sekvenciou K-MART určili mnohoskupinové vážené makroskopické účinné prierezy danej reakcie (Σ_{xg}) na danom nuklide v skúmanom systéme. Vážený makroskopický účinný prierez sa porovnával medzi modelom s charakteristickým nuklidovým setom v okrajovej zóne okolo skúmaného prípadu a medzi váženým makroskopickým účinným prierezom, ktorý pochádzal zo simulácie celej AZ GFR 2400. Určená bola relatívna odchýlka (4) na záujmových reakciách na daných nuklidoch v skúmanom systéme, kde za referenčný výsledok bola považovaná simulácia celej AZ. Pre lepšiu zrozumiteľnosť bol v rovniciach (4) až (8) zámerne vynechaný index označujúci skúmaný nuklid.



Obr. 4. Optimalizačná schéma s implementáciou genetického algoritmu

$$\delta_{xg} = \frac{abs(\Sigma_{xg}^{ref} - \Sigma_{xg}^{GA})}{\Sigma_{xg}^{ref}} \quad (4)$$

- kde:
- Σ_{xg}^{ref} predstavuje vážený makroskopický účinný prierez reakcie x zo simulácie celej AZ GFR 2400,
 - Σ_{xg}^{GA} reprezentuje vážený makroskopický účinný prierez reakcie x zo simulácie s homogenizovaným obalom celej AZ okolo skúmaného prípadu.

Kvalita jedinca z populácie je určená funkciou fitness. Pre účely GA bola fitness funkcia navrhnutá v tvare (5), ktorý je formálne inšpirovaný tvarom normálneho rozdelenia. Vzťah (5) nadobúda hodnoty v intervale $<0,1>$ pre vypočítané hodnoty δ_{xg} . V prípade vzťahu (5) bolo možné nastaviť parametrom smerodajnej odchýlky (σ_x) odozvu na veľkosť relatívnej odchýlky zo vzťahu (4) a počas používania GA bola hodnota tohto parametru odhadnutá na 0,027. Takýmto nastavením bolo docielené, že hodnoty δ_{xg} nad 9 % minimálne prispievali k celkovej hodnote kvality jedinca (q_g^I). Hodnota fitness sa vyhodnocovala aj pri multiplikačných vlastnostiach systému na základe vzťahov (6) a (7). Váhou W_{keff} spolu

s parametrom $\sigma_{k_{eff}}$ vo vzťahu (7) bolo možné nastaviť celkový dopad odchýlky k_{eff} od referenčného prípadu na celkovú kvalitu jedinca. Tieto hodnoty sa menili v závislosti od skúmaného systému. Celková kvalita jedinca q_g^i bola určená sumou vo vzťahu (8) pre všetky záujmové reakcie typu x na daných nuklidoch skúmaného systému spolu s fitness funkciou od multiplikačných vlastností. Je nutné podotknúť, že tvar použitých fitness funkcií vplyvujúcich na celkovú kvalitu jedinca je len prvým pokusom a táto časť práce v budúcnosti vyžaduje hlbšie skúmanie a optimalizáciu.

$$fit_{xg} = e^{-\left(\frac{\delta_{xg}^2}{2\sigma_x^2}\right)} \quad (5)$$

$$\delta_{k_{eff}} = \Delta\rho = \frac{k_{eff}^{ref} - k_{eff}^{GA}}{k_{eff}^{ref} \cdot k_{eff}^{GA}} \quad (6)$$

$$fit_{k_{eff}} = W_{k_{eff}} e^{-\left(\frac{\delta_{k_{eff}}^2}{2\sigma_{k_{eff}}^2}\right)} \quad (7)$$

$$q_g^i = \sum_x fit_{xg} + fit_{k_{eff}} \quad (8)$$

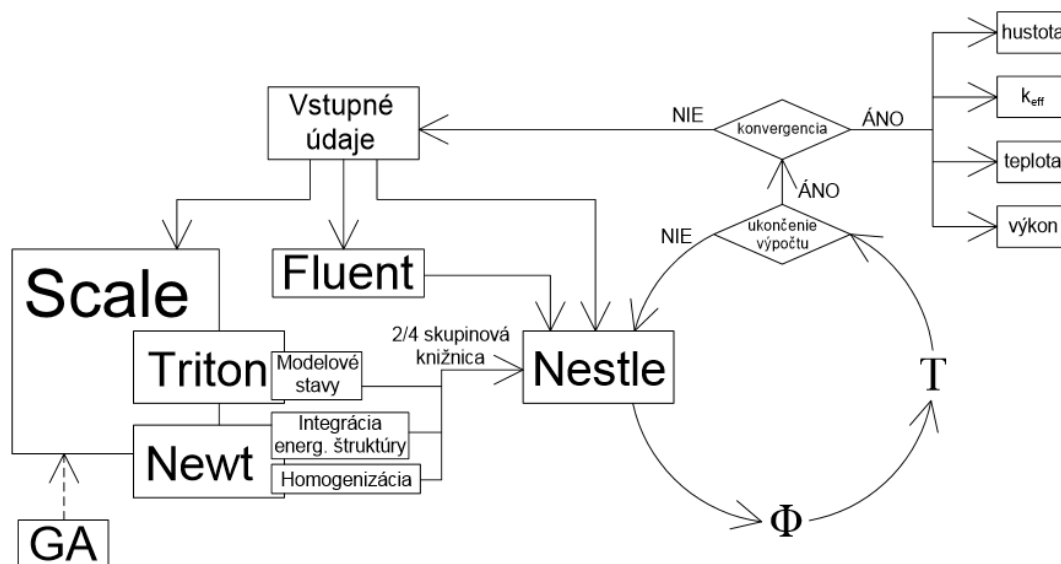
- kde:
- σ_x predstavuje smerodajnú odchýlku normálneho rozdelenia pri vyhodnocovaní fitness funkcie vážených makroskopických účinných prierezov,
 - $\sigma_{k_{eff}}$ reprezentuje smerodajnú odchýlku normálneho rozdelenia pri vyhodnocovaní fitness funkcie multiplikačných vlastností k_{eff} ,
 - $\delta_{k_{eff}}$ predstavuje rozdiel reaktivít medzi skúmaným a referenčným prípadom,
 - $W_{k_{eff}}$ reprezentuje váhu fitness funkcie od k_{eff} na celkovú kvalitu jedinca,
 - i predstavuje index jedinca v populácii.

Na selekciu jedincov ku kríženiu bola použitá tzv. turnajová metóda selekcie, pri ktorej sa z populácie náhodne vyberie určitý počet jedincov a jedinec s najvyššou hodnotou celkovej kvality je vybraný ku kríženiu. V našom prípade bolo turnajovou metódou vybraných 23-25 % jedincov z populácie, čím sa zvýšil tlak na selekciu „kvalitnejších“ jedincov z populácie. Takýmto spôsobom boli vždy vybraní dvaja jedinci k rovnomernému kríženiu, kde sa náhodne vybrala hodnota hmotnostného zastúpenia nuklidu buď z jedného alebo druhého jedinca a táto hodnota bola dedená do potomka. Po skončení kríženia populácie došlo k mutácii každého hmotnostného zastúpenia nuklidu v nuklidovom sete ($Ch_{i,j}$) s pravdepodobnosťou 5 % podľa vzťahov (2) a (3). Po skončení mutácie populácie bol jedinec s najvyššou celkovou kvalitou dodatočne nakopírovaný do novej populácie. V prípade ak počas určitého počtu generácií nedošlo k zlepšeniu celkovej kvality najlepšieho jedinca, tak bol GA reštartovaný so zachovaním najlepšieho jedinca z populácie.

Po určení vhodného nuklidového zloženia prostredníctvom genetického algoritmu, bolo možné vykonať prípravu homogenizovaných parametrizovaných neutronických dát sekvenciou TRITON. Geometria bola identická ako na Obr. 3. Knižnica mikroskopických účinných priereznov založená na dátach z ENDF/B-VII.1 [20] bola použitá pri výpočtoch v 252 skupinovej energetickej štruktúre. Modelované stavy skúmaného systému sú uvedené v Tab. 2. Schéma previazanej simulácie neutroniky a termohydrauliky je uvedená na Obr. 5.

Tab. 2. Modelované stavy v sekvencii TRITON

Hustota chladiva [kg.m^{-3}]	Teplota chladiva [K]	Teplota paliva [K]
4,9439	673,15	973,15
3,4350	1173,15	1273,15
2,5327	1323,15	1623,15
2,2763	1473,15	1773,15



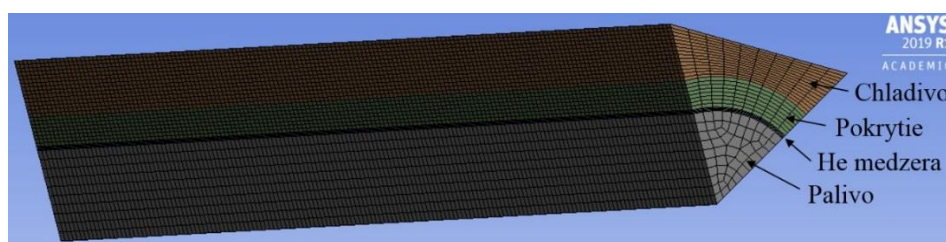
Obr. 5. Výpočtová schéma

6. Analýza

Táto kapitola je rozdelená do troch samostatných častí. V podkapitole 6.1 sú uvedené výsledky prípravy koeficientu efektívneho prestupu tepla pre softvér NESTLE, ktoré boli vypočítané prostredníctvom CFD kódu Fluent [19]. Táto podkapitola taktiež obsahuje popis metódy určenia času zapracovania pasívneho bezpečnostného systému neutrónovej pasce. V ďalšej podkapitole 6.2 sú uvedené výsledky prípravy makroskopických účinných prierezov sekvenciou TRITON. Výsledky z týchto dvoch podkapitol sú použité pri analýze v poslednej podkapitole 6.3, ktorá sa zaoberá previazaným výpočtom v softvéri NESTLE pre stacionárny stav a pre dva prechodové deje reaktora GFR 2400. Prvým zo simulovaných prechodových dejov je vystrelenie jednej regulačnej kazety do hornej koncovej polohy a druhým je postupné zníženie prietoku chladiva AZ, ktoré korešponduje s výpadkom jedného kompresora v jednej slučke PO.

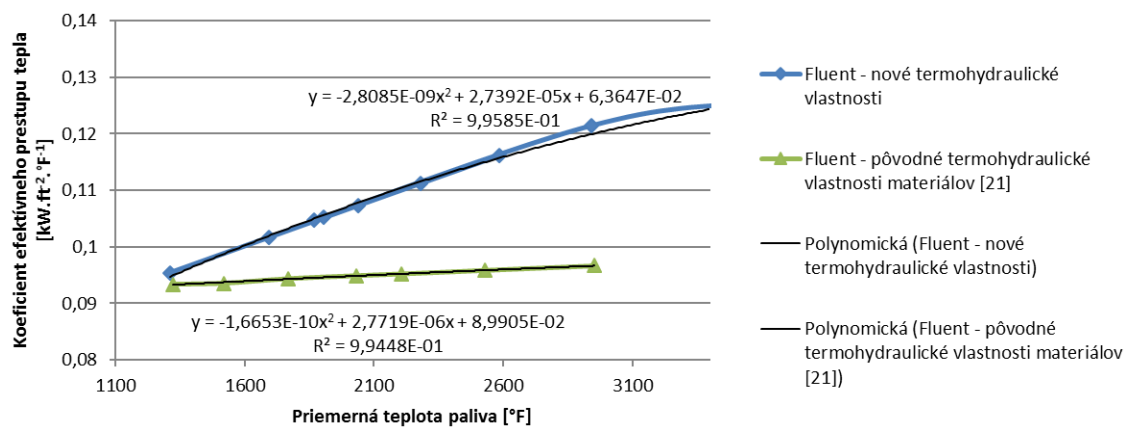
6.1 Príprava koeficientu efektívneho prestupu tepla

Softvéru NESTLE využíva imperiálny systém jednotiek (alebo britsko-americkú sústavu jednotiek). Z tohto dôvodu sú fyzikálne veličiny uvedené v jednotkách, v ktorých vstupujú do softvéru NESTLE. Na určenie koeficientu efektívneho prestupu tepla v závislosti od teploty paliva bol vytvorený zjednodušený model palivového prútika v CFD kóde Fluent. Na zredukovanie počtu elementov bol uvažovaný šestinový výrez palivového prútika (PP) (Obr. 6), kde počet výpočtových nódov dosiahol 58926.



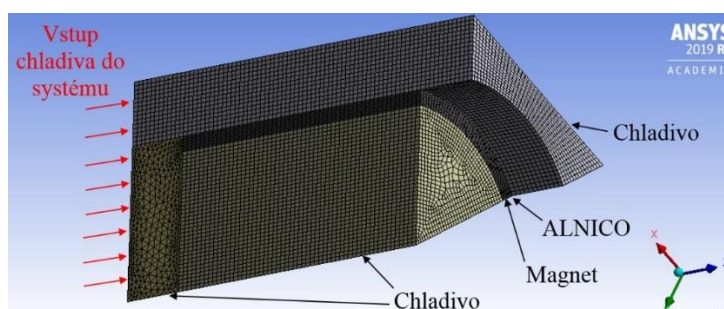
Obr. 6. Geometrický model PP s prislúchajúcou výpočtovou sieťou v kóde Fluent

Rozsah skúmaných tepelných výkonov prútika bol zvolený tak, aby výsledky analýzy pokryli možný rozsah teplôt systému po hranicu teploty tavenia paliva. Pre ilustráciu je v Obr. 7 vykreslená aj závislosť koeficientu efektívneho prestupu tepla zo štúdie [21], kde boli uvažované materiálové vlastnosti z literatúry [9]. Rozdiel medzi aproximáciami je badateľný a je spôsobený nezohľadnením nárastu tepelnej vodivosti (U-Pu)C so zvyšujúcou sa teplotou v štúdii [21]. Preto vo výpočtoch v softvéri NESTLE boli brané do úvahy nové materiálové vlastnosti.



Obr. 7. Závislosť efektívneho prestupu tepla od priemernej teploty paliva

Na základe modelu z Obr. 6 boli dodatočne vytvorené ďalšie termohydraulické aproximácie, napr. závislosť priemernej teploty paliva od lineárneho výkonu a povrchovej teploty paliva od lineárneho výkonu. Následne bol prostredníctvom simulácie prechodového deja v kóde Fluent určený čas zapracovania systému NP. Geometrický model zjednodušeného aktuálneho mechanizmu je zobrazený na Obr. 8 v šestinovej symetrii a vychádza zo základného návrhu uvedeného v literatúre [16]. Magnetická väzba medzi vhodným magnetom a ALNICO materiálom zabezpečuje pozíciu kazety NP v hornej koncovej polohe pri normálnej prevádzke reaktora GFR 2400. Hmotnosť použitého ALNICO materiálu bola optimalizovaná na 1,5 kg za účelom dosiahnutia relevantných časov zapracovania systému. V tejto analýze sa konzervatívne uvažuje so zapracovaním aktuálneho mechanizmu v prípade, ak je materiál ALNICO kompletne ohriaty na teplotu vyššiu ako 800 °C. Parametre chladiva na vstupe do skúmaného systému (akými je teplota chladiva a prietok) boli definované výpočtom prechodového deja v softvéri NESTLE a preto výsledky časov zapracovania bezpečnostného systému s NP sú uvedené priamo v podkapitole 6.3 pre jednotlivé prípady simulovaných prechodových dejov.

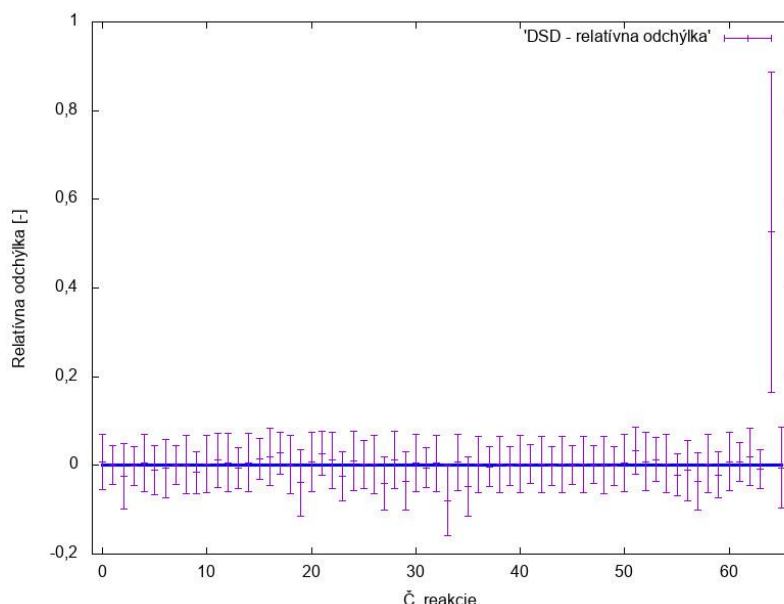


Obr. 8. Geometrický model zjednodušeného aktuálneho mechanizmu systému s NP

6.2 Príprava makroskopických konštánt prostredníctvom použitia GA

Pre dosiahnutie najvyššej presnosti a správnosti modelovania by mal každý samostatný nód kazety v AZ v softvéri NESTLE disponovať vlastným súborom makroskopických konštánt. Pri takomto modeli by vzrástol nárok na operačnú pamäť (čo v súčasnosti nie je prekážkou) a taktiež by sa navýšil výpočtový čas daných úloh v softvéri NESTLE. Na to, aby bolo možné spustiť výpočet takéhoto modelu, je nutné pristúpiť k preprogramovaniu softvéru NESTLE s navýšením maximálnych hraníc rozmerov niektorých matíc a vektorov. Z dôvodu optimalizácie výpočtového času a obmedzenia množstva zásahov do zdrojového kódu softvéru NESTLE, boli v tejto práci makroskopické konštanty pripravené pre niekoľko reprezentatívnych kaziet a následne boli aplikované aj pri ostatných podobných kazetách vo výpočtovom modeli.

V prvom kroku bol sekvenciou K-MART určený vážený makroskopický účinný prierez Σ_{xng} pre model celej AZ. Táto veličina bola považovaná ako referenčná pri určovaní vhodnosti zjednodušeného modelu podľa Obr. 3. Sledované reakcie alebo účinné prierezy boli upravené do tvaru pre 2 energetické skupiny neutrónov, ktoré boli použité pri výpočtoch v sekvencii TRITON a v NESTLE. Uvažovaná hranica medzi týmito dvoma skupinami bola stanovená na 400 keV. Táto hranica bola vybraná tak, aby bol priemerný počet neutrónov rozdelený na približne dve rovnako veľké skupiny. Takýmto rozdelením je možné ošetriť problém násobenia veľmi malým číslom v numerickom výpočte softvéru NESTLE, ktorý by mohol spôsobovať komplikácie pri výpočte rozptylu neutrónov medzi skupinami. V tomto autoreferáte sú uvedené len 2 problematické prípady prípravy makroskopických konštánt na ilustráciu použitia GA a tými sú bezpečnostná kazeta a kazeta NP. Pre prehľadnosť nie je uvedený zoznam všetkých skúmaných reakcií a prvým skúmaným prípadom bola bezpečnostná kazeta s absorpčnou časťou plne zasunutou do AZ. Váha fitness funkcie W_{keff} bola nastavená na hodnotu 10 a počet simulovaných generácií bol 14 s počtom jedincov 40 v jednej generácii. Celková určená fitness pre tento prípad bola 87,1 % z max. dosiahnuteľnej fitness. Najväčšia relatívna odchýlka bola dosiahnutá na reakcii č. 64 (makroskopický účinný prierez absorpcie na nuklide ^{11}B pre skupinu neutrónov o vyššej energii ako 400 keV) s hodnotou 52,6 %, ktorá je sprevádzaná zároveň vysokou stochastickou neistotou výpočtu (Obr. 9). Toto vychýlenie môže byť spôsobené mikroskopickým účinným prierezom absorpcie na ^{11}B , kde sa hlavná časť rezonancií nachádza v oblasti medzi 420 keV a 10 MeV. Makroskopický účinný prierez absorpcie na ^{11}B je približne o 6 rádov nižší ako pri nuklide ^{10}B pre skupinu neutrónov o vyššej energii ako 400 keV, preto bolo možné v ďalších výpočtoch akceptovať túto odchýlku.



Obr. 9. Výsledky relatívnych odchýlok vážených účinných prierezov pre jednotlivé reakcie skúmanej bezpečnostnej kazety

Druhým prezentovaným prípadom bola samotná kazeta NP, ktorá je zasunutá na periférii a nahrádza reflektorovú kazetu v tejto oblasti. Táto kazeta bola modelovaná v heterogénnej geometrii a z tohto dôvodu bolo vyšetrovaných väčšie množstvo reakcií. Počet simulovaných generácií bol 20 a počet jedincov v jednej generácii bol nastavený na 30. Váha fitness funkcie W_{keff} bola nastavená na hodnotu 20, tak aby reflektovala zvýšený počet vyšetrovaných reakcií. Celkovo bolo vyšetrovaných 196 makroskopických účinných prierezov a v 6 prípadoch bola dosiahnutá väčšia relatívna odchýlka ako 10 %. Celková určená fitness pre kazetu radiálneho reflektora bola 66,6 % z max. dosiahnuteľnej fitness. Aj v tomto prípade bola dosiahnutá najväčšia relatívna odchýlka na nuklide ^{11}B (pre skupinu neutrónov o vyššej energii ako 400 keV) s hodnotou 26,05 % pri skúmanej kazete NP. Makroskopický účinný prierez absorpcie na ^{11}B bol omnoho menší ako pri nuklide ^{10}B a preto minimálne prispieva k celkovej absorpcii kazety NP. Rozdiel reaktivít medzi modelom celej AZ a zjednodušeným modelom bol 985 pcm. Na základe metodiky uvedenej v kapitole 5 boli vytvorené makroskopické konštanty pre softvér NESTLE z výsledkov všetkých skúmaných prípadov.

6.3 Výsledky previazaných výpočtov v NESTLE

6.3.1 Overenie modelu v softvéri NESTLE prostredníctvom stacionárnych výpočtov

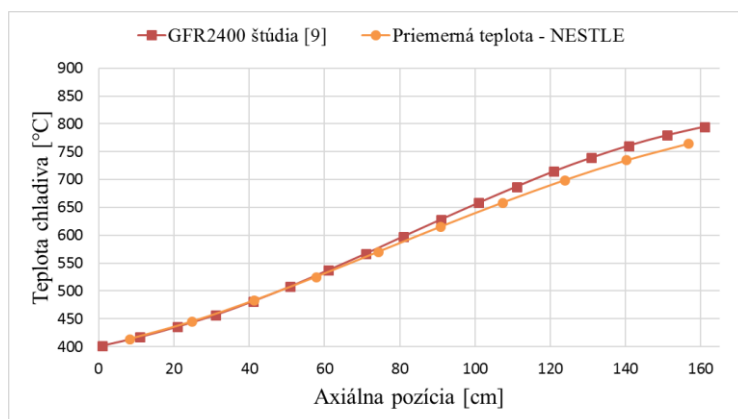
Na základe pripravených neutronických a termohydraulických aproximácií bol vytvorený model celej AZ pre GFR 2400 v softvéri NESTLE. Neutronický model softvéru NESTLE bol overený prostredníctvom transportného Monte Carlo kódu KENO VI. Výsledky výpočtov sú uvedené v Tab. 3 pri vybraných stavoch a rozdiely reaktivít sa nachádzajú v rozsahu do $2\beta_{eff}$ ($2 \cdot 381 \pm 7$). Veľké odchýlky reaktivít

boli zaznamenané pri kompletom zasunutí regulačných a bezpečnostných kaziet do AZ. Z tohto dôvodu sa dá domnievať, že táto odchýlka môže byť spôsobená obmedzeniami difúznej rovnice, ktorá môže viesť k vychýleniu výsledkov v prípade modelovania silných heterogenít. Druhým dôvodom tejto odchýlky môže byť použitie nedostatočného počtu energetických skupín neutrónov v softvéri NESTLE pre výpočet rýchleho reaktora.

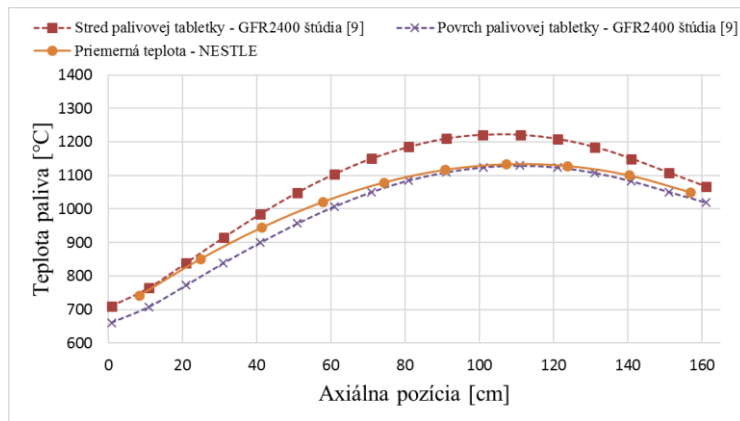
Tab. 3. Výsledky stacionárnych výpočtov pre vybrané stavy

Typ kazety	SCALE $k_{eff} \pm \sigma$	NESTLE k_{eff}	$\Delta\rho$ [pcm]	$\sigma_{\Delta\rho}$ [pcm]
Regulačné kazety v hornej koncovej polohe	$1,048270 \pm 0,000100$	1,042209	554,77	1,15
Regulačné kazety v dolnej koncovej polohe	$0,925775 \pm 0,000099$	0,948480	-2585,76	3,46
CSD kritický stav	$0,995690 \pm 0,000100$	1,000000	-432,87	10,04
CSD v dolnej koncovej polohe	$0,965740 \pm 0,000100$	0,979710	-1476,52	4,32
DSD v dolnej koncovej polohe	$1,000943 \pm 0,000098$	1,005452	-448,03	46,56
NP v dolnej koncovej polohe	$1,030470 \pm 0,000100$	1,028070	226,54	0,74

Termohydraulický model bol porovnaný s výsledkami štúdie [9], kde bol vykonaný výpočet teplot jedného prútika pri nominálnej prevádzke. V štúdii bol skúmaný prúťik s priemernou teplotou a nepredpokladalo sa zasunutie regulačných kaziet do AZ. Keďže softvér NESTLE je nodálny kód, výsledky priemerného prútika boli porovnané s priemernými teplotami v celej AZ spočítanými z NESTLE. Je nutné poznamenať, že model v NESTLE reflektuje nové materiálové vlastnosti, ktoré sa čiastočne nezahodujú s materiálovými vlastnosťami použitými v štúdii [9]. Výsledky teplotných profilov sú uvedené na Obr. 10 a Obr. 11. Vypočítané profily poukazujú na to, že vytvorený model v softvéri NESTLE možno považovať za kvalitatívne vhodnú reprezentáciu AZ pre reaktor GFR 2400.



Obr. 10. Teplota chladiva pre priemerný prúťik v AZ



Obr. 11. Teplota paliva pre priemerný prútik v AZ

6.3.2 Výsledky prechodových dejov v NESTLE softvéri

Simulácie prechodových dejov boli vykonané dvoma rôznymi spôsobmi. Prvý spôsob predpokladá spoločné zapracovanie všetkých NP pasívneho systému od priemernej teploty na výstupe z AZ. Takýto prípad môže byť realizovaný prostredníctvom umiestnenia iniciačného mechanizmu pasívneho systému na výstupe z AZ v priestore, kde už došlo k premiešaniu chladiva. Tento mechanizmus môže ovládať napájanie elektromagnetov, ktoré by udržiavali kazety NP v hornej koncovej polohe na periférii AZ. Na určenie času zapracovania bol použitý rovnaký model ako z Obr. 8. Druhý spôsob predstavuje kaskádovité zapracovanie jednotlivých kaziet NP na základe výstupnej teploty chladiva z najbližšieho nódu, keďže v samotnej kazete nedochádza ku generovaniu tepla. Preto je nutné zabezpečiť vhodné odklonenie chladiva z okrajových palivových kaziet, čo umožní ohrievanie iniciačného mechanizmu NP. Pre oba spôsoby sa uvažovalo zasunutie jednej kazety NP v priebehu 2 s a tento čas bol odhadnutý na základe rýchlosti zasúvania regulačnej kazety pri BWR reaktoroch. Časový krok simulácie prechodového deja bol 0,01 s. Keďže boli modelované len rýchle prechodové deje, uvažovalo sa s podmienkou konštantnej koncentrácie ^{135}Xe a ^{149}Sm , ktorá bola určená stacionárnym výpočtom v NESTLE. Pri riešení bola využitá metóda konečných prvkov (FDM) spolu s Weilandtovou akceleračnou metódou symetrického posunu vlastných hodnôt. V prvom časovom kroku bol tento posun nastavený na 0,95 a v ďalších krokoch na 0,9. Konvergenčné kritérium rozdielu reaktivít bolo nastavené na $\varepsilon_{k_{eff}} = 10^{-5}$. V tejto práci boli pre reaktor GFR 2400 analyzované dva prechodové deje:

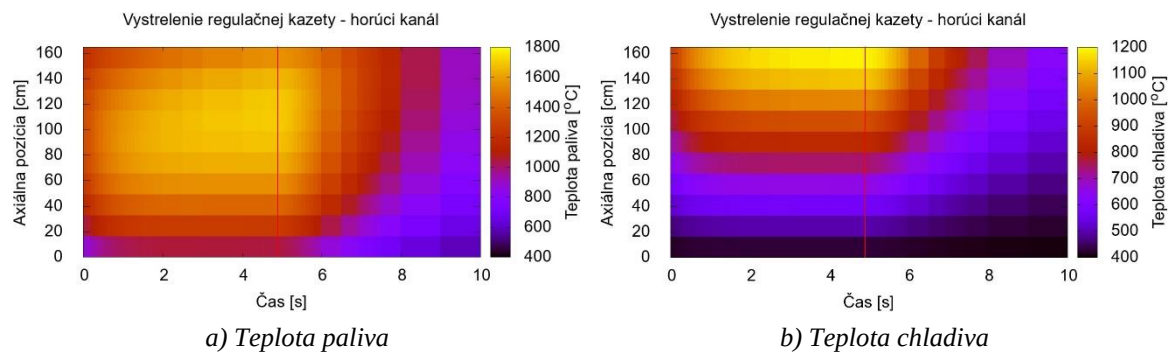
- Vystrelenie regulačnej kazety (CSD) z najbližšieho ringu ku stredu AZ v priebehu 0,2 s. Axiálna pozícia kazety pred prechodovým dejom bola 73,36 cm a kazeta bola vysunutá konštantnou rýchlosťou do výšky 165 cm.

- b. Postupné zníženie prietoku chladiva, ktoré korešponduje s výpadkom jedného kompresora z troch. Bol uvažovaný lineárny pokles prietoku chladiva z 1213 kg.s^{-1} na $808,67 \text{ kg.s}^{-1}$, pričom tento pokles bol symetrický pre každý modelovaný nód v systéme.

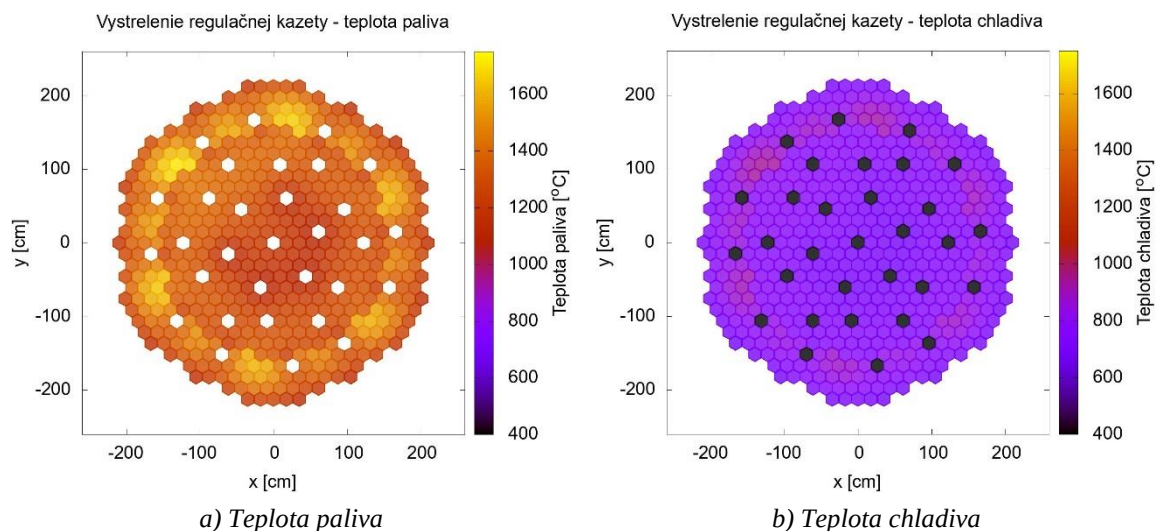
a) Vystrelenie regulačnej kazety z najbližšieho ringu ku stredu AZ

Zpracovanie celého systému NP na základe priemernej teploty chladiva

Prostredníctvom kódu Fluent bol určený čas zapracovania celého NP systému na 4,9 s. Na Obr. 12 sú pre tento prípad zobrazené teploty paliva a chladiva horúceho kanála. Červenou čiarou je znázornený čas zapracovania pasívneho bezpečnostného systému. Maximálna dosiahnutá teplota (na úrovni kaziet) v systéme bola $1700,06 \text{ }^{\circ}\text{C}$, čo je pod hranicou tavenia paliva a konštrukčných materiálov. Na Obr. 13 sú zobrazené teploty paliva a chladiva v radiálnom reze AZ v čase $t = 4,9 \text{ s}$ a vo výške $h = 107,25 \text{ cm}$, kde bola dosiahnutá maximálna teplota paliva. Koeficient nerovnomernosti rozloženia výkonu (k_q) dosiahol svoje maximum 1,545 v oblasti, kde došlo k vystreleniu regulačnej kazety (znázornené na Obr. 14).



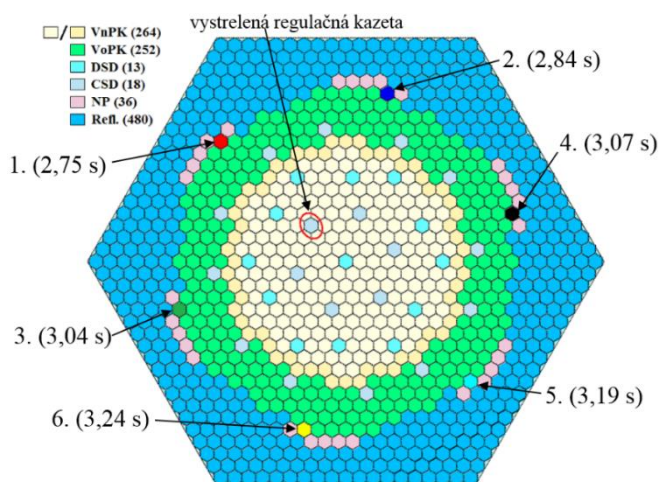
Obr. 12. Teplotné profily horúceho kanálu – vystrelenie regulačnej kazety pri zapracovaní NP systému od priemernej teploty chladiva



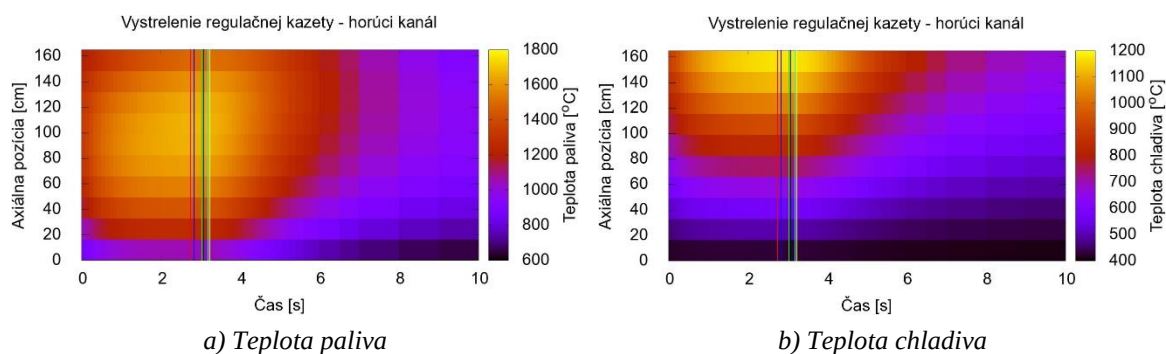
Obr. 13. Teplota v radiálnom reze AZ ($t = 4,9 \text{ s}$ a $h = 107,25 \text{ cm}$) – vystrelenie regulačnej kazety pri zapracovaní NP systému od priemernej teploty chladiva

Kaskádovité zapracovanie NP systému

V prípade kaskádovitého zapracovania pasívneho systému sú pre lepšiu prehľadnosť na Obr. 14 kazety NP farebne odlišené a taktiež sú znázornené s ich časmi zapracovania určenými kódom Fluent. Na Obr. 15 sú zobrazené priemerné teploty paliva a chladiča horúceho kanála pre tento prípad a farebnými čiarami sú vyznačené časy zapracovania jednotlivých kaziet NP. V tomto prípade bola dosiahnutá maximálna hodnota priemernej teploty paliva v kazete 1673 °C, čo je pod hranicou teploty tavenia ako paliva, tak aj konštrukčných materiálov použitých v AZ. Teplotné profily v radiálnom reze pre pozíciu, kde bola dosiahnutá maximálna teplota paliva, sú zobrazené na Obr. 16.



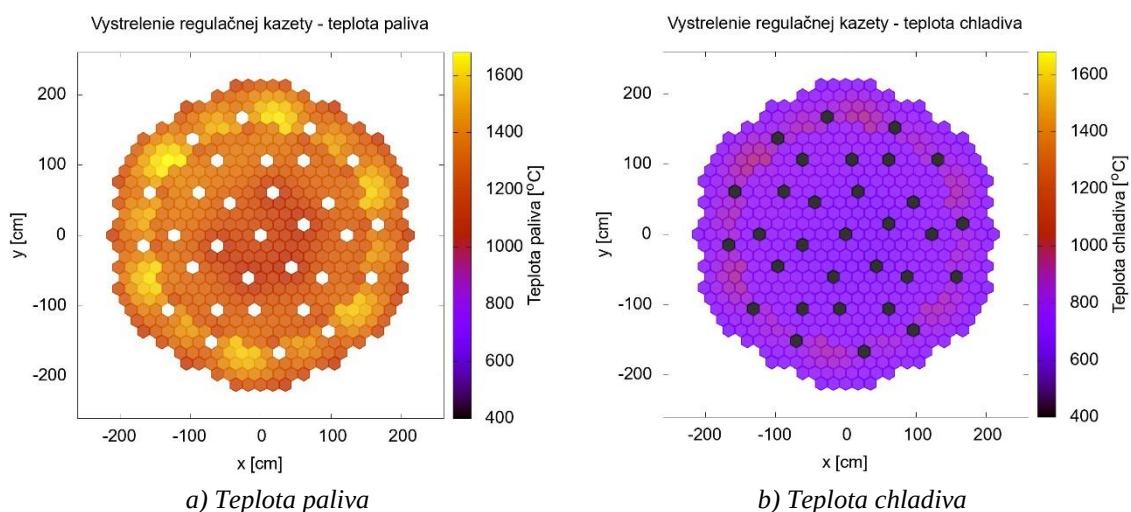
Obr. 14. Poradie kaskádovitého zapracovania kaziet NP pri vystrelení regulačnej kazety



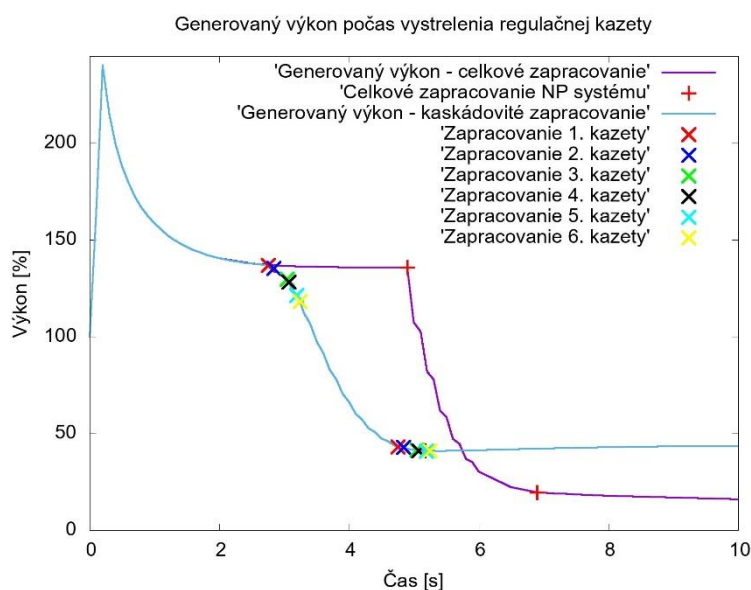
Obr. 15. Teplotné profily horúceho kanálu – vystrelenie regulačnej kazety pri kaskádovitom zapracovaní NP systému

Na Obr. 17 je porovnaný priebeh vývinu energie pre oba spôsoby zapracovania pasívneho bezpečnostného systému. V oboch spôsoboch zapracovania bezpečnostného systému je možné vidieť prudký nárast výkonu na úroveň 240 % N_{nom} na začiatku prechodového deja počas vysunutia regulačnej kazety v priebehu 0,2 s. Takéto rýchle zvýšenie výkonu môže mať za následok roztesnenie palivového

prútika z dôvodu vyššieho mechanického namáhania palivového pokrytia. Následne výkon začína klesať a ustáva sa približne na hodnote 135 % N_{nom} , čo je spôsobené najmä teplotnou spätnou väzbou od jadrového paliva. Body vyznačené v grafe označujú začiatok a koniec zasúvania kaziet NP v periférnej oblasti AZ. V oboch prípadoch nebola prekročená hraničná teplota tavenia materiálov na kazetovej úrovni a systém NP bol schopný zareagovať na abnormálnu prevádzku reaktora v kratšom čase ako 5 s. Prípád kaskádovitého zapracovania bezpečnostného systému viedol k nižšiemu nárastu teploty v AZ, avšak celkové zapracovanie systému vedie k väčšiemu vnosu zápornej reaktivity do systému, čo spôsobuje nižší generovaný výkon na konci prechodového deja. Tento jav je spôsobený rozdielnymi teplotami paliva na konci prechodového deja.



Obr. 16. Teplota v radiálnom reze AZ ($t = 3,0$ s a $h = 107,25$ cm) – vystrelenie regulačnej kazety pri kaskádovitom zapracovaní NP systému

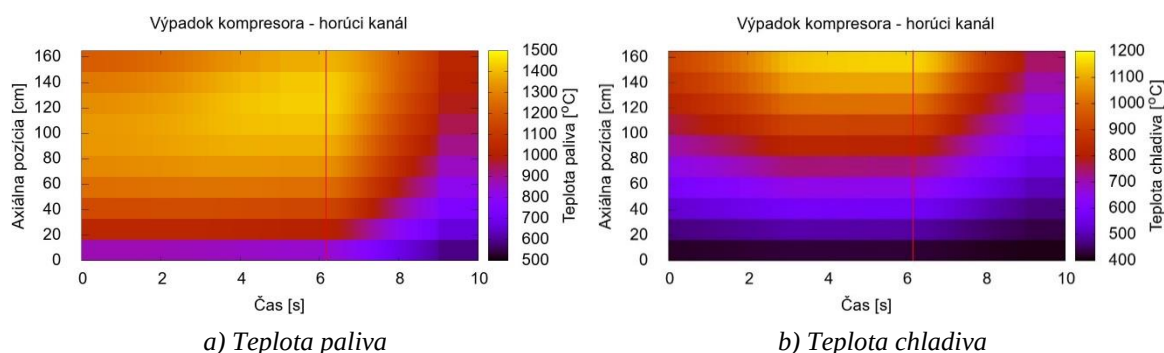


Obr. 17. Vývin výkonu a zapracovanie NP systému počas prechodového deja vystrelenia regulačnej kazety

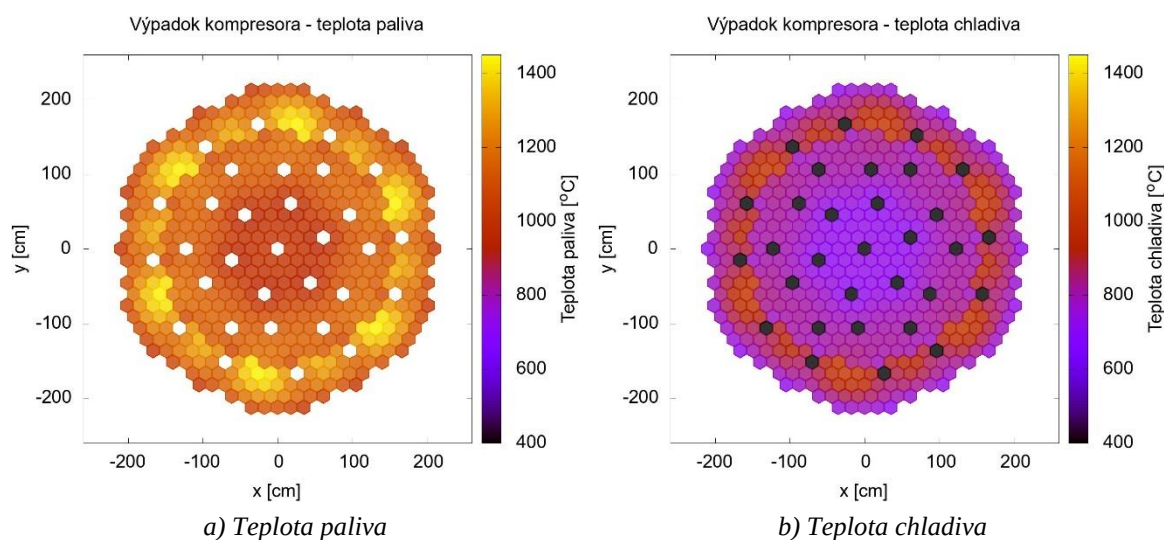
b) Výpadok jedného kompresora z troch

Zpracovanie celého systému NP na základe priemernej teploty chladiva

Čas zapracovania celkového NP systému v závislosti od priemernej teploty chladiva na výstupe z AZ bol určený kódom Fluent na 6,17 s. Na Obr. 18 sú pre tento prípad zobrazené teploty paliva a chladiva horúceho kanála. Prechodový dej bol v radiálnom smere symetrický a to z dôvodu modelovania rovnomerné poklesu prietoku chladiva v každom nóde AZ. Na Obr. 19 sú uvedené teploty paliva a chladiva pre radiálny rez, v ktorom bola dosiahnutá maximálna teplota paliva (na úrovni kaziet) 1434,28 °C. Maximálna dosiahnutá hodnota kq bola 1,272 na rozhraní medzi VnPK a VoPK regiónmi.



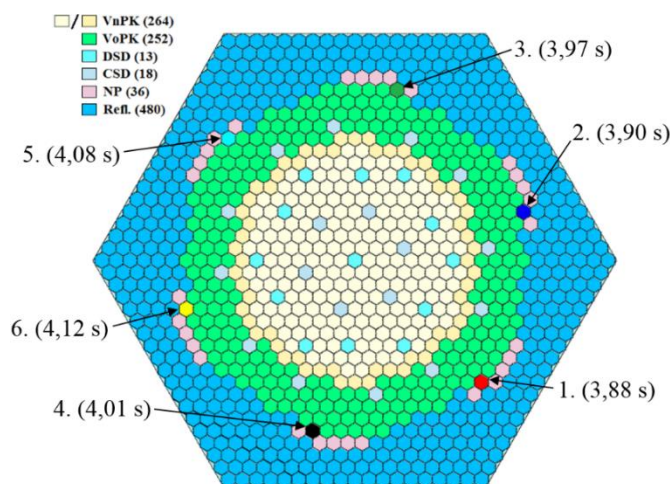
Obr. 18. Teplotné profily horúceho kanálu – výpadok kompresora pri zapracovaní NP systému od priemernej teploty chladiva



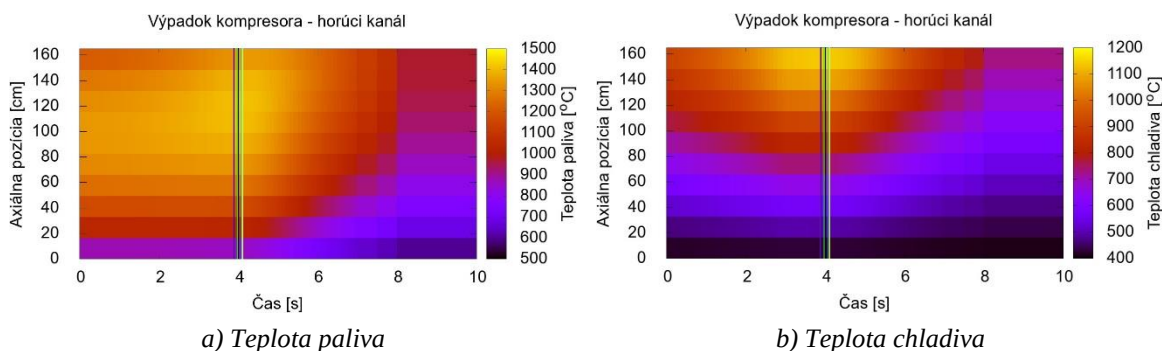
Obr. 19. Teplota v radiálnom reze AZ ($t = 6,17$ s a $h = 123,75$ cm) – výpadok kompresora pri zapracovaní NP systému od priemernej teploty chladiva

Kaskádovité zapracovanie NP systému

Poradie zapracovania kaziet NP je zobrazené na Obr. 20 spolu s časmi zapracovania jednotlivých kaziet. Aj v tomto prípade zapracovali iba NP kazety, ktoré sú najbližšie k stredu AZ. Na Obr. 21 sú zobrazené teploty paliva a chladiva horúceho kanála. Na Obr. 22 sú znázornené teploty paliva a chladiva v radiálnom reze AZ, kde bola dosiahnutá maximálna teplota paliva (na úrovni kaziet) 1411,39 °C, čo je pod hranicou teploty tavenia paliva a konštrukčných materiálov použitých v AZ. Maximálna hodnota kq bola 1,276 na rozhraní VnPK a VoPK regiónov.



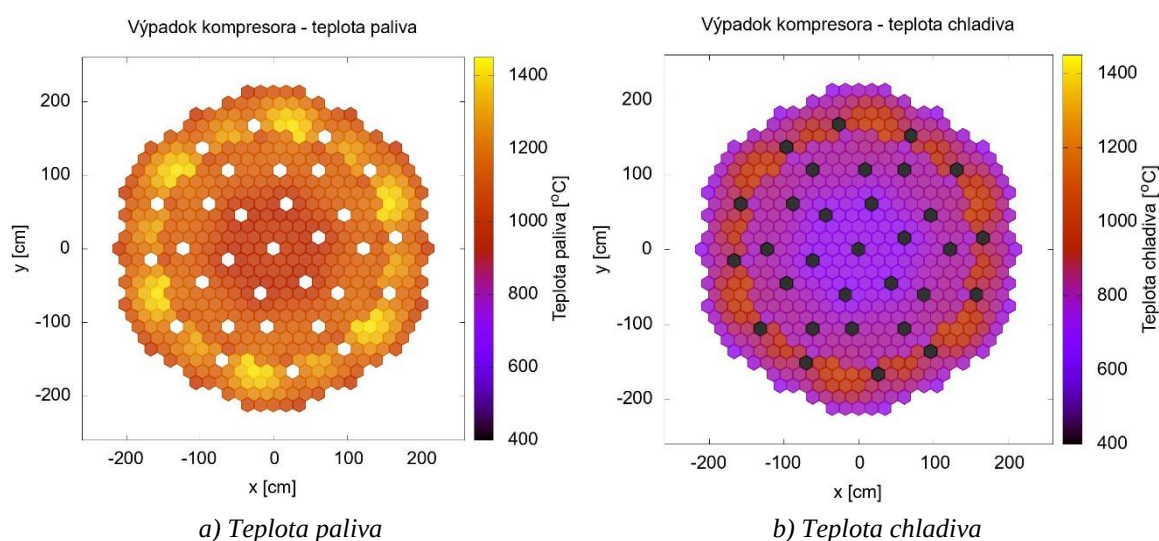
Obr. 20. Poradie kaskádovitého zapracovania kaziet NP pri výpadku jedného kompresora



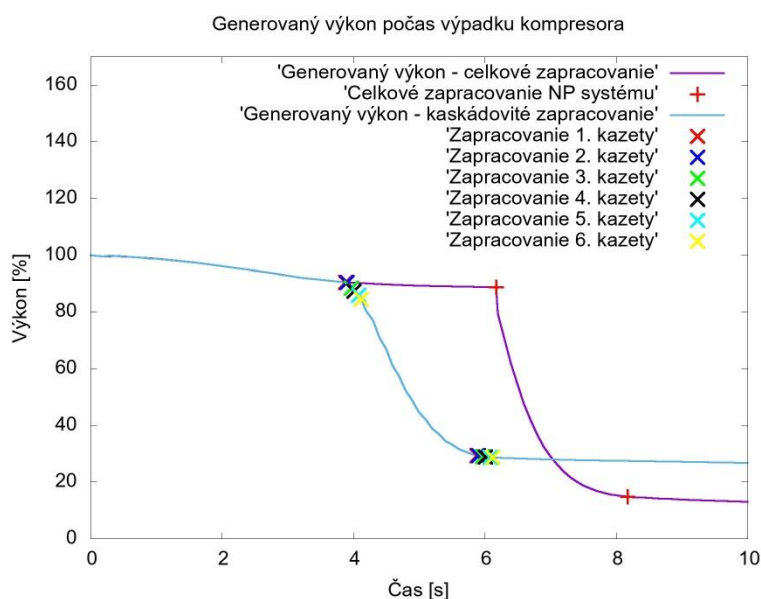
Obr. 21. Teplotné profily horúceho kanálu – výpadok kompresora pri kaskádovitom zapracovaní NP systému

Časový priebeh výkonu a časy zapracovania bezpečnostného systému sú zobrazené na Obr. 23. Aj v tomto prípade došlo k pomalšiemu zapracovaniu bezpečnostného systému v prípade ak bol systém inicializovaný priemernou výstupnou teplotou chladiva z AZ. Na priebehu výkonov je možné vidieť, že teplotná spätná väzba od paliva znížila generovaný výkon okamžite po znížení prietoku v AZ a z tohto dôvodu došlo k pomalšiemu zapracovaniu pasívneho bezpečnostného systému v porovnaní s prípadom

vystrelenia regulačnej kazety z AZ. Plynulejší priebeh prechodového deja pri výpadku jedného kompresora nemusí spôsobiť roztesnenie palivového pokrytia, ako by to mohlo nastať v prípade prudkého zvýšenia výkonu počas vystrelenia regulačnej kazety. Pasívny bezpečnostný systém, ktorý by bol inicializovaný priemernou výstupnou teplotou chladiva, nemusí zapracovať v odporúčanom čase do 5 s, čo by mohlo komplikovať implementáciu takéhoto systému v samotnom dizajne reaktora. Celkovo možno konštatovať, že pasívny bezpečnostný systém neutrónovej pasce môže zlepšiť odozvu reaktora GFR 2400 na abnormálne stavy akými sú zníženie prietoku chladiva a zvýšenie reaktivity systému pri rýchlom vysunutí regulačnej kazety.



Obr. 22. Teplota v radiálnom reze AZ ($t = 4,12$ s a $h = 123,75$ cm) – výpadok kompresora pri kaskádovitom zapracovaní NP systému



Obr. 23. Vývin výkonu a zapracovanie NP systému počas prechodového deja výpadku kompresora

7. Záver

Rýchle reaktorové systémy patria medzi perspektívne zdroje energie, ktoré by mohli umožniť v budúcnosti efektívne a ekonomické uzavretie palivového cyklu. Jedným z potenciálnych systémov je plynom chladený rýchly reaktor GFR 2400, pri ktorom je nutné riešiť technické otázky v oblasti bezpečnosti tohto zariadenia v prípadoch, kedy nedôjde k zapracovaniu štandardných bezpečnostných systémov počas prevádzky. V tejto práci je predstavená implementácia pasívneho bezpečnostného systému formou neutrónovej pasce. Ako aktuálny pasívny mechanizmus bol uvažovaný materiál ALNICO, ktorý pri dosiahnutí Curieho teploty 800 °C stráca svoje magnetické vlastnosti, a tým môže iniciovať zasunutie kaziet neutrónovej pasce v periférnej oblasti AZ. Samotný geometrický dizajn aktuálneho mechanizmu bol optimalizovaný za účelom dosiahnutia relevantných časov zapracovania. Technická aplikácia návrhu tohto pasívneho bezpečnostného systému môže byť komplikovaná z hľadiska termohydraulických a termomechanických dejov, a preto je nutné v budúcnosti sa zaoberať aj touto témou.

Na preskúmanie vyššie zmienených prechodových dejov bol použitý difúzny nodálny softvér NESTLE, ktorý je interne previazaný s termohydraulickým modulom. V prvom kroku bol kód softvéru NESTLE vhodne pozmenený, aby bolo možné vykonať prechodové simulácie pre reaktor GFR 2400. Na použitie tohto softvéru je nutné pripraviť aproximácie makroskopických účinných prierezov, ktoré by dôveryhodne modelovali skúmaný systém. Za účelom zníženia relatívnych odchýlok vážených makroskopických účinných prierezov bol použitý štandardný genetický algoritmus, ktorý mal za úlohu optimalizovať okolie skúmanej kazety tak, aby vytvorené makroskopické účinné prierezy boli v súlade s modelom celej AZ.

Termohydraulické aproximácie boli pripravené za použitia literatúry a dodatočných simulácií v CFD kóde Fluent. Kód Fluent bol taktiež previazaný so softvérom NESTLE za účelom určenia času zapracovania pasívneho bezpečnostného systému formou neutrónovej pasce. V priebehu prípravy termohydraulických aproximácií bolo zistených niekoľko nezhôd materiálových vlastností medzi výstupmi z GoFastR štúdie a dostupnou literatúrou. Novovytvorený termohydraulický model, ktorý je uvedený v tejto práci, bol upravený na základe dostupnej literatúry a z výsledkov previazaných výpočtov ho možno považovať za kvalitatívne vhodnú reprezentáciu AZ pre reaktor GFR 2400.

Samotné analýzy prechodových dejov preukázali perspektívu použitia implementovaného pasívneho bezpečnostného systému v GFR 2400. V tejto práci boli analyzované prechodové deje vystrelenia jednej regulačnej kazety z najbližšieho ringu ku stredu AZ a výpadok jedného kompresora. Vo všetkých prípadoch bola dosiahnutá maximálna teplota paliva (na úrovni kaziet) pod hranicou teplôt tavenia ako paliva, tak aj konštrukčných materiálov použitých v AZ.

Dúfame, že vytvorená metodika a postupy prezentované v dizertačnej práci budú prínosom pre Ústav jadrového a fyzikálneho inžinierstva a táto práca bude tvoriť základ pri vývoji a aplikácii previazaných výpočtov prechodových dejov na našom ústave.

8. Použitá literatura

- [1] Statement at the International Conference on Climate Change and the Role of Nuclear Power. [cit: 2019-10-21]. Dostupné na internete: <<https://www.iaea.org/newscenter/statements/statement-at-the-international-conference-on-climate-change-and-the-role-of-nuclear-power>>.
- [2] Generation IV International forum. [cit: 2018-04-19]. Dostupné na internete: <https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_59461/generation-iv-systems>.
- [3] LOCATELLI, G., MANCINI, M., TODESCHINI, N. Generation IV nuclear reactors: current status and future prospects. In *Energy Policy*, ISSN 0301-4215, 2013, vol. 61, pp. 1503–1520.
- [4] *Technical Meeting on Passive Shutdown Systems for Liquid Metal-cooled Fast Reactor*. [online]. IAEA : Vienna, Austria. October 2015. [cit: 2018-07-11]. Dostupné na: <<https://www.iaea.org/NuclearPower/Meetings/2015/2015-10-20-10-22-NPTDS.html>>.
- [5] VRBAN, B., ČERBA, Š., LÜLEY, J., HAŠČÍK, J., NEČAS, V., PELLONI, S. Investigation of the Coupled Reactivity Effects of the Movable Reflector and Safety Control Rods in the GFR. In *Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13)*, Paříž : IAEA, 2013, p. 11.
- [6] VITKOVA, M., KALCHEV, B., STEFANOVA, S. Regulatory requirements to the thermal-hydraulic and thermal-mechanical computer codes. In *International conference on WWER fuel performance, modelling and experimental support*, Albena, Bulgaria, 2006, 12 s. [cit: 2018-04-19]. Dostupné na: <https://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:37098345>.
- [7] *NESTLE Version 5.2.1 : Few-Group Neutron Diffusion Equation Solver Utilizing The Nodal Expansion Method for Eigenvalue, Adjoint, Fixed-Source Steady-State and Transient Problems*. North Carolina State University : Electric Power Research Center, 2003. 177 s. NC 27695-7909.
- [8] *SCALE Code System: Version 6.2.2*. Oak Ridge National Laboratory, 2017. 2747 s. ORNL/TM-2005/39.
- [9] *GoFastR : European Gas Cooled Fast Reactor*. European Commission, Veľká Británie, 2010. [online]. 15/3 2016. [cit: 2017-01-23]. Dostupné na: <http://cordis.europa.eu/project/rcn/96860_en.html>.
- [10] SALOME 9.2.0 documentation. CEA, EDF, OPENCASCADE, 2017. [cit: 2019-01-21]. Dostupné na: <<http://www.salome-platform.org/user-section/documentation/current-release>>.
- [11] CHAULIAC, C., ARAGONÉS, J. M., BESTION, D., CACUCI, D. G., CODDINGTON, P., DADA, L. NURESIM: a European platform for nuclear reactor simulation. In *International*

Conference on Nuclear Engineering (ICONE) 14, Workshop on advanced LWR, Miami, Florida, 2006.

- [12] VALCO : *Validation of coupled neutronic / thermal-hydraulic codes for VVER reactors.* Dresden : Forschungszentrum Rossendorf e.V., Institut für Sicherheitsforschung, 2004. 54 s.
- [13] VRBAN, B., ČERBA, Š., LÜLEY, J., NEČAS, V. Current status of the WWER-440 engineering core calculations at the Slovak University of Technology in Bratislava : Comparison of ANDREA and KASKAD package results. In *Power engineering 2018. Energy-Ecology-Economy 2018 : 14th International scientific conference.* Tatranske Matliare, Slovakia. 1. vyd. Bratislava : Slovak University of Technology, 2018, pp. 13-17. ISBN 978-80-89402-98-4.
- [14] PERKÓ, Z., PELLONI, S., MIKITYUK, K., KŘEPEL, J., SZIEBERTH, M., GAËTAN, G., VRBAN, B., LÜLEY, J., ČERBA, Š., HALÁSZ, M., FEHÉR, S., REISS, T., KLOOSTERMAN, J. L., STAINSBY, R., POETTE, Ch. Core neutronics characterization of the GFR2400 gas cooled fast reactor. In *Progress in Nuclear Energy*, ISSN 0149-197, 2015, vol. 83, pp. 460–481.
- [15] *Thermophysical Properties of Materials For Nuclear Engineering : A Tutorial and Collection of Data.* Vienna : International Atomic Energy Agency, 2008. 200 s.
- [16] United States Energy Research and Development Administration: Magnetic Latch Trigger for Inherent Shutdown Assembly. Majiteľ a pôvodca patentu: Edmund S. Sowa. The United States of America. Patentový spis, 564926. 1976-08-24.
- [17] ZOU, M., JOHNSON, F., ZHANG, W., ZHANG, Q., RUTKOWSKI, S. F. Processing of alnico permanent magnets by advanced directional solidification methods. In *Journal of Magnetism and Magnetic Materials*, ISSN 0304-8853, 2016, vol. 420, pp. 152–157.
- [18] *Safety Related Terms for Advanced Nuclear Plants*, Vienna : International Atomic Energy Agency, 1991. 20 s. IAEA-TECDOC-626.
- [19] ANSYS : *Fluent Theory Guide, Release 19.1., Help System.* ANSYS, Inc. 2019.
- [20] CHADWICK, M. B., HERMAN, M., OBLOŽINSKÝ, P., et al. ENDF/B-VII.1 Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data. In *Nuclear Data Sheets*, ISSN 0090-3752, 2011, vol. 112, pp 2887–2996.
- [21] OSUSKÝ, F., VRBAN, B., LÜLEY, J., ČERBA, Š., HAŠČÍK, J. Definition of the thermal-hydraulic model of the gas-cooled fast reactor. In *Journal of nuclear research and development*, ISSN 2247-191X, 2018, vol. 15, pp. 14–18.

9. Publikácie autora

Vedecké práce v zahraničných karentovaných časopisoch

- [1] VRBAN, Branislav [24 %] - LÜLEY, Jakub [24 %] - ČERBA, Štefan [24 %] - **OSUSKÝ, Filip** [24 %] - KIM, Sang Ji [4 %]. Cross section adjustment for fast reactor design: ATCROSS code and its application. In Annals of Nuclear Energy. Vol. 110, (2017), s. 928-940. ISSN 0306-4549.
- [2] **OSUSKÝ, Filip** [17 %] - ČERBA, Štefan [17 %] - LÜLEY, Jakub [17 %] - VRBAN, Branislav [17 %] - HAŠČÍK, Ján [16 %] - NEČAS, Vladimír [16 %]. Gas-cooled Fast Reactor Technology Neutronic Analyses: ALLEGRO and GFR 2400. In Annals of Nuclear Energy. Vol. -, (2020). ISSN 0306-4549. (v pripomienkovom konaní).

Vedecké práce v ostatných zahraničných časopisoch

- [1] **OSUSKÝ, Filip** [20 %] - VRBAN, Branislav [20 %] - LÜLEY, Jakub [20 %] - ČERBA, Štefan [20 %] - HAŠČÍK, Ján [20 %]. Definition of the thermal-hydraulic model of the gas-cooled fast reactor. In Journal of nuclear research and development. No. 15 (2018), s. 14-18. ISSN 2247-191X.

Publikované príspevky na zahraničných vedeckých konferenciách

- [1] ČERBA, Štefan [20 %] - VRBAN, Branislav [20 %] - LÜLEY, Jakub [20 %] - **OSUSKÝ, Filip** [20 %] - NEČAS, Vladimír [20 %]. Selection of moderator materials to increase the worth of reactivity control mechanisms in fast reactors. In NUPP 2018 : 2nd International conference on nuclear power plants: Structures, risk and decommissioning. London, United Kingdom. June 11-12, 2018. Glasgow : ASRANet Ltd, 2018, S. 14-22. ISBN 978-1-9996144-0-9.
- [2] ČERBA, Štefan [20 %] - VRBAN, Branislav [20 %] - LÜLEY, Jakub [20 %] - **OSUSKÝ, Filip** [20 %] - NEČAS, Vladimír [20 %]. Verification of Dose Measurement at the Diffusion Length Measurement Facility of STU. In NUPP 2019 : 3rd International Conference on Nuclear Power Plants: Structures, Risk & Decommissioning. London, United Kingdom. June 10-11, 2019. Glasgow : ASRANet Ltd, 2019, S. 15-15. ISBN 978-1-9996144-4-7.
- [3] ČERBA, Štefan [20 %] - VRBAN, Branislav [20 %] - LÜLEY, Jakub [20 %] - **OSUSKÝ, Filip** [20 %] - NEČAS, Vladimír [20 %]. Development of multi-group XS library for VVER-440. In NENE 2018 [elektronický zdroj] : 27th International conference nuclear energy for new Europe. Portorož, Slovenia. September 10-13, 2018. Ljubljana : Nuclear Society of Slovenia, 2018, DVD, Art. no. 212 [9] s. ISBN 978-961-6207-45-4.
- [4] ČERBA, Štefan [17 %] - VRBAN, Branislav [17 %] - LÜLEY, Jakub [17 %] - **OSUSKÝ, Filip** [17 %] - FLAMÍKOVÁ, Dorota [16 %] - NEČAS, Vladimír [16 %]. Optimization of the operation process at the diffusion length and fermi age measurement facility. In Nuclear 2019 [elektronický zdroj] : 12th International conference on sustainable development through nuclear research and education. Pitesti, Romania. June 3-4, 2019. Pitesti : RATEN ICN Pitesti, 2019, [8] s. ISSN 2066-2955.
- [5] ČERBA, Štefan [20 %] - LÜLEY, Jakub [20 %] - VRBAN, Branislav [20 %] - **OSUSKÝ, Filip** [20 %] - NEČAS, Vladimír [20 %]. Estimation of Tritium Production in VVER-440 Reactor Core During Normal Operation. In The Vietnam Conference on Nuclear Science and Technology VINANST-13. Quang Ninh, Vietnam. August 7-9, 2019. Hanoi : Vietnam Atomic Energy Institute, 2019. (článok akceptovaný na vydanie).

- [6] HAŠČÍK, Ján [20 %] - **OSUSKÝ, Filip** [20 %] - ČERBA, Štefan [20 %] - LÜLEY, Jakub [20 %] - VRBAN, Branislav [20 %]. Coupled neutronics and thermal-hydraulics calculation of the GFR 2400 core with reflector. In 12th International conference of the croatian nuclear society : Nuclear Option for CO2 Free Energy Generation. Proceedings. Zadar, Croatia. June 3-6, 2018. Zagreb : Croatian Nuclear Society, 2018, Art. no. 116 [14] s. ISBN 978-953-48100-0-2.
- [7] KOVÁCS, Zoltán [30 %] - MÁCSADIOVÁ, Janka [20 %] - **OSUSKÝ, Filip** [50 %]. Using of extreme value theory in external event PSA of WWER440 reactors. In PSA 2015 : International topical meeting on probabilistic safety assessment and analysis. Vol. 1. Sun Valley, USA. 26-30 April 2015. Illinois : American Nuclear Society, 2015, S. 557-562. ISBN 978-1-5108-0811-9. V databáze: SCOPUS: 2-s2.0-84945131410.
- [8] LÜLEY, Jakub [20 %] - ČERBA, Štefan [20 %] - VRBAN, Branislav [20 %] - **OSUSKÝ, Filip** [20 %] - HAŠČÍK, Ján [20 %]. Qualification of the WWER benchmarks for criticality safety validation. In NENE 2017 [elektronický zdroj] : 26th International conference nuclear energy for new Europe. Bled, Slovenia. September 11-14, 2017. Ljubljana : Nuclear Society of Slovenia, 2017, USB, Art. no. 605 [8] s. ISBN 978-961-6207-42-3.
- [9] LÜLEY, Jakub [20 %] - ČERBA, Štefan [15 %] - VRBAN, Branislav [15 %] - **OSUSKÝ, Filip** [15 %] - ILIČ, Tomáš [15 %] - NEČAS, Vladimír [10 %] - HAŠČÍK, Ján [10 %]. Verification of neutron source spectrum definition with diffusion length and fermi age. In NUPP 2018 : 2nd International conference on nuclear power plants: Structures, risk and decommissioning. London, United Kingdom. June 11-12, 2018. Glasgow : ASRANet Ltd, 2018, S. 7-13. ISBN 978-1-9996144-0-9.
- [10] LÜLEY, Jakub [20 %] - ČERBA, Štefan [20 %] - VRBAN, Branislav [20 %] - **OSUSKÝ, Filip** [20 %] - NEČAS, Vladimír [20 %]. Radiation Monitoring System for Utilization on UAV. In NUPP 2019 : 3rd International Conference on Nuclear Power Plants: Structures, Risk & Decommissioning. London, United Kingdom. June 10-11, 2019. Glasgow : ASRANet Ltd, 2019, S. 33-39. ISBN 978-1-9996144-4-7.
- [11] LÜLEY, Jakub [20 %] - VRBAN, Branislav [20 %] - ČERBA, Štefan [20 %] - **OSUSKÝ, Filip** [20 %] - NEČAS, Vladimír [20 %]. Importance of Uncertainty and Similarity Assessment in the Process of Criticality Safety Evaluation. In NUPP 2019 : 3rd International Conference on Nuclear Power Plants: Structures, Risk & Decommissioning. London, United Kingdom. June 10-11, 2019. Glasgow : ASRANet Ltd, 2019, S. 69-76. ISBN 978-1-9996144-4-7.
- [12] LÜLEY, Jakub [17 %] - VRBAN, Branislav [17 %] - ČERBA, Štefan [17 %] - **OSUSKÝ, Filip** [17 %] - NEČAS, Vladimír [16 %] - HAŠČÍK, Ján [16 %]. Assembly homogenization technique for VVER-440 reactor multi-group calculations. In NENE 2018 [elektronický zdroj] : 27th International conference nuclear energy for new Europe. Portorož, Slovenia. September 10-13, 2018. Ljubljana : Nuclear Society of Slovenia, 2018, DVD, Art. no. 203 [8] s. ISBN 978-961-6207-45-4.
- [13] LÜLEY, Jakub [20 %] - VRBAN, Branislav [20 %] - ČERBA, Štefan [20 %] - **OSUSKÝ, Filip** [20 %] - NEČAS, Vladimír [20 %]. Measurement of the Neutron Emission Rate by the Man-

ganese Sulphate Bath Technique. In NENE 2019 [elektronický zdroj] : 28th International conference nuclear energy for new Europe. Portorož, Slovenia. September 9-12, 2019. Ljubljana : Nuclear Society of Slovenia, 2019. (v pripomienkovom konaní).

- [14] LÜLEY, Jakub [20 %] - VRBAN, Branislav [20 %] - ČERBA, Štefan [20 %] - **OSUSKÝ, Filip** [20 %] - NEČAS, Vladimír [20 %]. Processing of the Multigroup Cross-Section for MCNP Calculations. In The Vietnam Conference on Nuclear Science and Technology VINANST-13. Quang Ninh, Vietnam. August 7-9, 2019. Hanoi : Vietnam Atomic Energy Institute, 2019. (článok akceptovaný na vydanie).
- [15] **OSUSKÝ, Filip** [20 %] - VRBAN, Branislav [17 %] - BALLO, Peter [15 %] - ČERBA, Štefan [16 %] - LÜLEY, Jakub [16 %] - FARKAS, Gabriel [16 %]. Numerical multigroup transient analysis of slab nuclear reactor with thermal feedback. In Acta Polytechnica CTU Proceedings. Vol. 4 ŠIMÁNĚ 2016 : Czecho-Slovak student conference on nuclear engineering. Prague, Czech Republic. May 12-13, 2016, (2016), online, S. 62-67. ISSN 2336-5382.
- [16] **OSUSKÝ, Filip** [10 %] - SLUGEŇ, Vladimír [50 %] - HORNÁČEK, Martin [30 %] - HINCA, Róbert [10 %]. European decommissioning academy (EDA) - 2nd run. In NENE 2016 [elektronický zdroj] : 25th International conference nuclear energy for new Europe. Portorož, Slovenia. September 5-8, 2016. Ljubljana : Nuclear Society of Slovenia, 2016, USB, Art. no. 1103 [7] s. ISBN 978-961-6207-39-3.
- [17] **OSUSKÝ, Filip** [17 %] - DUJČÍKOVÁ, Lenka [16 %] - ČERBA, Štefan [17 %] - FARKAS, Gabriel [16 %] - VRBAN, Branislav [17 %] - LÜLEY, Jakub [17 %]. Analysis of ARC system for gas-cooled fast reactor. In NENE 2016 [elektronický zdroj] : 25th International conference nuclear energy for new Europe. Portorož, Slovenia. September 5-8, 2016. Ljubljana : Nuclear Society of Slovenia, 2016, Art. no. 305, USB kľúč [9] s. ISBN 978-961-6207-39-3.
- [18] **OSUSKÝ, Filip** [23 %] - BAHDANOVICH, Rynat [23 %] - FARKAS, Gabriel [22 %] - HAŠČÍK, Ján [22 %] - TIKHOMIROV, Georgy V. [10 %]. Test case specifications for coupled neutronics-thermal hydraulics calculation of gas-cooled fast reactor. In Journal of Physics: Conference Series. Vol. 781, Iss. 1 : International conference for young scientists, specialists, and postgraduates on nuclear reactor physics 2016. Moscow, Russian Federation. September 5-9, 2016 (2017), Art. no. 012038 [9] s. ISSN 1742-6588.
- [19] **OSUSKÝ, Filip** [20 %] - VRBAN, Branislav [20 %] - LÜLEY, Jakub [20 %] - ČERBA, Štefan [20 %] - HAŠČÍK, Ján [20 %]. Definition of the thermal-hydraulic model of the gas-cooled fast reactor. In Nuclear 2017 : 10th International conference on sustainable development through nuclear research and education. Pitesti, Romania. May 24-26, 2017. Pitesti : RATEN ICN Pitesti, 2017, S. 161-165. ISSN 2066-2955.
- [20] **OSUSKÝ, Filip** [20 %] - VRBAN, Branislav [20 %] - LÜLEY, Jakub [20 %] - ČERBA, Štefan [20 %] - HAŠČÍK, Ján [20 %]. Experimental measurement of the neutron emission rate. In NENE 2017 [elektronický zdroj] : 26th International conference nuclear energy for new Europe. Bled, Slovenia. September 11-14, 2017. Ljubljana : Nuclear Society of Slovenia, 2017, USB, Art.no. 306 [9] s. ISBN 978-961-6207-42-3.
- [21] **OSUSKÝ, Filip** [20 %] - ČERBA, Štefan [20 %] - LÜLEY, Jakub [20 %] - VRBAN, Branislav [20 %] - HAŠČÍK, Ján [20 %]. Coupled simulation of gas cooled fast reactor fuel assembly with

NESTLE code system. In Šimáně 2017 : Prague, Czech Republic. November 6-7, 2017. Praha : ČVUT, 2018, S. 34-41. ISBN 978-80-01-06426-9.

- [22] **OSUSKÝ, Filip** [17 %] - ČERBA, Štefan [17 %] - LÜLEY, Jakub [17 %] - VRBAN, Branislav [17 %] - HAŠČÍK, Ján [16 %] - NEČAS, Vladimír [16 %]. Efficiency estimation of NaI(Tl) detector for the purpose of manganese sulphate bath experiment. In NUPP 2018 : 2nd International conference on nuclear power plants: Structures, risk and decommissioning. London, United Kingdom. June 11-12, 2018. Glasgow : ASRANet Ltd, 2018, S. 34-39. ISBN 978-1-9996144-0-9.
- [23] **OSUSKÝ, Filip** [20 %] - ČERBA, Štefan [20 %] - LÜLEY, Jakub [20 %] - VRBAN, Branislav [20 %] - NEČAS, Vladimír [20 %]. Estimation of the gamma emission spectrum of Pu-Be source. In NENE 2018 [elektronický zdroj] : 27th International conference nuclear energy for new Europe. Portorož, Slovenia. September 10-13, 2018. Ljubljana : Nuclear Society of Slovenia, 2018, DVD, Art. no. 404 [9] s. ISBN 978-961-6207-45-4.
- [24] **OSUSKÝ, Filip** [34 %] - VRBAN, Branislav [33 %] - HAŠČÍK, Ján [33 %]. Implementation of Neutron Trap Passive System in GFR 2400 Fast Reactor Design. In NENE 2019 [elektronický zdroj] : 28th International conference nuclear energy for new Europe. Portorož, Slovenia. September 9-12, 2019. Ljubljana : Nuclear Society of Slovenia, 2019. (v pripomienkovom konaní).
- [15] **OSUSKÝ, Filip** [20 %] - VRBAN, Branislav [20 %] - ČERBA, Štefan [20 %] - LÜLEY, Jakub [20 %] - NEČAS, Vladimír [20 %]. Performance of Neutron Trap System for Selected Transients. In The Vietnam Conference on Nuclear Science and Technology VINANST-13. Quang Ninh, Vietnam. August 7-9, 2019. Hanoi : Vietnam Atomic Energy Institute, 2019. (článok akceptovaný na vydanie).
- [26] VRBAN, Branislav [26 %] - LÜLEY, Jakub [25 %] - ČERBA, Štefan [25 %] - **OSUSKÝ, Filip** [24 %]. Determination of the computational bias in criticality safety validation of VVER-440/V213. In NENE 2016 [elektronický zdroj] : 25th International conference nuclear energy for new Europe. Portorož, Slovenia. September 5-8, 2016. Ljubljana : Nuclear Society of Slovenia, 2016, USB, Art. no. 322 [12] s. ISBN 978-961-6207-39-3.
- [27] VRBAN, Branislav [20 %] - ČERBA, Štefan [20 %] - LÜLEY, Jakub [20 %] - **OSUSKÝ, Filip** [20 %] - NEČAS, Vladimír [20 %]. On the effective fuel temperature of VVER-440 fuels. In NUPP 2018 : 2nd International conference on nuclear power plants: Structures, risk and decommissioning. London, United Kingdom. June 11-12, 2018. Glasgow : ASRANet Ltd, 2018, S. 147-155. ISBN 978-1-9996144-0-9.
- [28] VRBAN, Branislav [20 %] - ČERBA, Štefan [20 %] - LÜLEY, Jakub [20 %] - **OSUSKÝ, Filip** [20 %] - NEČAS, Vladimír [20 %]. MCNP Multigroup Cross-Section Libraries for VVER-440. In NUPP 2019 : 3rd International Conference on Nuclear Power Plants: Structures, Risk & Decommissioning. London, United Kingdom. June 10-11, 2019. Glasgow : ASRANet Ltd, 2019, S. 26-31. ISBN 978-1-9996144-4-7.
- [29] VRBAN, Branislav [17 %] - ČERBA, Štefan [17 %] - LÜLEY, Jakub [17 %] - **OSUSKÝ, Filip** [16 %] - NEČAS, Vladimír [16 %] - HAŠČÍK, Ján [17 %]. Multigroup cross section libraries for MCNP. In NENE 2018 [elektronický zdroj] : 27th International conference nuclear energy for

new Europe. Portorož, Slovenia. September 10-13, 2018. Ljubljana : Nuclear Society of Slovenia, 2018, DVD, Art. no. 227 [7] s. ISBN 978-961-6207-45-4.

- [30] VRBAN, Branislav [20 %] - LÜLEY, Jakub [20 %] - ČERBA, Štefan [20 %] - **OSUSKÝ, Filip** [20 %] - NEČAS, Vladimír [20 %]. Parametric Analysis of MCNP Multigroup Cross-Section Processing for VVER-440. In NENE 2019 [elektronický zdroj] : 28th International conference nuclear energy for new Europe. Portorož, Slovenia. September 9-12, 2019. Ljubljana : Nuclear Society of Slovenia, 2019. (v pripomienkovom konaní).
- [31] VRBAN, Branislav [17 %] - ČERBA, Štefan [17 %] - LÜLEY, Jakub [17 %] - **OSUSKÝ, Filip** [16 %] - VOROBEL', Mikuláš [17] - NEČAS, Vladimír [16 %]. On Burnup Modelling Issues Associated with VVER-440 Fuel. In The Vietnam Conference on Nuclear Science and Technology VINANST-13. Quang Ninh, Vietnam. August 7-9, 2019. Hanoi : Vietnam Atomic Energy Institute, 2019. (článok akceptovaný na vydanie).

Publikované príspevky na domácich vedeckých konferenciách

- [1] ČERBA, Štefan [24 %] - VRBAN, Branislav [24 %] - LÜLEY, Jakub [24 %] - **OSUSKÝ, Filip** [24 %] - DUDÁŠ, Juraj [4 %]. Radiation monitoring using unmanned aerial vehicles (UAVs). In Power engineering 2018. Energy-Ecology-Economy 2018 : 14th International scientific conference. Tatranske Matliare, Slovakia. June 5-7, 2018. 1. vyd. Bratislava : Slovak University of Technology, 2018, S. 28-32. ISBN 978-80-89402-98-4.
- [2] ČERBA, Štefan [20 %] - VRBAN, Branislav [20 %] - LÜLEY, Jakub [20 %] - **OSUSKÝ, Filip** [20 %] - NEČAS, Vladimír [20 %]. Calibration of the RMS-001 radiation measurement module. In Power engineering 2018. Energy-Ecology-Economy 2018 : 14th International scientific conference. Tatranske Matliare, Slovakia. June 5-7, 2018. 1. vyd. Bratislava : Slovak University of Technology, 2018, S. 33-38. ISBN 978-80-89402-98-4.
- [3] ČERBA, Štefan [20 %] - VRBAN, Branislav [20 %] - LÜLEY, Jakub [20 %] - **OSUSKÝ, Filip** [20 %] - NEČAS, Vladimír [20 %]. Estimation of the dose rate in the preparation phase of the neutron emission rate measurement. In APCOM 2018 : 24th International conference on applied physics of condensed matter. Štrbské Pleso, Slovak Republic. June 20-22, 2018. 1. ed. St. Louis : AIP Publishing, 2018, Art. no. 020005 [7] s. ISSN 0094-243X. ISBN 978-0-7354-1712-0.
- [4] ČERBA, Štefan [20 %] - VRBAN, Branislav [20 %] - LÜLEY, Jakub [20 %] - **OSUSKÝ, Filip** [20 %] - NEČAS, Vladimír [20 %]. Update of the SBJ_V2019T XS library for multi-group and continuous-energy MCNP calculations of VVER reactors. In APCOM 2019 : 25th International conference on applied physics of condensed matter. Štrbské Pleso, Slovak Republic. June 19-21, 2019. 1. ed. St. Louis : AIP Publishing, 2019, Art. no. 020006 [4] s. ISBN 978-0-7354-1873-8.
- [5] HAŠČÍK, Ján [17 %] - VRBAN, Branislav [17 %] - LÜLEY, Jakub [17 %] - ČERBA, Štefan [17 %] - **OSUSKÝ, Filip** [16 %] - NEČAS, Vladimír [16 %]. Determination of correction factors related to the manganese sulphate bath technique. In APCOM 2017 : Proceedings of 23rd international conference on applied physics of condensed matter. Štrbské Pleso, Slovak Republic, June 12-14, 2017. 1. vyd. Bratislava : Vydavateľstvo Spektrum STU, 2017, S. 50-55. ISBN 978-80-227-4699-1.
- [6] LÜLEY, Jakub [17 %] - ČERBA, Štefan [17 %] - VRBAN, Branislav [17 %] - **OSUSKÝ, Filip** [17 %] - HAŠČÍK, Ján [16 %] - NEČAS, Vladimír [16 %]. Proposal of experimental device for

measurement of neutron source emission rate. In Power engineering 2016. Energy-Ecology-Economy 2016 : 13th International scientific conference. Tatranske Matliare, Slovakia. May 31 - June 2, 2016. 1. vyd. Bratislava : Slovak University of Technology, 2016, S. 103-106. ISBN 978-80-89402-86-1.

- [7] LÜLEY, Jakub [25 %] - VRBAN, Branislav [25 %] - ČERBA, Štefan [25 %] - HAŠČÍK, Ján [12 %] - **OSUSKÝ, Filip** [12 %] - KIM, S. J. [1 %]. Validation of higher harmonics calculation methodology. In APCOM 2016 : Proceedings of 22nd international conference on applied physics of condensed matter. Štrbské Pleso, Slovak Republic, June 22-24, 2016. 1. vyd. Bratislava : Slovenská technická univerzita v Bratislave, 2016, S. 131-136. ISBN 978-80-227-4572-7.
- [8] LÜLEY, Jakub [17 %] - VRBAN, Branislav [17 %] - ČERBA, Štefan [17 %] - **OSUSKÝ, Filip** [16 %] - ILIŤ, Tomáš [17 %] - NEČAS, Vladimír [16 %]. Characterization of moderation properties of demineralized water. In Power engineering 2018. Energy-Ecology-Economy 2018 : 14th International scientific conference. Tatranske Matliare, Slovakia. June 5-7, 2018. 1. vyd. Bratislava : Slovak University of Technology, 2018, S. 23-27. ISBN 978-80-89402-98-4.
- [9] LÜLEY, Jakub [17 %] - ČERBA, Štefan [17 %] - VRBAN, Branislav [17 %] - **OSUSKÝ, Filip** [17 %] - NEČAS, Vladimír [16 %] - HAŠČÍK, Ján [16 %]. Criticality safety validation of the SCALE system. In APCOM 2018 : 24th International conference on applied physics of condensed matter. Štrbské Pleso, Slovak Republic. June 20-22, 2018. 1. ed. St. Louis : AIP Publishing, 2018, Art. no. 020029 [6] s. ISSN 0094-243X. ISBN 978-0-7354-1712-0.
- [10] **OSUSKÝ, Filip** [20 %] - VRBAN, Branislav [20 %] - ČERBA, Štefan [20 %] - LÜLEY, Jakub [20 %] - HAŠČÍK, Ján [20 %]. Two-group numerical analysis of one dimensional table nuclear reactor. In APCOM 2014. Applied Physics of Condensed Matter : Proceedings of the 20th International Conference; Štrbské Pleso, Slovakia; 25-27 June 2014. 1. vyd. Bratislava : Nakladateľstvo STU, 2014, s. 320-323. ISBN 978-80-227-4179-8.
- [11] **OSUSKÝ, Filip** [50 %] - HAŠČÍK, Ján [50 %]. Calculation methods of diffusion theory. In ŠVOČ 2014 [elektronický zdroj] : Zborník vybraných prác 2014, Bratislava, 29. apríl 2014. 1.vyd. Bratislava : FEI STU, 2014, CD-ROM, s. 181-185. ISBN 978-80-227-5154-5.
- [12] **OSUSKÝ, Filip** [70 %] - VRBAN, Branislav [20 %] - HAŠČÍK, Ján [5 %] - SLUGENŤ, Vladimír [5 %]. Analysis of neutron flux distribution for gas cooled reactor ALLEGRO with MOX fuel. In APCOM 2015 : Proceedings of 21st international conference on applied physics of condensed matter. Štrbské Pleso, Slovak Republic. June 24-26, 2015. 1. vyd. Bratislava : Vydavateľstvo STU, 2015, S. 103-107. ISBN 978-80-227-4373-0.
- [13] **OSUSKÝ, Filip** [50 %] - ČERBA, Štefan [10 %] - FARKAS, Gabriel [10 %] - LÜLEY, Jakub [10 %] - VRBAN, Branislav [10 %] - NEČAS, Vladimír [10 %]. Passive shutdown systems for fast reactors. In Power engineering 2016. Energy-Ecology-Economy 2016 : 13th International scientific conference. Tatranske Matliare, Slovakia. May 31 - June 2, 2016. 1. vyd. Bratislava : Slovak University of Technology, 2016, S. 70-76. ISBN 978-80-89402-86-1.
- [14] **OSUSKÝ, Filip** [25 %] - ČERBA, Štefan [15 %] - LÜLEY, Jakub [15 %] - VRBAN, Branislav [15 %] - FARKAS, Gabriel [15 %] - SLUGENŤ, Vladimír [15 %]. Multi-group transient numerical analysis of slab nuclear reactor. In APCOM 2016 : Proceedings of 22nd international conference on applied physics of condensed matter. Štrbské Pleso, Slovak Republic, June 22-24, 2016. 1.

vyd. Bratislava : Slovenská technická univerzita v Bratislave, 2016, S. 84-88. ISBN 978-80-227-4572-7.

- [15] **OSUSKÝ, Filip** [17 %] - VRBAN, Branislav [17 %] - ČERBA, Štefan [17 %] - LÜLEY, Jakub [17 %] - HAŠČÍK, Ján [16 %] - SLUGEN, Vladimír [16 %]. Macroscopic cross-section processing for nestle code system. In APCOM 2017 : Proceedings of 23rd international conference on applied physics of condensed matter. Štrbské Pleso, Slovak Republic, June 12-14, 2017. 1. vyd. Bratislava : Vydavateľstvo Spektrum STU, 2017, S. 39-44. ISBN 978-80-227-4699-1.
- [16] **OSUSKÝ, Filip** [20 %] - ČERBA, Štefan [20 %] - LÜLEY, Jakub [20 %] - VRBAN, Branislav [20 %] - NEČAS, Vladimír [20 %]. Experimental measurement of gamma ray energy spectrum of the Pu-Be neutron source. In Power engineering 2018. Energy-Ecology-Economy 2018 : 14th International scientific conference. Tatranske Matliare, Slovakia. June 5-7, 2018. 1. vyd. Bratislava : Slovak University of Technology, 2018, S. 39-43. ISBN 978-80-89402-98-4.
- [17] **OSUSKÝ, Filip** [17 %] - VRBAN, Branislav [17 %] - ČERBA, Štefan [17 %] - LÜLEY, Jakub [17 %] - HAŠČÍK, Ján [16 %] - NEČAS, Vladimír [16 %]. Reactivity response analysis of a movable reflector system for the GFR 2400 core. In APCOM 2018 : 24th International conference on applied physics of condensed matter. Štrbské Pleso, Slovak Republic. June 20-22, 2018. 1. ed. St. Louis : AIP Publishing, 2018, Art. no. 020035 [7] s. ISSN 0094-243X. ISBN 978-0-7354-1712-0.
- [18] VOROBEL, Mikuláš [17 %] - VRBAN, Branislav [17 %] - ČERBA, Štefan [17 %] - LÜLEY, Jakub [17 %] - **OSUSKÝ, Filip** [17 %] - NEČAS, Vladimír [16 %]. The simplified burnup Benchmark based on the novovoronezh NPP fuel assembly. In APCOM 2019 : 25th International conference on applied physics of condensed matter. Štrbské Pleso, Slovak Republic. June 19-21, 2019. 1. ed. St. Louis : AIP Publishing, 2019, Art. no. 020052 [5] s. ISBN 978-0-7354-1873-8.
- [19] VRBAN, Branislav [25 %] - ČERBA, Štefan [15 %] - LÜLEY, Jakub [15 %] - **OSUSKÝ, Filip** [15 %] - DUJČÍKOVÁ, Lenka [15 %] - HAŠČÍK, Ján [15 %]. Measurement of the neutron emission rate with manganese sulphate bath technique. In APCOM 2016 : Proceedings of 22nd international conference on applied physics of condensed matter. Štrbské Pleso, Slovak Republic, June 22-24, 2016. 1. vyd. Bratislava : Slovenská technická univerzita v Bratislave, 2016, S. 115-120. ISBN 978-80-227-4572-7.
- [20] VRBAN, Branislav [20 %] - LÜLEY, Jakub [20 %] - ČERBA, Štefan [20 %] - **OSUSKÝ, Filip** [20 %] - NEČAS, Vladimír [20 %]. The VVER-440 burnup credit computational benchmark used for the SCALE system qualification. In APCOM 2018 : 24th International conference on applied physics of condensed matter. Štrbské Pleso, Slovak Republic. June 20-22, 2018. 1. ed. St. Louis : AIP Publishing, 2018, Art. no. 020050 [9] s. ISSN 0094-243X. ISBN 978-0-7354-1712-0.
- [21] VRBAN, Branislav [20 %] - LÜLEY, Jakub [20 %] - ČERBA, Štefan [20 %] - **OSUSKÝ, Filip** [20 %] - NEČAS, Vladimír [20 %]. The VVER-440 burnup credit computational benchmark used for the SCALE system qualification. In APCOM 2019 : 25th International conference on applied physics of condensed matter. Štrbské Pleso, Slovak Republic. June 19-21, 2019. 1. ed. St. Louis : AIP Publishing, 2019, Art. no. 020053 [5] s. ISBN 978-0-7354-1873-8.

Odborné práce v zahraničných zborníkoch (konferenčných aj nekonferenčných)

- [1] **OSUSKÝ, Filip** [20 %] - VRBAN, Branislav [20 %] - ČERBA, Štefan [20 %] - LÜLEY, Jakub [20 %] - NEČAS, Vladimír [20 %]. Effective dose calculation in the VVER-440 reactor maintenance area. In Proceedings of the twenty-sixth symposium of AER : Olomouc, Czech Republic. October 8-12, 2018. Budapest : AER, 2018, [10] s. ISBN 978-963-7351-30-3.
- [2] VRBAN, Branislav [20 %] - ČERBA, Štefan [20 %] - LÜLEY, Jakub [20 %] - **OSUSKÝ, Filip** [20 %] - NEČAS, Vladimír [20 %]. Criticality safety calculation of VVER-440 core by SCALE system. In Proceedings of the twenty-sixth symposium of AER : Olomouc, Czech Republic. October 8-12, 2018. Budapest : AER, 2018, [14] s. ISBN 978-963-7351-30-3.

Správy z riešenia vedecko-výskumných projektov

- [1] VRBAN, Branislav - LÜLEY, Jakub - ČERBA, Štefan - **OSUSKÝ, Filip** - KUTIŠ, Vladimír. Technická správa z úlohy Charakterizácia fyzikálnych aspektov determinujúcich maximálnu zmenu výkonu v aktívnej zóne počas nominálnej prevádzky JE Mochovce a JE Bohunice. Alžbetin Dvor : B&J NUCLEAR s.r.o., 2018.
- [2] ČERBA, Štefan - DUJČÍKOVÁ, Lenka - HAŠČÍK, Ján - LÜLEY, Jakub - **OSUSKÝ, Filip** - VRBAN, Branislav. Static stability analysis methodology development. Alžbetin Dvor : B&J NUCLEAR s.r.o., 2015.
- [3] HAŠČÍK, Ján - ČERBA, Štefan - DUJČÍKOVÁ, Lenka - LÜLEY, Jakub - **OSUSKÝ, Filip** - VRBAN, Branislav. Nezávislá analýza postupu Slovenských elektrární, a, s., pri postupnej výmene SW pre výpočty aktívnych zón reaktorov VVER-440 v Slovenskej republike. Bratislava : FEI STU, 2015 (na základe zmluvy zhotoviteľa č. P534).
- [4] VRBAN, Branislav - ČERBA, Štefan - HAŠČÍK, Ján - LÜLEY, Jakub - **OSUSKÝ, Filip**. Neutronické analýzy demonštračnej jednotky plynom chladeného rýchleho reaktora - ALLEGRO systémom PARTISN 5.19. Bratislava : FEI STU, 2015 (na základe zmluvy zhotoviteľa č. OPVaV/3/2014/PZ).
- [5] MÁCSADIOVÁ, Jana - KOVÁCS, Zoltan - **OSUSKÝ, Filip** - SZENTKERESZTI, Maroš - RÝDZI, Stanislav - KOVÁR, Jakub. Pravdepodobnostné hodnotenie bezpečnosti prevádzky 3. bloku JE V2 J. Bohunice pre vonkajšie udalosti (PSA štúdia vonkajších udalostí). Bratislava : RELKO s.r.o., 2014.
- [6] MÁCSADIOVÁ, Jana - KOVÁCS, Zoltan - **OSUSKÝ, Filip** - SZENTKERESZTI, Maroš - RÝDZI, Stanislav. Krivky ohrozenia lokality JE V2 J. Bohunice extrémnymi meteorologickými udalosťami. Bratislava : RELKO s.r.o., 2014.

Summary

Neutronic study of fast reactor cores with a focus on transient processes

Fast reactor systems are considered as perspective energy sources that may effectively and economically close nuclear fuel cycle in the future. One promising systems is gas-cooled fast reactor design referred as GFR 2400. However, technical feasibility of this design during unprotected transients is questionable. The implementation of neutron trap passive systems is introduced in this dissertation thesis. Actuation mechanism of the passive system is Currie point latch with ALNICO as temperature sensitive material. Currie temperature is temperature when the material losses its ferromagnetic properties and ALNICOs' Curie temperature reaches 800 °C. Insertion of neutron trap assemblies at the periphery of the core is actuated by this mechanism. The geometrical design of the actuation mechanism was optimized to reach relevant actuation times of the passive system. However, the technical application of the proposed passive safety system design may be difficult from the thermohydraulic and thermomechanical point of view. Therefore, further investigation of the neutron trap passive system design is necessary in the future.

Diffusion code NESTLE, that is internally coupled with thermohydraulic sub-channel code, was used for the analysis of the unprotected transients. The NESLTE code was also coupled with CFD code Fluent to determine correct actuation times of the neutron trap passive system. Multiple inconsistencies were found between the thermohydraulic material properties used in GoFastR study and available literature. New thermalhydraulic model of GFR 2400 was developed by the literature survey and the results of coupled calculations may be qualified qualitatively correct.

Besides that, the results of coupled calculations showed that the implementation of proposed passive safety system can be perspective in the GFR 2400 design. Two unprotected transients were analyzed in this thesis. The first correspond to the rapid control rod ejection from the closest ring to the core center and the second corresponds to the shutdown of one coolant circulation compressor from total three in the core. In each case, the maximal fuel temperature (on the level of the assembly) was lower then the melting temperature of the fuel and construction materials.

We believe, that the prepared methodology and procedures proposed in the thesis will serve as the basis for the development and application of the coupled simulations of transient states at the Institute of Nuclear and Physical Engineering.