

Ing. Jakub Lüley

Autoreferát dizertačnej práce

DYNAMIKA POKROČILÝCH REAKTOROV NA RÝCHLYCH NEUTRÓNOCH

na získanie akademickej hodnosti philosophiae doktor

v doktorandskom študijnom programe: Jadrová energetika

v študijnom odbore: 5.2.31. Jadrová energetika

Bratislava, december 2016

SLOVENSKÁ TECHNICKÁ UNIVERZITA V BRATISLAVE
FAKULTA ELEKTROTECHNIKY A INFORMATIKY

Ing. Jakub Lüley

Autoreferát dizertačnej práce

DYNAMIKA POKROČILÝCH REAKTOROV NA RÝCHLYCH NEUTRÓNOCH

na získanie akademickej hodnosti philosophiae doktor

v doktorandskom študijnom programe: Jadrová energetika

v študijnom odbore: 5.2.31 Jadrová energetika

Bratislava, december 2016

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. Jakub Lüley**
Slovenská technická univerzita v Bratislave,
Fakulta elektrotechniky a informatiky
Ilkovičova 3, 812 19 Bratislava

Školiteľ: **doc. Ing. Ján Haščík, PhD.**
Slovenská technická univerzita v Bratislave,
Fakulta elektrotechniky a informatiky
Ilkovičova 3, 812 19 Bratislava

Oponenti: **doc. Ing. Ľubomír Sklenka, PhD.**
Katedra jaderných reaktorů, FJFI, ČVUT, Praha
V Holešovičkách 2, 180 00 Praha, ČR

Ing. Pavel Obložinský, DrSc.
posledné pracovisko Brookhaven National Laboratory, USA
Na Riviére 30, 841 01 Bratislava

Autoreferát bol rozoslaný:

Obhajoba dizertačnej práce sa koná: o h,

na Fakulte elektrotechniky a informatiky STU v Bratislave, Ilkovičova 3, 812 19 Bratislava, v zasadačke Ústavu jadrového a fyzikálneho inžinierstva, A-616

prof. Dr. Ing. Miloš Oravec
dekan

Obsah

Zoznam skratiek.....	4
Úvod	5
Ciele dizertačnej práce.....	6
1 Aplikácia poruchovej teórie pre reaktorové analýzy.....	7
1.1 Poruchová teória pre efektívny multiplikačný koeficient	7
1.2 Poruchová teória pre efekt reaktivity	7
1.3 Poruchová teória pre podiel oneskorených neutrónov	8
1.4 Implementácia poruchovej teórie do prostredia výpočtových systémov	8
1.5 Validácia upravených a vyvinutých výpočtových nástrojov	9
2 Príprava efektívnych účinných prierezov	10
3 Optimalizácia spätно-vázobných efektov plynom chladeného rýchleho reaktora.....	11
3.1 Charakterizácia spätно-vázobných efektov plynom chladeného rýchleho reaktora.....	12
3.2 Citlivostná analýza multiplikačného koeficientu a vybraných efektov reaktivity	13
3.3 Návrh optimalizovanej AZ z pohľadu spätно-vázobných efektov reaktivity	14
Záver	21
Bibliografia	22
Publikačná činnosť.....	23
Summary.....	29

Zoznam skratiek

AZ	Aktívna zóna
CCCC	Komisia pre koordináciu výpočtových kódov (Committee for Computer Code Coordination)
CE	Energeticky spojená knižnica účinných prierezov (Continuous Energy cross section library)
CSD	Kontrolné bezpečnostné zariadenie (Control Safety Device)
DP	Metóda priameho vnosu poruchy (Direct Perturbation method)
DSD	Diverzifikovaný bezpečnostné zariadenie (Diverse Safety Device)
EGPT	Ekvivalentná zovšeobecnená poruchová teória (Equivalent generalized perturbation theory)
EPT	Exaktná poruchová teória (Exact Perturbation Theory)
GEN IV	Štvrtá generácia jadrových reaktorov (Generation IV nuclear reactor)
GFR	Plynom chladený rýchly reaktor (Gas-cooled Fast Reactor)
GIF	Medzinárodné fórum pre reaktory IV. generácie (Generation IV International Forum)
GPT	Zovšeobecnená poruchová teória (Generalized Perturbation Theory)
HET	Heterogénny
HEX	Hexagonálny
HOM	Homogénny
IAEA	Medzinárodná agentúra pre atómovú energiu (International Atomic Energy Agency)
IF	Vnútrná palivová zóna (Inner Fuel), Poruchový integrál pre reakciu štiepenia
JAEA	Japonská agentúra pre atómovú energiu (Japan Atomic Energy Agency)
JHR	Reaktor Julesa Horowitza (Jules Horowitz Reactor)
LFR	Olovom chladený rýchly reaktor (Lead-cooled Fast Reactor)
MG	Viacskupinová knižnica účinných prierezov (Multi Group cross section library)
MOX	Miešané oxidové palivo (Mixed Oxide fuel)
NR	Aproximácia pre úzke rezonancie (Narrow Resonance Approximation)
OF	Vonkajšia palivová zóna (Outer Fuel)
PČ	Palivová časť
pcm	Tisícina percenta ρ (PerCent Mili ρ)
PK	Palivová kazeta
PP	Palivový prútik
RZ	Dvojrozmerný cylindrický útvar
SBJ	Štefan Braňo Jakub
SFR	Sodíkom chladený rýchly reaktor (Sodium-cooled Fast Reactor)
SG33	Sub-group 33
SPT	Štandardná poruchová teória (Standard Perturbation Theory)
ŠTUUP	Štandardná úprava účinných prierezov
VČ	Vložená časť
VHTR	Vysokoteplotný reaktor (Very high temperature reactor)
VVER	Vodo-vodný energetický reaktor (Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reaktor)
WR	Aproximácia pre široké rezonancie (Wide Resonance Approximation)
ZPPR	Plutóniový reaktor nulového výkonu (Zero Power Plutonium Reactor)
ZPR	Reaktor nulového výkonu (Zero Power Reactor)

Úvod

Vysoké náklady spojené s vývojom pokročilých jadrovo-energetických systémov je často krát možné vysvetliť nie príliš vysokou efektívnosťou niektorých častí vývojového procesu. Implementácia inovatívnych prístupov a ich následná priemyselná aplikácia môže následne niektoré z týchto procesov urýchliť. Dôsledky takto vylepšeného návrhu, ktorý môže zahŕňať aj výkonnosť palivového cyklu, možno ľahko identifikovať ako zníženie projektových tolerancií, redukcia zdĺhavého testovacieho programu spätne podporujúceho vývojový proces a skrátenie projektantského cyklu na základe návrhu splňajúceho všetky bezpečnostné požiadavky. Zníženie projektových tolerancií je možné dosiahnuť jedine redukciami niektorých kľúčových parametrov, ktoré charakterizujú výkonnosť systému, pomocou zdokonalenej presnosti a validáciou modelov použitých pri návrhu. Skrátenie testovacích programov je možné len v prípade použitia solídnych a robustných výpočtových nástrojov dôveryhodných na základe experimentálnej validácie. Skrátenie projektantského cyklu môže byť uskutočnené použitím efektívnejších a integrovaných projektantských nástrojov, ktoré by významne zredukovali inžinierske úkony. Často krát je fyzikálne pozadie skryté za obchodné tajomstvo alebo holý zdrojový kód, čo na jednej strane vytvára konkurenčnú výhodu, no na strane druhej sťažuje reprodukciu a implementáciu nových výsledkov dosiahnutých na základe výskumných činností. (PALMIOTTI, a iní, 2005)

Pre správne porozumenie základných princípov a fyzikálnemu pozadiu fungovania daného systému je táto práca koncipovaná z jednej časti ako implementácia teórie do existujúceho a nového výpočtového programu a následne do výpočtovej schémy ako nástroja pre naplnenie vytýčených cieľov. Keďže práca je zameraná na neutronickú charakterizáciu spätne-väzobných efektov, poruchová teória a jej dôsledky tvoria hlavný komponent teoretickej časti práce. Význam citlivostných koeficientov je prezentovaný zo všeobecného, ale aj z aplikačného hľadiska, kde cieľom bolo poukázať na dve základné funkcie. Citlivostné koeficienty umožňujú predpovedať ako bude analyzovaný systém reagovať na drobné zmeny vykonané v jeho návrhu, a zároveň sú nositeľom užitočnej informácie popisujúcej analyzovaný systém. Informácie o hustote toku neutrónov, makroskopických účinných prierezoch a váhovej funkcii skondenzované do jediného čísla, alebo vektora, je možné považovať za jedinečný otláčok prsta charakterizujúci skúmaný systém. V rámci implementácie poruchovej teórie do výpočtového systému bola navrhnutá teória pre výpočet implicitnej časti citlivostných koeficientov a súčasne bola vykonaná validácia funkčnosti programu na sade testovacích úloh, pre ktoré boli stanovené citlivostné koeficienty nezávislými organizáciami, porovnaním dosiahnutých hodnôt a aj využitím metódy priameho vnášania porúch. Druhá oblasť teoretickej časti, je zameraná na prípravu efektívnych účinných prierezov. V tomto prípade bola uplatnená implementácia prezentovaných teoretických záverov do funkčného programu, čím sa rozšírili jeho schopnosti zohľadniť heterogénne štruktúry modelovaných systémov. Na základe preukázania funkčnosti oboch oblastí (poruchová teória a príprava efektívnych účinných prierezov) bola vytvorená a v praktickej časti aplikovaná výpočtová schéma pozostávajúca z viacerých programov zabezpečujúcich procesy od spracovania jadrovo-fyzikálnych dát až po vyhodnotenie a grafickú interpretáciu dosiahnutých výsledkov.

Praktická časť dizertačnej práce následne pozostáva z piatich podkapitol. V úvode je popísaný vyšetrený referenčný systém plynom chladeného rýchleho reaktora z pohľadu vstupných a pomocných údajov a definícia výpočtových systémov. Následne bola vykonaná charakterizácia vybraných efektov reaktivity na základe definovaných okrajových prevádzkových parametrov, ako je tlak, teplota chladiva a teplota paliva. Posudzované neboli len integrálne vnosi reaktivity, ale využitím poruchovej teórie bolo možné hodnotiť priestorové závislosti, príspevky od jednotlivých izotopov a priblížiť citlivosť vybraných efektov reaktivity na prípadne zmeny. Na základe komplexnej analýzy boli navrhnuté dve skupiny modifikácií AZ, ktoré je možné charakterizovať ako konzervatívne a komplexné v zmysle predpokladaných zásahov do referenčného návrhu AZ. Hoci nie všetky navrhované varianty mali požadovaný vplyv na jednotlivé efekty reaktivity, v závere práce je navrhnutá koncepcia, ktorá výrazne redukuje kladnú spätnú väzbu pri poklese tlaku chladiva. Všetky relevantné hodnoty integrálnych parametrov sú v práci podporené porovnávacím výpočtom na báze metódy Monte Carlo pomocou systému SCALE a príslušných programov. Špecifickou vlastnosťou

práce je identifikácia neistôt od mikroskopických účinných prierezov všetkých prezentovaným integrálnych parametrov stanovených pomocou navrhnutej výpočtovej schémy, čo nadobudnuté výsledky robí jedinečnými v stredoeurópskom regióne.

Výsledky dizertačnej práce sú súčasťou riešenia projektov Vedeckej grantovej agentúry VEGA 1/0796/13, Agentúry pre podporu vedy a výskumu APVV-0123-12 a medzinárodného projektu GoFastR.

Ciele dizertačnej práce

Cieľom dizertačnej práce je stanovenie a optimalizácia spätno-väzobných efektov reaktivity z pohľadu bezpečnosti a prevádzky jadrového zariadenia pracujúceho s rýchlym spektrom neutrónov. Materiálové zloženie a geometria aktívnej zóny ako hlavné parametre priamo ovplyvňujú integrálne hodnoty jednotlivých efektov, ale majú vplyv aj na ich rozloženie v axiálnom a radiálnom smere, čo môže viesť k tlmeniu lokálnych extrémov. Analýzy sú zamerané na plynom chladený reaktor, modelovaný na základe príbuznosti alebo konštrukcie experimentálneho reaktora ALLEGRO, v závislosti od dostupnosti technických údajov, pre ich uplatnenie v projektových analýzach. Predpokladané ciele zhrnieme do nasledujúcich bodov:

1. Validácia výpočtových programov, serverových systémov a spôsobu prípravy materiálových knižníc mikroskopických účinných prierezov pre rýchle spektrum neutrónov pomocou testovacích úloh.
2. Vytvorenie geometrických modelov kaziet a zostavenie aktívnej zóny na základe projektu plynom chladeného rýchleho reaktora s uvážením použitia rôznych konštrukčných materiálov a typov aktívnych zón.
3. Definovanie vyšetrovaných stavov na základe definícií spätno-väzobných efektov reaktivity a prechodových dejoch spôsobených havarijnými udalosťami a ich implementácia do geometrických modelov.
4. Stanovenie jednotlivých efektov reaktivity a porovnanie ich hodnôt pre jednotlivé výpočtové kódy, v prípade dostupnosti dát validácia výsledkov výpočtovým kódom ERANOS na základe projektových analýz.
5. Ohodnotenie vplyvu použitia množivej zóny s minoritnými aktinoidami alebo s ochudobneným uránom na bezpečnostné parametre.

1 Aplikácia poruchovej teórie pre reaktorové analýzy

Poruchová teória sa z väčšej časti využíva na ohodnotenie vplyvu vnesenia malých porúch do štiepneho systému, kde na základe príslušných efektov je možné odhadnúť citlivosť systému na daný vnos alebo priamo určiť zmenu sledovaného parametra, ktorú tento vnos vyvolal. Tento princíp využíval pri svojej práci už Wigner (WIGNER, 1945), na základe ktorej práve poruchová teória vznikla. Ako prvý odvodiť na základe konvenčnej poruchovej metódy formuláciu pre vnos reaktivity vyvolaný zmenou v jadrových dátach popisujúcich sledovaný systém Usachev (GANDINI, 1967). Z výpočtového hľadiska, keď bola táto teória vyvíjaná, navrhnuté vyjadrenie nebolo praktické, pretože bolo potrebné poznať hustotu toku neutrónov aj pre systém s poruchou. Následne Gandini túto metódu zovšeobecnil pre systém lineárnych a bi-lineárnych funkcionálov, ktoré zahŕňajú ako vnos reaktivity, tak aj reakčné rýchlosti a spektrálne indexy (GANDINI, 1967). Použitie zovšeobecnenej poruchovej teórie (GPT - Generalized Perturbation Theory) si však vyžaduje použitie zovšeobecného adjugovaného toku, ktorý však nie je také jednoduché určiť. Vnos reaktivity alebo relatívnu zmenu multiplikačného koeficientu vyvolanú zmenou, napríklad v jadrovo-fyzikálnych dátach, je možné stanoviť za určitých zjednodušení bez poznania hustoty toku neutrónov pre systém s poruchou.

1.1 Poruchová teória pre efektívny multiplikačný koeficient

Poruchová teória pre multiplikačný koeficient vedie ku citlivostnému koeficientu vyjadrujúci vplyv zmeny v Boltzmanových operátoroch transportnej rovnice neutrónov, ktoré zahŕňajú základnú charakteristiku vyšetřovaného systému. Citlivostný koeficient potom môžeme slovne definovať ako percentuálnu zmenu k_{eff} spôsobenú jedno percentnou zmenou parametra α , ktorý pri praktickom využití reprezentuje jadrovo-fyzikálne dáta. Pod pojmom jadrovo-fyzikálne dáta sú zahrnuté mikroskopické a makroskopické účinné prierezy, štiepne spektrum a počet neutrónov vznikajúcich pri štiepení. Štandardné vyjadrenie citlivostného koeficientu pre efektívny multiplikačný koeficient v závislosti od parametra α je definované rovnicou (1).

$$S_{k,\alpha} = \frac{\alpha \Delta k}{k \Delta \alpha} \cong \frac{\langle \Phi^* \left(\frac{1}{k} \frac{\partial P}{\partial \alpha} - \frac{\partial L}{\partial \alpha} \right) \Phi \rangle}{\frac{1}{k} \langle \Phi^* P \Phi \rangle} \quad (1)$$

Pri aplikácii rovnice (1) na viac skupinový transportný alebo difúzny výpočet, je potrebné uvažovať pri výpočte citlivostných koeficientov aj s implicitným príspevkom odozvovej funkcie. Preto sa v niektorých literatúrach citlivostný koeficient vyjadrený rovnicou (1) nazýva aj explicitný citlivostný koeficient. Na základe teórie prezentovanej v (REARDEN, a iní, 2011), v ORNL definovali celkový citlivostný koeficient, ktorý pozostáva z explicitnej a implicitnej časti. V dizertačnej práci je navrhnutý alternatívny spôsob výpočtu implicitnej časti citlivostného koeficientu, ktorý priamo zohľadňuje spôsob prípravy účinných prierezov pre transportný výpočet využívaný pre stanovenie rozloženia hustoty toku neutrónov.

Citlivostné koeficienty charakterizujú relatívnu odozvu sledovaného systému na malé zmeny, poruchy, súvisiace s mikroskopickými a makroskopickými účinnými prierezmi. V niektorých prípadoch je však potrebné ohodnotiť absolútnu zmenu, ktorú porucha vyvolala, prípadne jej rozklad na jednotlivé reakcie alebo jej priestorovú závislosť. Na základe tejto filozofie bola v dizertačnej práci odvodená exaktná poruchová teória a následne implementovaná do výpočtového programu spolu s citlivostnými koeficientami.

1.2 Poruchová teória pre efekt reaktivity

Z pohľadu poruchovej teórie je možné efekt reaktivity považovať za odozvu systému na úrovni integrálneho parametra ako bolo k_{eff} v predchádzajúcej kapitole. Gandini pre efekt reaktivity ako odozvu systému upravil GPT do metódy nazývanej ekvivalentná zovšeobecnená poruchová teória (EGPT – Equivalent generalized perturbation theory), kde pri odvodení vyjadrenia citlivostných koeficientov nahradil riešenia zovšeobecnenej hustoty toku neutrónov a adjugovaného toku za riešenie

homogénnych rovníc (GANDINI, a iní, 1986). Týmto prístupom je vyjadrenie citlivostného koeficientu pre efekt reaktivity ekvivalentné použitiu štandardnej poruchovej teórie pre dva vyšetované stavy. Vyjadrenie EGPT pre efekt reaktivity je uvedený v rovnici (2). (WILLIAMS, 2007)

$$S_{\rho,\alpha} = \frac{1}{\rho_{1,2}} \left[\frac{1}{k_2} S_{k_2,\alpha} - \frac{1}{k_1} S_{k_1,\alpha} \right], \quad (2)$$

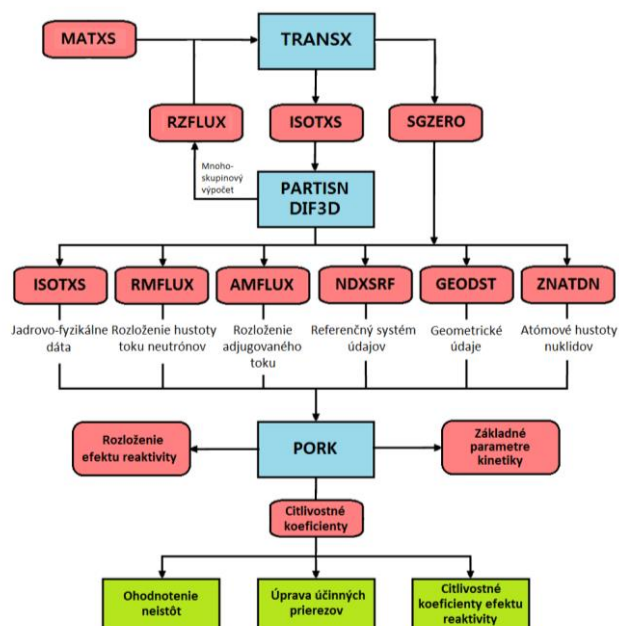
1.3 Poruchová teória pre podiel oneskorených neutrónov

Z pohľadu prechodových procesov výpočet podielu oneskorených neutrónov musí zohľadňovať, tak ako priestorovú závislosť štiepenia, tak aj energetickú závislosť produkcie okamžitých a oneskorených neutrónov. Na rozdiel od reaktorov pracujúcich v tepelnom spektre neutrónov, kde je dominantný štiepny izotop ^{235}U , v rýchlom spektre je vektor štiepných izotopov tvorený viacerými nuklidmi, ktorý sa počas prevádzky reaktora navyše mení. Z toho dôvodu je potrebné adekvátne zohľadniť jednotlivé príspevky podielu oneskorených neutrónov od rôznych izotopov (WALTAR, a iní, 1981). Ak sa zoberú do úvahy všetky spomenuté aspekty, dostaneme vyjadrenie pre efektívny podiel oneskorených neutrónov vyšetovaného systému v tvare:

$$\beta_{eff} = \frac{\sum_m \sum_{i=1}^6 \beta_{im} \int \Sigma_g \Phi_g^* \chi_{dg} \Sigma_g (v \Sigma_f)_{m,g} \Phi_g dV}{\int \Sigma_g \Phi_g^* \chi_g \Sigma_g (v \Sigma_f)_{m,g} \Phi_g dV} \quad (3)$$

1.4 Implementácia poruchovej teórie do prostredia výpočtových systémov

Na výpočet poruchových integrálov a citlivostných koeficientov bol v rámci dizertačnej práce vyvinutý výpočtový nástroj s názvom PORK (PORuchový Kód), ktorý v sebe zahŕňa väčšinu poruchovej teórie prezentovanej v rámci dizertačnej práce. PORK bol navrhnutý, tak aby mohol byť prepojený s výpočtovým systémom PARTISN (ALCOUFFE, a iní, 2008). Výstupné súbory z výpočtu v CCC (Committee on Computer Code Coordination) štandarde (CARMICHAEL, 1974) sa priamo využívajú ako nosič údajov popisujúci skúmaný systém a zároveň sa využívajú pri výpočte citlivostných koeficientov. Zjednodušená výpočtová schéma, v rámci ktorej je možné určiť rôzne parametre AZ na základe výstupov poruchovej teórie implementovanej do výpočtového nástroja PORK, je zobrazená na Obr. č. 1.1. PORK je zároveň schopný spracovať aj s rôznymi typmi CCC súborov obsahujúcich rozloženie hustoty toku neutrónov. Na Obr. č. 1.1 je prezentovaný súbor obsahujúci uhlové momenty hustoty toku neutrónov v závislosti na pozícii a energetickej skupine.



Obr. č. 1.1: Schéma výpočtu parametrov AZ s implementovaným výpočtovým nástrojom PORK

Ďalšou výhodou výpočtového nástroja PORK je využívanie rovnakej knižnice obsahujúcej efektívne jadrovo-fyzikálne dáta (ISOTXS), ako pre výpočet hustoty toku neutrónov. Jedinou podmienkou je, že, tak ako aj príprava knižnice, tak aj samotný transportný výpočet musí byť definovaný jednotlivými izotopmi pre každý použitý materiál.

1.5 Validácia upravených a vyvinutých výpočtových nástrojov

Validácia vyvinutého programu PORK bola realizovaná na dvoch úrovniach. Prvá úroveň zahŕňala štandardný spôsob pomocou metódy priameho vnosu poruchy (DP). Keďže DP podáva informáciu len o integrálnom citlivostnom koeficiente, v rámci druhej úrovne sa prihliadalo na energetický profil citlivostných koeficientov. Hoci DP je vo väčšine prípadov dostačujúca metóda, v špeciálnych prípadoch môže zanedbať práve energeticky závislé efekty, ktoré pri integrálnom hodnotení nie je možné rozoznať. Prípadne ak sa tieto energeticky závislé efekty vyrušia, integrálny citlivostný koeficient môže dosiahnuť takú nízku hodnotu, že už nebude možné pri validácii aplikovať DP. Skôr, ako bolo možné pristúpiť k validácii samotného programu PORK, bolo potrebné overiť, či zmeny vykonané v zdrojovom kóde programu TRANSX (MACFARLANE, 1995), ktoré rozširujú funkcionality programu PORK, neovplyvňujú samotný transportný výpočet. V tomto prípade bola dostačujúca sada úloh definovaná pracovnou skupinou SG33 (PALMIOTTI, a iní, 2013). Výsledky efektívnych multiplikačných koeficientov stanovených nezmenenou a zmenenou verziou programu TRANSX sú uvedené v Tab. 1.1.

Tab. 1.1: Porovnanie výpočtov kritickosti testovacích úloh v závislosti od verzie programu TRANSX

k_{eff}	FLATTOP	JEZ_239	JEZ_240	JOYO	ZPPR9	ZPR6	ZPR6_HPu
TRANSX orig.	1,00060	1,00000	0,99997	1,00618	0,99060	0,99828	0,99886
TRANSX new	1,00060	1,00000	0,99997	1,00618	0,99060	0,99828	0,99886

Následne bola vykonaná validácia citlivostných koeficientov k_{eff} pomocou DP. V práci sú prezentované len vybrané nuklidy charakteristické pre jednotlivé úlohy. Aj táto metóda má svoje obmedzenia, hlavne v prípade ak sa zameriavame na konkrétnu reakciu. Citlivostné koeficienty s hodnotou menšou, ako $1E-04$ nie je možné priamou metódou určiť, a preto porovnanie pre reakciu $n2n$ nie je prezentované. V Tab. 1.2 je uvedené porovnanie pre tri hlavné štiepne izotopy, ktoré boli použité vo vybraných testovacích úlohách. Zhoda bola dosiahnutá takmer vo všetkých prípadoch, kde relatívna odchýlka medzi hodnotami stanovenými metódou priameho vnosu poruchy (DP) a citlivostným výpočtom (SEN) sa pohybovala okolo 1%, okrem úlohy JOYO. V prípade záchytu na ^{235}U pre úlohu JOYO relatívna odchýlka bola na úrovni 5%.

Tab. 1.2: Porovnanie integrálnych citlivostných koeficientov k_{eff} pre testovacie úlohy JEZ_239, JEZ_240 a JOYO

Úloha	JEZ_239		JEZ_240		JOYO	
	^{239}Pu		^{240}Pu		^{235}U	
Reakcia	DP	SEN	DP	SEN	DP	SEN
Štiepenie	7,21E-01	7,28E-01	1,10E-01	1,10E-01	2,76E-01	2,76E-01
Nu-bar	9,57E-01	9,66E-01	1,47E-01	1,47E-01	4,60E-01	4,57E-01
Záchyt	-7,40E-03	-7,54E-03	-2,90E-03	-2,89E-03	-4,78E-02	-4,53E-02
Pružný r.	6,50E-02	6,42E-02	1,63E-02	1,62E-02	4,79E-03	4,73E-03
Nepružný r.	4,00E-02	3,99E-02	7,72E-03	7,76E-03	6,91E-04	6,82E-04

V ďalšom kroku bola realizovaná validácia citlivostných koeficientov a ich energetických profilov pre efekt reaktivity. Sada testovacích úloh obsahovala modifikáciu úlohy ZPPR9, kde bola v časti AZ modelovaná strata chladiva, čím bolo možné vypočítať dutinový efekt reaktivity. Pre úlohu ZPPR9 boli v rámci SG33 pripravené citlivostné koeficienty efektu reaktivity, ktoré boli v práci použité na validáciu energetického priebehu citlivostných profilov (PALMIOTTI, a iní, 2013). V duchu štandardnej procedúry validácie bolo vykonaný výpočet integrálnych citlivostných koeficientov metódou DP. Keďže pre každú hodnotu je potrebné vykonať 2 kritické výpočty a dať ich do vzťahu s referenčným, porovnávacia 10 % podmienka na relatívnu odchýlku bola v niektorých prípadoch nedosiahnuteľná. V prípadoch s relatívnou odchýlkou nad 10 % bola väčšia váha kladená práve na porovnanie citlivostných profilov.

2 Príprava efektívnych účinných prierezov

Výpočtové systémy, ktoré boli v rámci práce použité, aj keď to nebolo explicitne povedané, využívajú približné riešenie vo forme viacskupinového priblíženia namiesto spojitej energetickej závislosti. V oboch prípadoch, či už pre systém SCALE (SCALE, 2011) alebo programy DIF3D (DERSTINE, 1984) a PARTISN, samotnému výpočtu predchádza proces prípravy efektívnych účinných prierezov vo viacskupinovom priblížení. Tento proces je znázornený na Obr. č. 1.1 v rámci výpočtovej schémy programu PORK. V prípade ak vyšetrovaný systém alebo elementárna bunka obsahuje nuklidy s výraznými rezonanciami, určenie správneho vážiaceho toku sa stáva v procese integrácie kľúčovou úlohou. Rezonančný materiál v rozriedenej zmesi alebo v malých množstvách svojou prítomnosťou príliš neovplyvní priebeh hustoty toku neutrónov (v literatúre označovaný ako nekonečne zriedený prípad), naopak ak rezonančný materiál tvorí podstatnú časť zmesi, tak spôsobí ostré poklesy hustoty toku neutrónov zodpovedajúce jednotlivým rezonanciám. Následne celková reakčná rýchlosť alebo hustota interakcií neutrónov s látkou na danej energetickej oblasti bude redukovaná. Tento jav sa volá efekt samo-tienenia. Pri reálnych aplikáciách sú jednotlivé materiály, pre ktoré je potrebné pripraviť viacskupinové konštanty, zložené z rôzneho počtu izotopov a s rôznymi vlastnosťami. Bondarenkova metóda, ako rozšírenie NR aproximácie, celý tento proces prípravy a zohľadnenia efektu samo-tienenia zjednodušuje. Hoci Bondarenkova metóda ignoruje niektoré jemné štruktúry použitím konštantnej hodnoty pri viacskupinovej metóde, na druhej strane však umožňuje pred počítať účinne prierezy bez poznania detailného zloženia akéhokoľvek materiálu. V reálnych prípadoch sú však rezonančné materiály izolované v určitých oblastiach, ktoré ako celok tvoria elementárnu heterogénnu bunku. V takýchto prípadoch je potrebné pri efekte samotienenia zohľadniť medziregionálnu interakciu, ako je napríklad únik z danej oblasti a následne z energetickej skupiny, či už formou absorpcie alebo spomalením v inej blízkej oblasti. Ohodnotenie heterogénneho usporiadania je založené na druhej vete ekvivalencie rezonančného úniku, ktorá pre heterogénnu štruktúru charakterizovanú účinným prierezom úniku σ_e definuje účinný prierez pozadia ako $\sigma_0 + \sigma_e$, kde σ_0 je účinný prierez pozadia pre homogénnu oblasť. (GREENE, 1998)

Spôsob nastavenia vstupného súboru do programu TRANSX umožňuje takú modifikáciu, ktorá dokáže adekvátne zohľadniť vplyv pokrytia. Bohužiaľ štruktúra výpočtu Dancoffovho faktora v programe TRANSX umožňuje aplikovať tento výpočet len na jeden materiál, keďže v minulosti sa nepredpokladalo použite materiálov pri pokrytí, ktoré by ovplyvňovali neutrónovú bilanciu. Ak sa však pozrieme trochu do budúcnosti, kde by sme chceli popísané metódy použiť v rámci analýz plynom chladeného rýchleho reaktora GFR 2400, tak bolo potrebné sa týmito problémami podrobnejšie zaoberať. Implementovaná metóda výpočtu účinného prierezu úniku bola založená na princípe superpozície, kde sa samotný výpočet účinného prierezu úniku rozdelil na dva kroky. V prvom kroku sa vypočíta účinný prierez úniku v sústave palivo-pokrytie, kde sa použije Dancoffov faktor s geometrickým parametrom a zanedbá sa vplyv chladiva. Následne sa pristúpi k výpočtu účinného prierezu úniku s použitím geometrického parametra, ktorý uvažuje zase vplyv pokrytia za nulový. Na záver je výsledný účinný prierez úniku sumou týchto dvoch čiastkových hodnôt. Metóda bola testovaná priamo na výpočte základného stavu reaktora GFR 2400. Jednotlivé výpočty boli vykonané na základe štandardnej výpočtovej schémy uvedenej na Obr. č. 1.1, kde výpočet v hexagonálnej geometrii bol

zabezpečený programom DIF3D a zjednodušený dvojrozmerný výpočet programom PARTISN. Vo všetkých prípadoch bola použitá zdrojová knižnica jadrovo-fyzikálnych dát s označením SBJ_620_E71, ktorá bola pripravená v rámci dizertačnej práce Štefana Čerbu (ČERBA, 2015). Dosiahnuté výsledky sú prezentované v Tab. 2.1, kde pre porovnanie sú uvedené aj výsledky vypočítané kódom ERANOS v rámci európskeho projektu GoFastR (PERKÓ, a iní, 2015) a výsledky stanovené výpočtovými systémami využívajúce metódu Monte Carlo prevzaté z dizertačnej práce Štefana Čerbu (ČERBA, 2015).

Tab. 2.1: Porovnanie k_{eff} základných stavov reaktora GFR použitím rôznych programov a metód prípravy účinných priereзов

Metóda	štandardná metóda				metóda superpozície			
	ERANOS		PARTISN	DIF3D	PARTISN	DIF3D	MCNP	SCALE
Program	RZ	HEX	RZ	HEX	RZ	HEX	HEX	HEX
HOM	1.01558 ¹	1.01060 ¹	1.02603 ³	1.01211 ⁴	1.02603 ³	1.01211 ⁴		
HET	1.01834 ²	1.01216 ¹	1.02838 ³	1.01447 ⁴	1.02814 ³	1.01426 ⁴	1.01865 ⁵	1.02298 ⁶

¹ – 33 skupín, ² – 172 skupín, ³ – 620 skupín, ⁴ – 25 skupín, ⁵ – kontinuálne, ⁶ – 238 skupín

3 Optimalizácia spätно-väzobných efektov plynom chladeného rýchleho reaktora

Plynom chladený rýchly reaktor (GFR) je jedným z perspektívnych reaktorových konceptov definovaných v rámci Medzinárodného fóra štvrtej generácie reaktorov (GIF – z anglického Generation-IV International Forum). Atraktivita tohto konceptu spočíva v potenciáli dosiahnuť dramatické zlepšenie využitia štiepneho materiálu a podstatne zredukovať veľkosť radiotoxicity rádioaktívneho odpadu. Osobité prednosti GFR sú tvrdé neutrónové spektrum a prienik s technológiou vysoko teplotného reaktora (VHTR). GFR vytvára premostenie medzi technológiou veľkého komerčného plynom chladeného tepelného reaktora, héliom chladeného vysokoteplotného reaktora v krátkodobom horizonte, VHTR v dlhodobom horizonte a sodíkom chladeného rýchleho reaktora (SFR) (STAINSBY, a iní, 2011). Z pohľadu spätно-väzobných efektov a fyzikálnych parametrov komponentov AZ je možné reaktor GFR 2400 definovať v kvázi ustálených stavoch, ktoré tvoria hranice bezpečnej prevádzky. Základný stav reaktora je charakterizovaný strednou hodnotou teploty paliva a chladiva a štandardným prevádzkovým tlakom. Limitujúcimi faktormi prevádzky reaktora sú teplota tavenia paliva a konštrukčných častí, minimálna teplota pri studenom stave, strata tlaku primárneho okruhu a minimálny tlak pri ktorom je možné odviešť zvyškové teplo prirodzenou cirkuláciou a zmena kompozície chladiva spôsobená porušením tesnosti primárneho okruhu voči sekundárnemu okruhu alebo voči bezpečnostnému kontajmentu. Na základe kombinácie statických výpočtov vybraných stavov je možné určiť príslušné integrálne vnosy reaktivity od zmeny sledovaného parametra a následne určiť efekty reaktivity a ich rozklad na parciálne zložky pomocou poruchovej teórie. Základná schéma výpočtu integrálnych alebo lokálnych parametrov definovaných stavov reaktora GFR 2400 je znázornená na Obr. č. 1.1. Nosnou časťou je výpočet kritickosti difúznym programom DIF3D a stanovenie rozloženia hustoty toku neutrónov v priamom a adjugovanom tvare. Samotnému výpočtu predchádza proces prípravy efektívnych mikroskopických účinných priereзов za použitia programov TRANSX a PARTISN. Následne na výpočet kritickosti nadväzuje program PORK a ŠTUUP (VRBAN, 2014), ako aplikácia poruchovej teórie a analýzy neurčitosti. Pri výpočte konkrétnych vnosov reaktivity a citlivostných koeficientov multiplikačného koeficientu boli pre porovnanie a validáciu dosiahnutých výsledkov použité programy so systému SCALE využívajúce metódu Monte Carlo (KENO6 a TSUNAMI-3D).

3.1 Charakterizácia spätно-väzobných efektov plynom chladeného rýchleho reaktora

Efektívny podiel oneskorených neutrónov bol stanovený na základe poruchovej teórie pre základný stav $\beta_{eff} = 377 \pm 3.7$ pcm, čo je v súlade s hodnotou stanovenou pomocou kódu MCNP5 $\beta_{eff} = 381 \pm 7$ pcm prezentovanou v dizertačnej práci (ČERBA, 2015). Efekty reaktivity vyvolané zmenou teploty a tlaku sú zaznamenané v Tab. 3.1 a v Tab. 3.2, kde v hornej časti tabuľky je definovaný daný typ efektu a výpočtový systém, ktorý bol pre stanovenie použitý. Prvý stĺpec potom vyjadruje teplotu sledovaného materiálu. Ľavá časť tabuliek kvantifikuje vnos reaktivity vyvolaný stratou tlaku chladiva zo 7 MPa na 1 MPa pri danej teplote sledovaného materiálu. Pravá časť tabuliek naopak kvantifikuje vnos reaktivity od zmeny teploty sledovaného materiálu pri konštantnom tlaku chladiva 7 MPa.

Tab. 3.1: Vnos reaktivity v závislosti od zmeny teploty paliva a zmeny tlaku

Teplota [K]	$\Delta\rho_{7 \rightarrow 1}$ [pcm]		$\Delta\rho_{T_{paliva}}$ [pcm]	
	DIF3D	SCALE	DIF3D	SCALE
453	212,9 ±10.3	196.7 ±13,0	1183,1 ±36.9	1102.9 ±13,2
663	219,5 ±10.5	219.0 ±13,1	708,8 ±21.5	699.8 ±13,2
913	222,2 ±10.5	188.0 ±13,1	342,9 ±10.2	370.2 ±13,2
1263	226,0 ±10.6	208.8 ±13,3	0,0 ±0.0	0.0 ±13,3
1663	229,4 ±10.7	219.8 ±13,3	-282,9 ±8.1	-290.6 ±13,3
2063	232,0 ±10.8	224.1 ±13,2	-503,7 ±14.3	-519.5 ±13,4

Najväčšie hodnoty efektu reaktivity, ktoré sú vyvolané zmenou teploty paliva, je možné pozorovať v Tab. 3.1. Dopplerov efekt pri náraste teploty paliva zabezpečuje adekvátny vnos zápornej reaktivity, kde pri hornom limite tento vnos markantne prevyšuje hodnotu β_{eff} . Maximálny vnos reaktivity, hoci kladný, však bol dosiahnutý pri poklese teploty paliva z prevádzkovej úrovne na úroveň studeného stavu, hoci sa dá predpokladať, že takáto situácia môže nastať s nulovou pravdepodobnosťou. Ak by bol pokles teplôt paliva sprevádzaný aj poklesom teploty chladiva, tak môžeme očakávať mierne kompenzovanie kladného efektu záporným vnosom reaktivity od zmeny teploty chladiva, ktorý je prezentovaný v Tab. 3.2. Zároveň môžeme konštatovať, že teplota paliva má minimálny vplyv na veľkosť a polaritu vnosu reaktivity pri strate tlaku chladiva.

Tab. 3.2: Vnos reaktivity v závislosti od zmeny teploty chladiva a zmeny tlaku

Teplota [K]	$\Delta\rho_{7 \rightarrow 1}$ [pcm]		$\Delta\rho_{T_{chladiva}}$ [pcm]	
	DIF3D	SCALE	DIF3D	SCALE
453	448,7 ±21.1	434.0 ±13,3	-261,7 ±12.3	-251.4 ±13,4
663	308,9 ±14.5	301.4 ±13,2	-97,9 ±4.6	-90.3 ±13,3
913	226,0 ±10.6	208.8 ±13,3	0,0 ±0.0	0.0 ±0,0
1263	163,4 ±7.7	197.6 ±13,3	72,4 ±3.4	57.5 ±13,3
1663	124,3 ±5.8	110.3 ±13,3	118,2 ±5.6	110.8 ±13,3
2063	100,3 ±4.7	105.7 ±13,3	146,2 ±6.9	146.2 ±13,3

Pokles tlaku chladiva na 1 MPa je vo všetkých vyšetovaných prípadoch, prezentovaných v Tab. 3.2, charakterizovaný ako kladný vnos reaktivity. Najväčší efekt reaktivity bol dosiahnutý pri teplote chladiva zodpovedajúcej studenému stavu, kde očakávaný vnos reaktivity presahuje hodnotu β_{eff} , čo už robí tento efekt reaktivity pri prevádzke, na príklad na nulovom výkone, kritickým. Zároveň pri stúpajúcej teplote chladiva má efekt od straty tlaku chladiva klesajúcu tendenciu, čo by mohlo vytvárať určitý priestor pri optimalizovaní tohto efektu aj na úkor záporného efektu reaktivity od nárastu teploty paliva. Pre presnejšie hodnotenie jednotlivých efektov reaktivity boli vypočítané priestorové závislosti vybraných vnosov reaktivity, ktoré sú prezentované v dizertačnej práci.

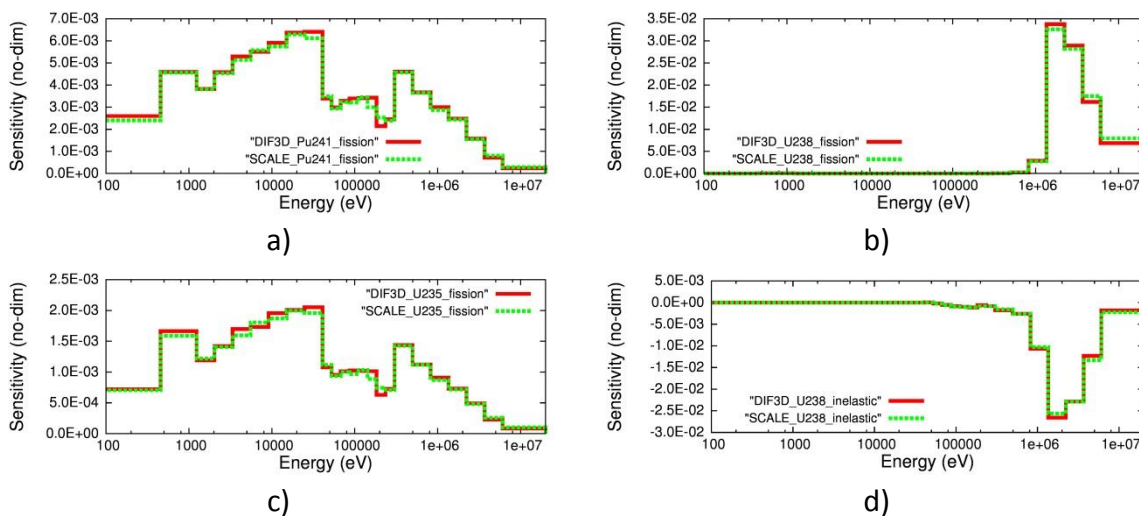
3.2 Citlivostná analýza multiplikačného koeficientu a vybraných efektov reaktivity

Citlivostná analýza k_{eff} je v súlade s teoretickými predpokladmi. V Tab. 3.3 sú uvedené izotopy, na ktoré je k_{eff} najviac citlivé. Vo väčšej miere ide o izotopy obsiahnuté prevažne v palive. Desať najvýznamnejších izotopov dopĺňajú izotopy pokrytia (Re, Si) a reflektora (Zr, Si) vďaka rozptylovým reakciám, ktoré aspoň z časti posúvajú tvrdšie spektrum reaktora GFR 2400. Najvýznamnejším izotopom je podľa predpokladu ^{239}Pu , ako primárny štiepny materiál. Krok s ním drží ešte ^{241}Pu , ktorý má však už o rád menší sumárny citlivostný koeficient. Citlivostné koeficienty na ostatné izotopy sú o ďalší rád nižšie, hoci v niektorých prípadoch nastáva vzájomná kompenzácia viacerých reakcií, čo vedie k zníženiu sumárneho vplyvu.

Tab. 3.3: Citlivostné koeficienty k_{eff} izotopov AZ reaktora a ich dekompozícia na jednotlivé reakcie

Izotop	χ	Štiepenie	Nu-bar	Záchyt	Pružný r.	Nepružný r.	n2n	Celkový
^{239}Pu	6,48E-04	4,46E-01	6,03E-01	-4,40E-02	5,18E-04	-4,44E-03	1,61E-05	1,00E+00
^{241}Pu	8,41E-05	8,61E-02	1,15E-01	-4,97E-03	5,85E-05	-7,75E-04	1,14E-05	1,95E-01
^{240}Pu	2,96E-04	4,31E-02	6,25E-02	-1,98E-02	2,79E-04	-2,08E-03	5,85E-06	8,43E-02
C_{nat}	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	-1,00E-05	-8,19E-02	-1,57E-03	0,00E+00	-8,34E-02
^{235}U	4,42E-05	2,70E-02	3,84E-02	-3,27E-03	2,93E-05	-5,03E-04	3,62E-06	6,17E-02
^{238}U	6,06E-03	8,90E-02	1,49E-01	-2,19E-01	4,88E-03	-8,37E-02	5,84E-04	-5,28E-02
^{90}Zr	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	-1,13E-03	3,02E-02	8,48E-05	6,46E-07	2,92E-02
^{238}Pu	3,10E-05	1,36E-02	1,87E-02	-3,08E-03	2,73E-05	-1,74E-04	1,10E-06	2,91E-02
^{187}Re	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	-1,64E-02	7,33E-05	-2,26E-03	8,49E-06	-1,86E-02
^{28}Si	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	-1,68E-03	-3,51E-03	-1,02E-02	-1,01E-12	-1,54E-02

Na Obr. č. 3.1 sú zobrazené citlivostné profily pre reakciu štiepenie a izotopy ^{241}Pu , ^{235}U a ^{238}U . Práve ^{241}Pu a ^{235}U majú významnejšiu časť v oblasti nižších energií, a naopak ^{238}U v oblasti vysokých energií. V prípade ^{238}U je silne pozitívny vplyv od štiepenia kompenzovaný záporným vplyvom od nepružného rozptylu, čo v sumáre s reakciou záchyt tento izotop dáva na úroveň ^{235}U , ktorý je v palive obsiahnutý v minoritnom množstve.



Obr. č. 3.1: Citlivostné profily k_{eff} a reakcie štiepenia (a, b, c) a nepružného rozptylu (d) pre izotopy ^{241}Pu , ^{238}U a ^{235}U

Vyšetrované vnosi reaktivity pre rôzne straty tlaku chladiva ukázali, že tento parameter získava na dôležitosť práve pri nižších teplotách, kde je väčšia prevádzková hustota hélia. Zároveň však prechod od vyšších teplôt k tým nižším je sprevádzaný záporným vnosom reaktivity, čo pri

prechodových dejoch môže kladný vnos reaktivity korigovať. Na základe získaných výsledkov, bola vykonaná citlivostná analýza pre dva efekty reaktivity, a to pre zmenu tlaku chladiva zo 7 MPa na 1MPa pri teplote 453 K a zmenu teploty chladiva z prevádzkových 913 K práve na 453 K. Oba tieto efekty sú založené na zmene hustoty chladiva, ako hlavný následok iniciačnej udalosti, kde vplyv zmeny teploty na mikroskopické účinné prierezy ^4He môžeme považovať za zanedbateľný. Ak sa pozrieme bližšie na vyšetované efekty, tak zmena hustoty v jednotlivých prípadoch má opačnú orientáciu. V prípade straty tlaku pozorujeme pokles hustoty a v prípade poklesu teploty zase nárast hustoty chladiva. V týchto intenciách boli vypočítané aj citlivostné koeficienty pre pokles teploty chladiva, ktoré pre jedenásť najväčších prispievateľov sú uvedené v Tab. 3.4.

Tab. 3.4: Citlivostné koeficienty efektu reaktivity pri poklese teploty chladiva na 453 K a ich dekompozícia na jednotlivé reakcie

Izotop	χ	Štiepenie	Nu-bar	Záchyt	Pružný r.	Nepružný r.	n2n	Celkový
^{239}Pu	7,40E-04	7,98E-01	9,61E-01	-1,85E-01	6,44E-03	2,32E-02	1,17E-06	1,60E+00
^4He	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	-1,01E+00	0,00E+00	0,00E+00	-1,01E+00
C_{nat}	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	-9,55E-06	4,81E-01	7,70E-05	0,00E+00	4,81E-01
^{241}Pu	9,72E-05	2,17E-01	2,75E-01	-1,69E-02	7,20E-04	2,94E-03	1,41E-05	4,78E-01
^{238}U	5,91E-03	-3,60E-02	-1,69E-01	-5,75E-01	6,74E-02	4,21E-01	2,24E-04	-2,85E-01
^{240}Pu	3,42E-04	-6,43E-02	-1,22E-01	-7,06E-02	3,51E-03	9,24E-03	-1,58E-06	-2,43E-01
^{28}Si	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	-2,03E-03	1,55E-01	1,97E-02	6,28E-11	1,72E-01
^{235}U	4,28E-05	6,47E-02	8,68E-02	-1,11E-02	4,08E-04	2,52E-03	5,88E-08	1,43E-01
^{242}Pu	9,61E-05	-1,92E-02	-3,39E-02	-1,73E-02	1,00E-03	3,26E-03	3,07E-07	-6,60E-02
^{90}Zr	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	-1,21E-03	5,44E-02	4,89E-04	8,30E-07	5,37E-02
^{187}Re	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	-6,15E-02	1,26E-03	1,22E-02	-7,06E-06	-4,80E-02

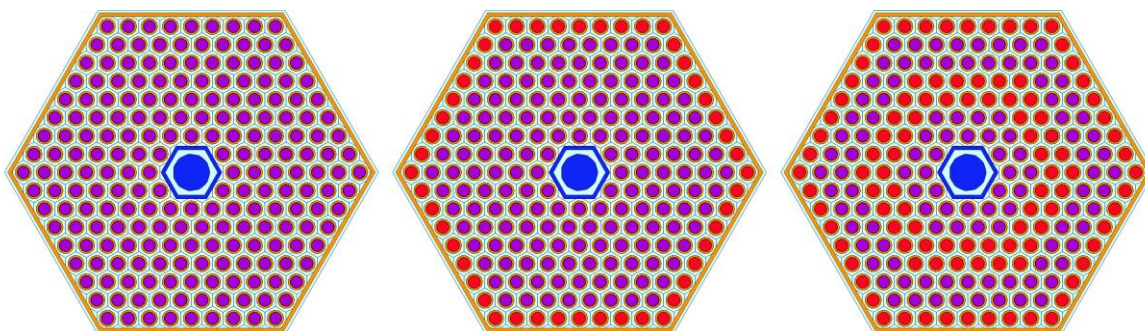
V rámci citlivostných analýz boli vybrané ťažiskové efekty reaktivity, ktorých modifikácia by mala prispieť k bezpečnejšiemu zvládnutiu prechodových dejov, či už kontrolovaných alebo nekontrolovaných. Z globálneho pohľadu na výsledky citlivostných analýz, boli pozorované symetrické aj nesymetrické odozvy na vyvolané zmeny, čo môžeme považovať za pozitívny efekt. Jednotlivým prípadom dominovali tie izotopy, ktorých sa príslušná zmena týkala, ale príspevok ostatných izotopov bol však zanedbateľný, keďže ide o previazaný systém. Vo všetkých prípadoch izotopom paliva konkurovali aj izotopy nachádzajúce sa v reflektore, čo demonštruje významnosť tohto konštrukčného prvku, ale aj jeho materiálového zloženia. Zároveň nesmieme opomenúť aj uhlík a jeho vplyv, ako izotop s najväčším zastúpením v objeme AZ. Kompozícia najvplyvnejších izotopov sa vo vyšetovaných prípadoch obmieňala len minimálne, čo zúžilo skupinu materiálov, ktorých variácie dokážu na vybrané efekty reaktivity výraznejšie vplyvať. Zásadný vplyv môžeme teda očakávať od ^{239}Pu , ^{238}U , ^{235}U a C. Nájdenie správnej kombinácie zastúpenia týchto izotopov nemusí byť jednoduchá úloha, pretože práve pri ^{238}U a C boli pozorované rôzne (pozitívne aj negatívne) efekty na výsledný vnos reaktivity. Na druhej strane môžeme očakávať aj kompenzáciu týchto efektov práve tým pozitívnym smerom.

3.3 Návrh optimalizovanej AZ z pohľadu spätno-väzobných efektov reaktivity

Z pohľadu konštrukcie AZ a variácie obsahu vybraných materiálov sa ako najjednoduchšie riešenie ponúka využiť priestor vo vodiacej rúry kontrolných a bezpečnostných kaziet. Týmto spôsobom by sme sa priblížili k tandemovitému usporiadaniu bezpečnostných prvkov podobnému ako u reaktorov typu VVER-440. Umiestnením vybraných materiálov do týchto oblastí by bolo možné vplyvať na sledované efekty reaktivity a zároveň pri správnej konfigurácii ovplyvniť samotnú váhu kontrolných a bezpečnostných kaziet. Radikálnejšie riešenia už v sebe zahŕňajú zmenu alebo modifikáciu vzájomných pomerov v zastúpení jednotlivých materiálov z pohľadu celej AZ. Vo veľa

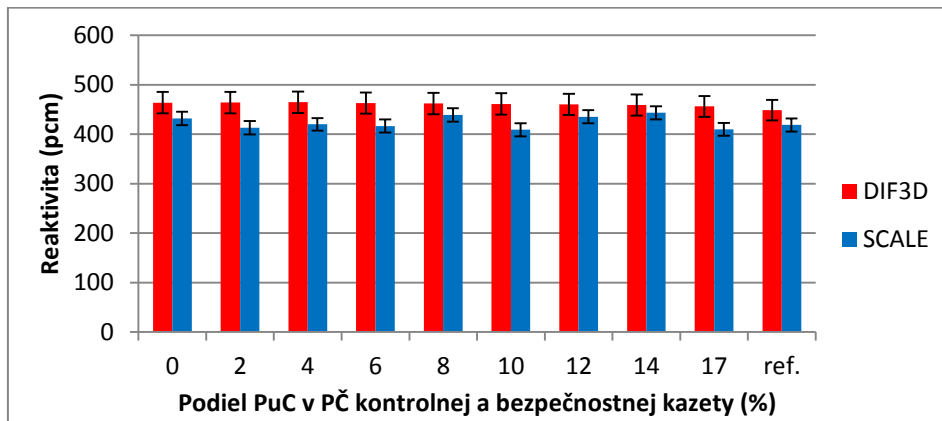
prípadoch potom vznikajú návrhy, ktoré sú z konštrukčného hľadiska nerealizovateľné. Nájdu sa však aj prípady, ktoré sa úspešne používajú v praxi, ako je napríklad klastrová regulácia výkonu alebo profilácia paliva s použitím vyhorievajúcich absorbátorov. Primárnym zameraním pri optimalizácii AZ bolo nájsť konzervatívny návrh, ktorý výraznejšie nemení stanovený dizajn a funkciu reaktora, ale využije práve konštrukčné danosti a zvýrazní ich funkcionalitu požadovaným smerom. Na druhej strane opomenutie komplexnejších zmien a ohodnotenie ich vplyvu na vyšetrované parametre by prezentovanú analýzu robilo neúplnú, a preto tomuto smeru je venovaná druhá časť tejto kapitoly.

Geometrický návrh vlozenej časti vodiacej rúry vychádzal z heterogénneho návrhu kontrolnej a bezpečnostnej kazety definovanej v práci (ČERBA, 2015), kde boli definované základné rozmery obalovej rúry, vodiacej tyče a ostatných konštrukčných prvkov. Filozofiou pri výbere materiálov, obsahujúcich práve ťažiskové izotopy, bolo vychádzať zo základnej konštrukcie reaktora GFR 2400 a na začiatku minimalizovať použitie exotických materiálov. Oblasť bola zúžená na tri materiály, a to na UC, SiC a Zr_3Si_2 , prípadne ich vzájomná kombinácia. Tieto materiály môžeme rozdeliť na dve skupiny podľa ich funkcie, a to na absorbátory (UC) a moderátory (SiC a Zr_3Si_2). Cieľom použitia týchto materiálov v AZ je vytvoriť také podmienky aby vybrané efekty reaktivity boli buď potlačené, alebo zosilnené. V oboch prípadoch, či už ide o Dopplerov alebo dutinový efekt, je potrebné vytvoriť také prostredie, ktoré je minimálne závislé od moderácie hélíom, a zároveň znásobuje parazitnú absorpciu na ^{238}U len v prípade teplotných výkyvov. Nastavenie správneho pomeru štiepenia na ^{239}Pu a absorpcie na ^{238}U bolo kľúčovou úlohou praktickej časti práce.



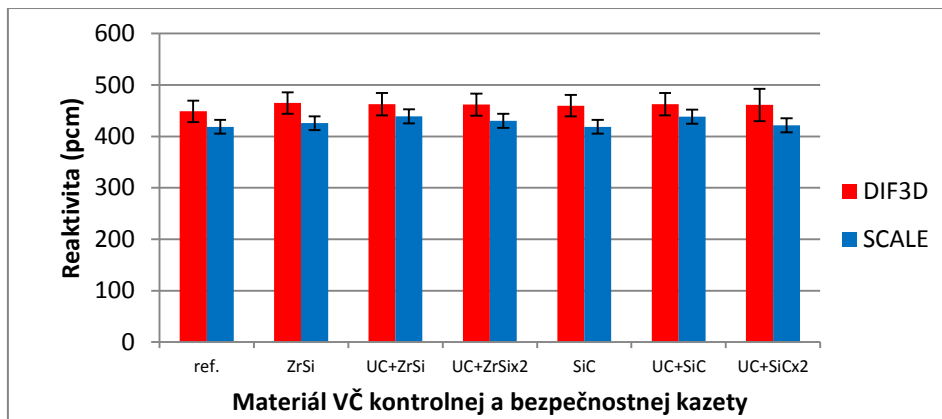
Obr. č. 3.2: Návrh konštrukcie vlozenej časti vodiacej kazety

V heterogénnom usporiadaní sme uvažovali klasické umiestnenie daného materiálu vo forme tabletiiek do palivového prútika, konštrukčne a materiálovo totožného ako bol použitý pri normálnej PK. Návrh jednoduchšej a kombinovanej vlozenej časti vodiacej kazety je zobrazený na Obr. č. 3.2. Kombinácia materiálov UC s SiC a UC s Zr_3Si_2 pozostávala z dvoch variant. Pri prvom variante, zobrazenom v strednej časti Obr. č. 3.2, v heterogénnom usporiadaní bol vo vonkajšom rade prútikov nahradený UC (na Obr. č. 3.2 fialová farba) za materiál SiC alebo Zr_3Si_2 (na Obr. č. 3.2 červená farba). Pri druhom variante bol doplnený centrálny prstenec s moderačným materiálom (pravá časť Obr. č. 3.2). V difúznom riešení, kde bolo potrebné vytvoriť homogenizovanú bunku, sa síce efekt takto navrhnutého heterogénneho usporiadania stráca, no z pohľadu integrálnych efektov reaktivity by mali byť základné vplyvy jednotlivých materiálov zachované. Samotný variant pri použití UC môže mať v tomto prípade negatívny dopad na zásobu reaktivity. Zároveň jeden z kľúčových izotopov je aj ^{239}Pu . Z toho dôvodu boli analyzované aj prípady kombinácie UC+PuC s rôznym podielom PuC v rozsahu od 2 do 17 %. Súčasne pri použití štiepneho materiálu bolo potrebné stanoviť prevádzkovú teplotu, ktorá bude zodpovedať dosiahnutému výkonu. Keďže sme pracovali so statickými programami, teplota palivovej časti (PČ) kontrolnej a bezpečnostnej kazety bola odhadnutá z pomeru výkonu PČ ku výkonu blízkeho okolia.



Obr. č. 3.3: Porovnanie vnosu reaktivity pri zmene tlaku zo 7 MPa na 1 MPa pri teplote chladiva 453 K pre rôznych podiel PuC v PČ kontrolnej a bezpečnostnej kazety

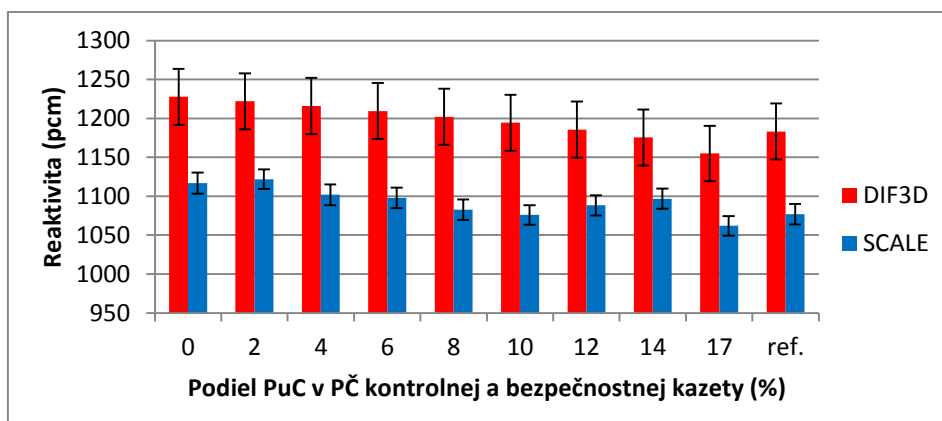
Dutinový efekt reaktivity pri teplote chladiva 453 K presahuje hodnotu β_{eff} , čo ho z pohľadu optimalizácie robí významnejším ako rovnaký efekt pri strednej teplote chladiva. Aplikácia PČ však aj pri tomto efekte reaktivity mala minimálny vplyv na referenčnú hodnotu, či už pri deterministickom alebo stochastickom spôsobe výpočtu. Ako je možné z Obr. č. 3.3 vidieť, tak pri väčších hodnotách vnosu reaktivity je možné dosiahnuť dobrú zhodu medzi jednotlivými výpočtovými systémami. Ako v prípade PČ, tak aj v prípade VČ (Obr. č. 3.4), vplyv navrhovanej modifikácie AZ hodnoty dutinového efektu reaktivity mierne navyšuje, čo je presne opačný vplyv aký sa očakával. Hoci je nárast väčší ako to bolo v prípade predchádzajúceho dutinového efektu, tak si drží konštantnú úroveň v rozmedzí niekoľkých pcm bez rozdielu od variantu návrhu. Tento efekt môže byť spôsobený len lokálnym vplyvom moderácie, čo pri normálnom stave siete spôsobí pokles zásoby reaktivity, no pri odtlakovaní je vplyv moderátora nedostatočný aby udržal dostatočnú časť neutrónov v rezonančnej oblasti, čo vedie ku znásobeniu samotného efektu reaktivity.



Obr. č. 3.4: Porovnanie vnosu reaktivity pri zmene tlaku zo 7 MPa na 1 MPa pri teplote chladiva 453 K pre rôzne materiály vloženej časti kontrolnej a bezpečnostnej kazety

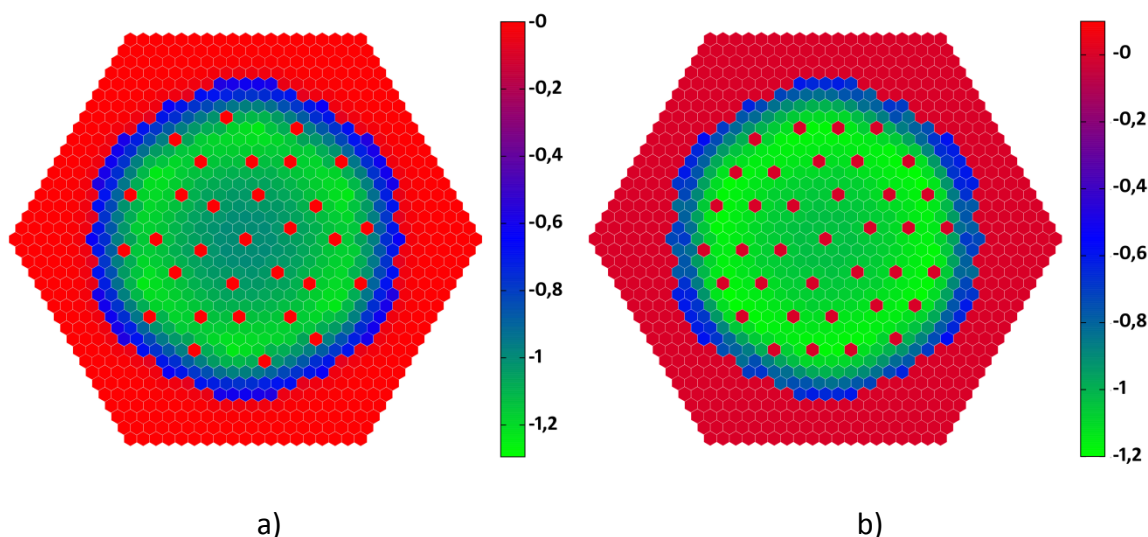
Na Obr. č. 3.5 sú prezentované vnosi reaktivity pri poklese teploty paliva z referenčnej hodnoty 1263 K na 453 K. Hoci je možné už pozorovať mierny pokles v závislosti od podielu PuC v PČ kontrolnej a bezpečnostnej kazety, tak samotná zmena nie je až taká výrazná. Zaujímavý fakt, ktorý je možné z Obr. č. 3.5 sledovať, je približne konštantný rozdiel medzi výsledkami z deterministického a stochastického výpočtu. Pri podrobnejšej analýze potencionálnych zdrojov tohto rozdielu bolo zistené, že knižnice jadrovo-fyzikálnych dát (KAFAX-E70 a v-238) použité v rámci jednotlivých výpočtov obsahujú málo informácií pre teplotnú interpoláciu účinných prierezov. Ako bolo prezentované v dizertačnej práci (ČERBA, 2015), tak teplotný koeficient reaktivity paliva má logaritmickú závislosť od teploty a práve na oblasti v okolí teploty 453 K vykazuje najväčšiu zmenu. Tým pádom vykonaná interpolácia na širokom intervale môže viesť ku odchýlke v mikroskopickom

účinnom priereze, ktorá sa v našom prípade prejavila ako nadhodnotenie stanovených vnosov reaktivity voči stochastickému výpočtu.



Obr. č. 3.5: Porovnanie vnosu reaktivity pri zmene teploty paliva z 1263 K na 453 K pre rôzny podiel PuC v PČ kontrolnej a bezpečnostnej kazety

Konzervatívny prístup môžeme vo všeobecnosti charakterizovať ako málo efektívny. Dokonca v niektorých prípadoch skôr za kontraproduktívny. Umiestnenie vybraných materiálov do voľných pozícií vodiacich rúr kontrolných a bezpečnostných kaziet v navrhovanej konfigurácii minimálne ovplyvňuje vybrané efekty reaktivity. Ak sa na dané zmeny pozrieme komplexne, tak podiel implementovaných materiálov k celkovému množstvu nie je až taký vysoký a zároveň dosah v rámci jednotlivých pozícií je k tomuto stavu primeraný. Na základe analýzy referenčných efektov reaktivity a aplikácie konzervatívneho návrhu zmeny dizajnu AZ, vyplynuli určité požiadavky na modifikáciu AZ v zmysle optimalizácie vybraných efektov reaktivity. Priestorová orientácia efektov reaktivity a potrebné adekvátne množstvo materiálu zužuje možnosti komplexných zmien pripadajúcich do úvahy. Na základe týchto podmienok boli navrhnuté tri varianty, ktoré potenciálne môžu ovplyvniť sledované efekty reaktivity.



Obr. č. 3.6: Priestorové rozloženie efektu reaktivity pri zmene teploty paliva z 1263 K na 2063 K pre a) pôvodné a b) modifikované usporiadanie kontrolných a bezpečnostných kaziet

Prvý variant vychádzal z priestorovej závislosti, ktoré zároveň kopírovali oblasti výkonových maxim medzi vzdialenejšími kontrolnými kazetami pri rozhraní vonkajšej a vnútornej časti AZ. Navrhnutým riešením bolo usporiadanie kontrolných a bezpečnostných kaziet tak, aby vznikla hustejšia sieť kaziet eliminujúca lokálne maximá. Navrhnuté usporiadanie je prezentované na radiálnom rozložení vnosu reaktivity od nárastu teploty paliva zobrazenom na Obr. č. 3.6-b. Ako je z Obr. č. 3.6

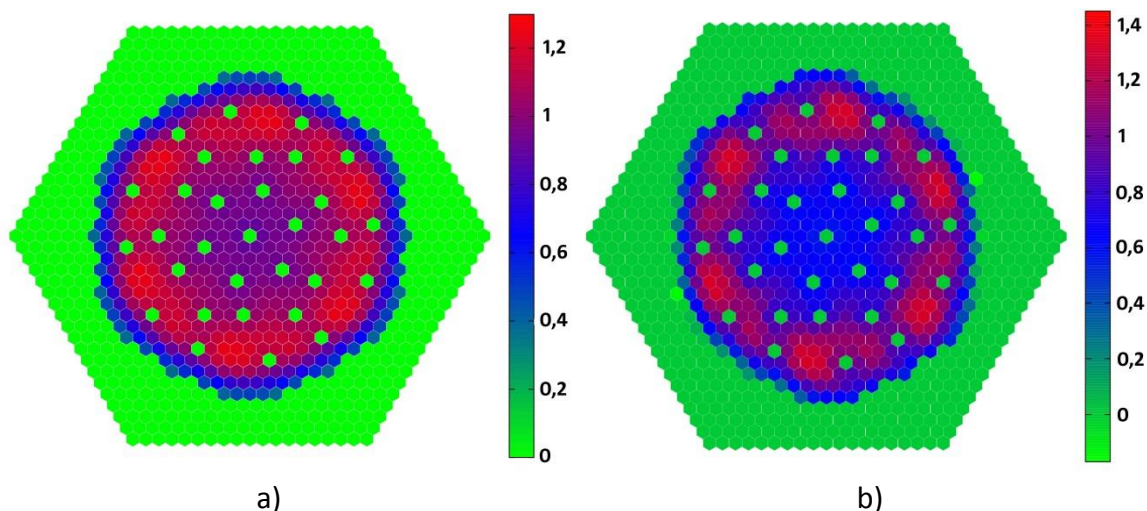
možné vidieť, tak navrhnuté zmeny zahŕňajú posun dvoch bezpečnostných kaziet a jednej kontrolnej kazety na vedľajšiu pozíciu a doplnenie jednej bezpečnostnej kazety medzi dve kontrolné kazety v periférnej oblasti výkonových maxím. Týmto spôsobom v rámci jednotlivých šestín nie sú kontrolné a bezpečnostné kazety od seba vzdialené na viac ako dve palivové kazety okrem centrálnej kazety, ktorá je s prvou skupinou kontrolných kaziet v pôvodnom usporiadaní.

Z pohľadu vplyvu na sledované efekty reaktivity, nové usporiadanie kontrolných a bezpečnostných kaziet (v Tab. 3.5 vedené pod označením NCR) nespôsobilo výraznejšiu zmenu týchto parametrov. Pri porovnaní s referenčnými hodnotami sa stanovená zmena pohybuje na úrovni jednotiek pcm, čo tento variant definuje ako neefektívny. V nasledujúcich častiach tejto kapitoly budú preto efekty reaktivity stanovené pre NCR využité ako referenčná hodnota pre následne hodnotenie vplyvu ostatných sledovaných variant komplexného návrhu AZ. V Tab. 3.5 sú zhrnuté efekty reaktivity straty tlaku chladiva pri teplote 453 a 913 K, zmeny teploty paliva na 2063 a 453 K a zmena teploty chladiva na teplotu 453 K pre jednotlivé varianty stanovené na základe deterministického prístupu. Pre porovnanie boli tieto efekty stanovené aj na základe stochastického prístupu, kde dosiahnuté výsledky vykazujú mierne podhodnotenie. Ak sa však pozrieme na stanovené hodnoty tohto efektu z pohľadu rozdielu od referenčnej hodnoty (kvantitatívne vyjadrený vplyv návrhu zmeny AZ), tak boli dosiahnuté takmer totožné hodnoty ako pri deterministickom výpočtovom prístupe.

Tab. 3.5: Vybrané efekty reaktivity pre navrhnuté varianty komplexnej modifikácie AZ stanovené deterministickým prístupom

Variant	$\Delta\rho_{7 \rightarrow 1}$ [pcm]		$\Delta\rho_{T\text{paliva}}$ [pcm]		$\Delta\rho_{T\text{chladiva}}$ [pcm]	
	453 K	913 K	2063 K	453 K	453 K	
NCR	446.7 ±21.0	225.1 ±10.6	-504.9 ±14.3	1185.4 ±36.9	-260.5 ±12.3	
SiC_plná	420.0 ±19.5	211.5 ±9.8	-561.5 ±15.3	1293.4 ±39.4	-245.1 ±11.4	
C_plná	399.3 ±21.9	200.3 ±11.0	-582.3 ±15.9	1305.6 ±40.6	-233.3 ±12.8	
²³⁵ U	372.1 ±21.4	188.5 ±10.8	-526.6 ±15.9	1238.2 ±41.3	-216.6 ±12.5	
C_plná+ ²³⁵ U	334.0 ±18.3	167.6 ±9.2	-611.7 ±16.7	1359.1 ±42.2	-195.1 ±10.7	

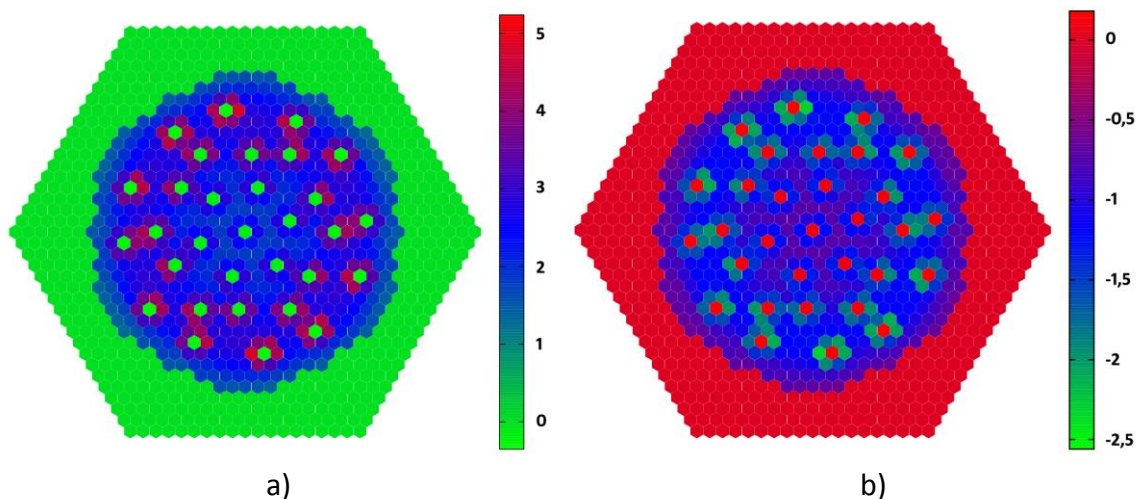
Druhý variant komplexného návrhu bol založený na maximalizácii množstva materiálu s moderačnými vlastnosťami. Boli vybrané dva materiály: SiC a uhlík. Týmto materiálmi bol vyplnený objem vodiacej tyče kontrolných a bezpečnostných kaziet. Pri použití SiC je vplyv na efekty reaktivity podobný ako pri použití v konzervatívnom návrhu. Hoci výraznejšie zlepšenie je možné pozorovať pri teplotnom efekte paliva so zvyšujúcou sa teplotou, tak obdobný nárast nastal aj pri poklese teploty, čím kladný vnos reaktivity narástol. Kladný vnos reaktivity pri strate tlaku a teplote 453 K síce poklesol o 26 pcm (prvý stĺpec v Tab. 3.5), čím sa efekt moderácie spôsobený týmto materiálom dostal aspoň čiastočne do konkurencie s moderáciou na chladive, ale vplyv na celkový efekt reaktivity v porovnaní s podielom oneskorených neutrónov je stále nedostatočný. Keďže sme sa týmto spôsobom priblížili k požadovanému dopadu pri optimalizácii dutinového efektu reaktivity, stáva sa opodstatnené použitie uhlíka ako takého v priestore vodiacich kaziet, čím dokážeme maximalizovať množstvo materiálu s moderačným efektom. Pri strate tlaku zo 7 MPa na 1 MPa a teplote 453 K je možné vidieť priblíženie príslušnej hodnoty efektu reaktivity, prezentovanej v Tab. 3.5 pod označením C_plná, ku hodnote podielu oneskorených neutrónov. Na Obr. č. 3.7 je znázornený vplyv komplexného návrhu s použitím uhlíka na priestorovú distribúciu dutinového efektu. Oproti referenčnej distribúcii (zobrazenej na Obr. č. 3.7-a) došlo ku potlačeniu tohto efektu prevažne v centrálnej časti AZ a tesnom okolí vodiacich kanálov vo vonkajšej časti AZ, čím sa oblasti s maximálnymi hodnotami dutinového efektu reaktivity mierne podporili, ale zároveň sú striktnejšie ohraničené. Súčasne je možné pozorovať miernu priestorovú deformáciu rozloženia dutinového efektu reaktivity, kde vodiace kanály v blízkosti reflektora minimalizujú príspevok PK v poslednom rade vonkajšej časti AZ.



Obr. č. 3.7: Porovnanie dutinového efektu reaktivity pri strate tlaku zo 7 MPa na 1 MPa pre a) referenčný a b) komplexný návrh AZ s použitím uhlíka vo vodiacich kanáloch a teplote chladiva 453 K

Tretí variant komplexného návrhu AZ je založený na využití priaznivého vplyvu ^{235}U na dutinový efekt reaktivity. Dizajn PK, izotopický vektor paliva, bol upravený, tak aby obohatenie uránu dosahovalo 5 % (v Tab. 3.5 označená ako ^{235}U). Táto hodnota bola vybraná na základe v súčasnosti uznávaného limitu maximálneho obohatenia paliva v komerčných reaktoroch, čo sa aj pri analýze vplyvu a demonštrácie využitia tohto izotopu na vybrané efekty reaktivity ukázalo ako dostačujúce. V rámci tretieho variantu bola vyšetrená aj modifikácia, ktorá kombinuje zvýšené obohatenie ^{235}U a použitie uhlíka vo vodiacich kanáloch. Posilnená moderácia na uhlíku by mala ešte dodatočne kompenzovať pozitívny efekt od ^{239}Pu pri poklese tlaku chladiva. Keďže zvyšovanie obohatenia ^{235}U zvyšuje zásobu reaktivity AZ a pri 5 % obohatení dosiahla až desať násobok pôvodnej hodnoty, bolo potrebné pristúpiť ku kompenzáciám a to znížením podielu PuC v palivovej zmesi. Zároveň znižovanie podielu PuC zvyšuje celkové množstvo UC, a tým pádom aj samotného ^{235}U v objeme AZ, čo malo podporiť aplikovaný návrh AZ. Obe modifikácie tretej varianty komplexného návrhu AZ priniesli zníženie dutinového efektu pri teplote chladiva 453 K pod hodnotu podielu oneskorených neutrónov. Hoci je to v prípade s čisto obohateným UC len pár pcm, ide však o prvé prekročenie tejto pomyslenej hranice a deklaráciu možnosti optimalizácie AZ reaktora GFR 2400 smerom ku splneniu bezpečnostných požiadaviek z pohľadu neutroniky. Pozitívny vplyv oboch modifikácií je možné pozorovať aj pri dutinovom efekte s teplotou chladiva 913 K, kde došlo taktiež ku výraznejšiemu potlačeniu kladného vnosu reaktivity, a teplotnom efekte reaktivity paliva pri náraste teploty. Naopak negatívny vplyv bol dosiahnutý pri efektoch reaktivity súvisiacich s poklesom teploty. V prípade teplotného efektu reaktivity pozitívny vnos narástol a v prípade chladiva sa záporný vnos reaktivity zmenšil.

Aplikácia uhlíka vo vodiacich kanáloch spôsobila navýšenie absolútnych hodnôt oboch sledovaných teplotných efektov paliva. V prípade nárastu teploty paliva môžeme tento vplyv považovať za priaznivý, keďže sa dostávame do zápornejších hodnôt, no v prípade poklesu teploty ide skôr o neželaný trend. Priestorové rozloženie teplotného efektu paliva v oboch sledovaných smeroch je zobrazené na Obr. č. 3.8. Ako je z obrázka možné vidieť vplyv použitia uhlíka vo vodiacich kanáloch má rovnaký efekt, kde sa len mení absolútna veľkosť a orientácia v závislosti od zmeny teploty. Pri teplotnom efekte reaktivity paliva a snahe kompenzácie pozitívneho efektu pri poklese teploty paliva by automaticky bol redukovaný aj záporný efekt reaktivity od nárastu teploty, čo sa preukázalo aj v predchádzajúcich analýzach.



Obr. č. 3.8: Porovnanie teplotného efektu paliva pri zmene teploty na a) 453 K a b) 2063 K komplexného návrhu AZ s použitím uhlíka vo vodiacich kanáloch

V rámci komplexného návrhu AZ boli vyšetrené aj modifikácie, ktoré zahŕňali zmenu pomeru zastúpenia jednotlivých materiálov v rámci príslušných PK. Dosiahnuté výsledky nijakým spôsobom neprevyšovali hodnoty stanovené v predchádzajúcich častiach práce. Porovnateľné výsledky s priaznivým vplyvom, ako boli prezentované pre variant s využitím uhlíka a zvýšeným obohatením, boli dosiahnuté len redukciou množstva chladiva v objeme PK. Keďže tieto modifikácie už zasahujú do teplo-mechanických vlastností AZ, kde ohodnotenie príslušného vplyvu na prenos a odvod generovanej energie by bolo mimo rozsahu tejto práce, tomuto smeru nebola naďalej venovaná pozornosť.

Záver

Obsahové naplnenie definovaných cieľov práce bolo podporené charakterizáciou a rozvojom prislúchajúcej teórie. Výsledkom aplikácie poruchovej teórie do výpočtového procesu bolo možné porovnať jednotlivé programy na úrovni čiastkových parametrov (citlivostné koeficienty v závislosti od reakcií, energie a pozície v AZ) a nie len pomocou integrálnych parametrov, ako je k_{eff} . Zároveň navrhnutý spôsob validácie pomocou definovanej skupiny porovnávacích úloh umožňoval použitie údajov pripravených nezávislými organizáciami a využitím metódy priameho vnosu porúch. Proces prípravy efektívnych účinných prierezov bol upravený pre potreby návrhu plynom chladeného rýchleho reaktora, kde bol zohľadnený vplyv rezonancií materiálov pokrytia PP. Porovnanie s výsledkami dosiahnutými využitím výpočtových programov pracujúcich na odlišnom princípe a výsledkami získanými zahraničnými inštitúciami potvrdilo relevantnosť navrhutej metódy. V rámci validačných aktivít bolo potrebné vytvoriť geometrický model AZ reaktora GFR 2400, ako cieľovú technológiu, v prostredí stochastických aj deterministických výpočtových programov. Pre potreby porovnania výsledkov so zahraničnými inštitúciami bol vybraný aktuálne používaný variant AZ s prúťkovou definíciou PK. V rámci optimalizačného procesu boli definované a implementované zmeny AZ v zmysle konštrukčných možností návrhu. Na základe komplexnej neutronickej charakterizácie AZ v rozsahu prevádzkových aj mimo prevádzkových stavov bola definovaná sada najdôležitejších efektov reaktivity. Následne bola táto sada efektov reaktivity podrobená citlivostnej analýze, kde sa skúmala ich citlivosť na vstupné dáta. Zároveň bola vykonaná analýza týchto efektov reaktivity z pohľadu jednotlivých prispievateľov do integrálnej hodnoty. Na základe dosiahnutých výsledkov boli vyšpecifikované možnosti a ohraničenia optimalizačného procesu, ktoré boli implementované aj do geometrických modelov využívaných v nasledujúcich analýzach. Samotný optimalizačný proces bol rozdelený na dve fázy, kde prvá fáza vyšetrovala konzervatívne návrhy AZ s primárnym cieľom ponechať základné atribúty referenčného návrhu, a následne komplexné návrhy AZ, kde boli vykonané zmeny návrhu AZ zasahujúce už do základných charakteristík. Analýza vybraných efektov reaktivity konzervatívneho návrhu, pri prezentovaných konfiguráciách, nepreukázala výraznejší vplyv na sledované efekty reaktivity, čo sa dá vysvetliť aj kompenzáciou efektov s opačnou polaritou. Využitie vodiacich kanálov kontrolných a bezpečnostných kaziet pri danej konfigurácii a návrhu vlozenej, respektíve palivovej, časti nepreukázalo primeraný dosah na okolité PK. Použitie ochudobneného uránu s rôznym podielom PuC a v kombinácii s materiálmi s moderačnými vlastnosťami však čiastočne demonštrovalo stabilitu spätno-väzobných efektov v závislosti od množstva PuC, čo je možné dať do súvislosti s procesom vyhorevania. Komplexný návrh AZ ako záver praktickej časti práce maximálne ťaží z predchádzajúcich analýz a v plnom rozsahu zužitkováva dosiahnuté poznatky. Aj keď návrh nového usporiadania kontrolných a bezpečnostných kaziet nepriniesol takmer žiaden vplyv na sledované efekty reaktivity, aplikácia zmeny obohatenia uránu s navýšením podielu izotopu ^{235}U v kombinácii s vyplneným priestorom vodiacich kaziet uhlíkom ukázala smer, ktorým je v prípade potreby znižovania dutinového efektu reaktivity potrebné ísť.

Z celkového pohľadu na prácu, praktická časť demonštruje aplikovateľnosť navrhutej metodiky v procese návrhu nových zariadení a jej opodstatnenie na základe dosiahnutých výsledkov. Tie zároveň hodnotia smery, ktorými sa je možné a potrebné pri ďalších analýzach zaoberať. Zároveň je potrebné vyzdvihnúť teoretickú časť práce a jej implementáciu do výpočtových programov porovnateľnú s renomovanými výskumnými inštitúciami. Navrhnutý systém, kde prezentovaná metodika podporená teoretickým základom a relevantnými výsledkami bola aktívne využitá v procese návrhu jadrového zariadenia, bol na Slovensku naposledy využitý v procese prípravy a realizácie jadrovej elektrárne A1, v tom čase však s krátkodobou perspektívou reálnej prevádzky. Jedinečnosť tejto práce v rámci Slovenska a blízkeho okolia je parciálne aj v aplikácii analýzy neurčitosti v plnom rozsahu, kde boli všetky číselné hodnoty integrálnych veličín, stanovené na základe deterministického výpočtového prístupu, prezentované s príslušnou neistotou pochádzajúcou od mikroskopických účinných prierezov.

Bibliografia

- ALCOUFFE, R. E., a iní. 2008.** *PARTISN: A Time-Dependent, Parallel Neutral Particle Transport Code System*. Los Alamos : Los Alamos National Laboratory, 2008. LA-UR-08-07258.
- CARMICHAEL, B. M. 1974.** *Standard Interface Files and Procedures for Reactor Physics Codes, Version III*. Los Alamos : s.n., 1974. LA-5486-MS.
- ČERBA, Š. 2015.** *Regulačný systém plynom chladeného rýchleho reaktora - Dizertačná práca*. Bratislava : FEI STU, 2015.
- DERSTINE, K. L. 1984.** *DIF3D: A Code to Solve One-, Two-, and Three-Dimensional Finite-Difference Diffusion Theory Problems*. Argone : Argone National Laboratory, 1984. ANL-82-64.
- GANDINI, A. 1967.** A Generalized Perturbation Method for Bilinear Functionals of the Real and Adjoint Neutron Fluxes. *Journal of Nuclear Energy*. 1967, 21, s. 755-765.
- GANDINI, A., PALMIOTTI, G. a SALVATORES, G. 1986.** Equivalent Generalized Perturbation Theory (EGPT). *Annals of Nuclear Energy*. 1986, 13, s. 109-114.
- GREENE, N. M. 1998.** *BONAMI: Resonance Self-shielding By The Bondarenko Method*. Oak Ridge : ORNL, 1998. ORNL/NUREG/CSD-2/V2/R6.
- MACFARLANE, R. E. 1995.** *TRANSX 2.15: A Code for Interfacing MATXS Cross-Section Libraries to Nuclear Transport Codes*. Los Alamos : Los Alamos National Laboratory, 1995. s. 173. LA-12312-MS.
- PALMIOTTI, G. a SALVATORES, M. 2013.** WPEC Subgroup 33 (SG33). *Methods and issues for the combined use of integral experiments and covariance data*. [Online] OECD-NEA, June 2013. [Dátum: 19. May 2015.] <https://www.oecd-nea.org/science/wpec/sg33/>.
- PALMIOTTI, G., a iní. 2005.** *Requirements for Advanced Simulation of Nuclear Reactor and Chemical Separation Plants*. Chicago : Argon National Laboratory, 2005. ANL-AFCI-168.
- PERKÓ, Z., a iní. 2015.** Core Neutronic Characterization of the GFR2400 Gas Cooled Fast Reactor. *Progress in Nuclear Energy*. August 2015, Zv. 83, s. 460-481.
- REARDEN, B. T., a iní. 2011.** Sensitivity and Uncertainty Analysis Capabilities and Data in SCALE. *Nuclear Technology*. 2011, 174, s. 236-288.
- SCALE. 2011.** *SCALE: A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design*. Oak Ridge National Laboratory. Oak Ridge : Oak Ridge National Laboratory, 2011. Manuál. ORNL/TM-2005/39.
- STAINSBY, R., a iní. 2011.** Gas Cooled Fast Reactor Research in Europe. *Nuclear Engineering and Design*. 2011, 241, s. 3481-3489.
- VRBAN, B. 2014.** *Pokročilé reaktory na rýchlych neutrónoch - Dizertačná práca*. Bratislava : FEI STU, 2014.
- WALTAR, A. E. a REYNOLDS, A. B. 1981.** *Fast Breeder Reactors*. New York : Pergamon Press., 1981. s. 1981. 852. ISBN 008-025983-9.
- WIGNER, E. P. 1945.** *Effects of Small Perturbation on Pile Period*. 1945. Manhattan Project Report.
- WILLIAMS, M. L. 2007.** Sensitivity and Uncertainty Analysis for Eigenvalue-Difference Responses. *Nuclear Science and Engineering*. 2007, 155, s. 18-36.

Publikačná činnosť

Vedecké práce v zahraničných karentovaných časopisoch

- [1] ČERBA, Š.- DAMIAN, J. I. M. - LÜLEY, J.- VRBAN, B. - FARKAS, G. - NEČAS, V. - HAŠČÍK, J. Comparison of Thermal Scattering Processing Options for S(alpha, beta) Cards in MCNP. In *Annals of Nuclear Energy*. Vol. 55 (2013), s.18-22. ISSN 0306-4549.
- [2] ČERBA, Š. - VRBAN, B. - LÜLEY, J. - DAŘÍLEK, P. - ZAJAC, R. - NEČAS, V. - HAŠČÍK, J. Verification of spectral burn-up codes on 2D fuel assemblies of the GFR demonstrator ALLEGRO reactor. In *Nuclear Engineering and Design*. Vol. 267 (2014), s. 148-153. ISSN 0029-5493.
- [3] LÜLEY, J. - VRBAN, B. - FARKAS, G. - HAŠČÍK, J. - PETRISKA, M. Determination of Criticality Safety MCNP5 Calculation Bias by Using Different Libraries of Cross Section Data. In *In Progress in Nuclear Energy*. Vol. 59 (2012), s.96-99. ISSN 0149-1970.
- [4] LÜLEY, J. - VRBAN, B. - KIM, S. J. APSTRACT: Development and validation of sensitivity analysis code. In *In Progress in Nuclear Energy*. Vol. 77 (2014), s. 124-131. ISSN 0149-1970.
- [5] LÜLEY, J. - VRBAN, B. - ČERBA, Š. - HAŠČÍK, J. - NEČAS, V.- PELLONI, S. Sensitivity and uncertainty analysis of the GFR MOX fuel subassembly. In *Nuclear Data Sheets*. Vol. 118 (2014), s. 545-547. ISSN 0090-3752.
- [6] 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 *In Progress in Nuclear Energy*. Vol. 83, (2015), s. 460-481. ISSN 0149-1970. V databáze: CC: 000358468300047.
- [7] VRBAN, B. - LÜLEY, J.- FARKAS, G.- HAŠČÍK, J.- HINCA, R. - PETRISKA, M. - SLUGEŇ, V. - ŠIMKO, J. Temperature Coefficients Calculation for the First Fuel Loading of NPP Mochovce 3-4. In *Annals of Nuclear Energy*. Vol. 63 (2014), s. 646-652. ISSN 0306-4549.

Vedecké práce v ostatných zahraničných časopisoch

- [1] HAŠČÍK, J. - ČERBA, Š. - LÜLEY, J. - VRBAN, B.. Investigation of the GFR2400 reactivity control system. In *World Academy of Science, Engineering and Technology*. Vol. 8, No. 9 (2014), s. 883-891. ISSN 1307-6892.

Publikované príspevky na zahraničných vedeckých konferenciách

- [1] ČERBA, Š. - LÜLEY, J. - VRBAN, B. - NEČAS, V. Evaluation of the effectiveness of a simple GFR2400 heterogenous control rod design. In *NENE 2014*. Ljubljana : Nuclear Society of Slovenia, 2014, p. 601.1-9. ISBN 978-961-6207-37-9.
- [2] ČERBA, Š. - VRBAN, B. - LÜLEY, J. - HAŠČÍK, J.- NEČAS, V.. Investigation of the Allegro MOX pin core design by stochastic and deterministic methods. In *NENE 2015 [elektronický zdroj] : 24th International conference nuclear energy for new Europe*. Portorož, Slovenia, September 14-17, 2015. Ljubljana : Nuclear Society of Slovenia, 2015, USB, Art. no. 4015 [9] s. ISBN 978-961-6207-38-6.
- [3] ČERBA, Š. - VRBAN, B. - LÜLEY, J. - NEČAS, V. Development of multi-group XS libraries for the GFR 2400 reactor. In *Nuclear 2016 [elektronický zdroj] : 9th International conference on sustainable development through nuclear research and education*. Pitesti, Romania. May 18-22, 2016. Pitesti : RATEN ICN Pitesti, 2016, CD-ROM, [8] s. ISSN 2066-2955.

- [4] FARKAS, G. - LÜLEY, J. - VRBAN, B. - HAŠČÍK, J. - PETRISKA, M. - HINCA, R. - SLUGEŇ, V. - ŠIMKO, J. Determination of Thermal Coefficients of Reactivity for NPP Mochovce - 3,4 Start-up Conditions Using MCNP5. In 22. Symposium of Atomic Energy Research : Proceedings, AER, 1-5 October 2012, Průhonice, Czech Republic, 2012, s.503-510. ISBN 978-963-508-625-2.
- [5] HAŠČÍK, J. - FARKAS, G. - LÜLEY, J. - VRBAN, B.- HINCA, Róbert - PETRISKA, M. - SLUGEŇ, V. - LIPKA, J. - URBAN, P. Criticality Safety Analysis of Spent Fuel Storage Pool for NPP Mochovce using MCNP5 Code. In 9th International Conference on Nuclear Option in Countries with Small and Medium Electricity Grids : Proceedings; Zadar, Croatia, 3-6 June 2012. Zagreb : Croatian Nuclear Society, 2012, s.S10-119.1-12. ISBN 978-953-55224-4-7.
- [6] HAŠČÍK, J. - ČERBA, Š. - LÜLEY, J. - VRBAN, B. Neutronic characterization of GFR demonstrator. In 7th international conference on modeling and simulation in nuclear science and engineering [elektronický zdroj] : Ottawa, Canada, October 18-21, 2015. Toronto : Canadian Nuclear Society, 2015, CD-ROM, [12] s. ISBN 978-1-926773-20-9.
- [7] LÜLEY, J. - VRBAN, B. - FARKAS, G. - HAŠČÍK, J. - PETRISKA, M. Ohodnotenie vplyvu rôznych knižnic mikroskopických účinných priereзов na kombinovaný bias MCNP5 simulácií. In Jaderná energetika, transmutační a vodíkové technologie v pracích mladé generace - 2011 : Mikulášské setkání mladé generace ČNS. Brno, Czech Republic, 7.-9.12.2011. Praha : Česká nukleární společnost, 2012, s.89-94. ISBN 978-80-02-0236-9.
- [8] LÜLEY, J. - ČERBA, Š. - HAŠČÍK, J. - VRBAN, B. - NEČAS, V. - RATAJ, Ján - HUMI, O. Determination of Computational Bias for Sub-critical Configuration of VR-1. In NENE 2014. Ljubljana : Nuclear Society of Slovenia, 2014, p. 707.1-8. ISBN 978-961-6207-37-9.
- [9] LÜLEY, J. - ČERBA, Š. - VRBAN, B. - HAŠČÍK, J. Sensitivity analysis of gas-cooled fast reactor. In NENE 2015 [elektronický zdroj] : 24th International conference nuclear energy for new Europe. Portorož, Slovenia, September 14-17, 2015. Ljubljana : Nuclear Society of Slovenia, 2015, USB, Art no. 403 [8] s. ISBN 978-961-6207-38-6.
- [10] LÜLEY, J. - ČERBA, Š. - VRBAN, B. - HAŠČÍK, J.. Characterization of the GFR2400 reactivity effects. In Nuclear 2016 [elektronický zdroj] : 9th International conference on sustainable development through nuclear research and education. Pitesti, Romania. May 18-22, 2016. Pitesti : RATEN ICN Pitesti, 2016, CD-ROM, [8] s. ISSN 2066-2955.
- [11] SLUGEŇ, V. - FARKAS, G. - HAŠČÍK, J. - VRBAN, B. - LÜLEY, J. - PETRISKA, M. - URBAN, P. Criticality Safety Analysis of Fresh and Spent Fuel Storage and Handling for VVER Reactor Unit Using MCNP5. In TopFuel 2012 : Proceedings; Reactor Fuel Performance 2012, Manchester, United Kingdom; 2-6 September 2012. Brussels : European Nuclear Society, 2012, s.[11] p. ISBN 978-92-95064-16-4.
- [12] VRBAN, B. - LÜLEY, J. - FARKAS, G.- HAŠČÍK, J.- HINCA, R. - PETRISKA, M. - SLUGEŇ, V. - ŠIMKO, J. MCNP Start-up Calculation for The First Fuel Loading of the Reactor Core of NPP Mochovce-3,4. In Nuclear Energy for New Europe 2012 [elektronický zdroj] : 21st International Conference Nuclear Energy for New Europe. Ljubljana : Nuclear Society of Slovenia, 2012, s.CD-ROM 708.1-708.8. ISBN 978-961-6207-35-5.
- [13] VRBAN, B. - ČERBA, Š. - FARKAS, G. - HAŠČÍK, J. - LÜLEY, J. - NEČAS, V. - URBAN, P. [Verification of Power Distribution of real fuel loadings in WWER-440 reactor. In NENE 2014. Ljubljana : Nuclear Society of Slovenia, 2014, p. 602.1-8. ISBN 978-961-6207-37-9.
- [14] VRBAN, B. - LÜLEY, J. - ČERBA, Š. - HAŠČÍK, J.. ALLEGRO uncertainty and similarity evaluation. In NENE 2015 [elektronický zdroj] : 24th International conference nuclear energy

for new Europe. Portorož, Slovenia, September 14-17, 2015. Ljubjana : Nuclear Society of Slovenia, 2015, USB, Art. no. 405 [8] s. ISBN 978-961-6207-38-6.

- [15] VRBAN, B. - ČERBA, Š. - LÜLEY, J. - HAŠČÍK, J.. Investigation of burnup modelling issues associated with WWER-440 fuel. In Nuclear 2016 [elektronický zdroj] : 9th International conference on sustainable development through nuclear research and education. Pitesti, Romania. May 18-22, 2016. Pistesti : RATEN ICN Pitesti, 2016, CD-ROM, [8] s. ISSN 2066-2955.

Publikované príspevky na domácich vedeckých konferenciách

- [1] ČERBA, Š. - LEE, H.C. - VRBAN, B. - LÜLEY, J. - NEČAS, V.. Proposal of the radiation shield for a small space reactor. In Power Engineering 2014. Energy - Ecology - Economy 2014 : Proceedings of the 12th International Scientific Conference EEE 2014; Tatranské Matliare, Slovakia; May 20-22, 2014. 1. vyd. Bratislava : Slovak University of Technology in Bratislava, 2014, s. 81-86. ISBN 978-80-89402-69-4.
- [2] ČERBA, Š. - LEE, H. C. - VRBAN, B. - LÜLEY, J. - NEČAS, V.. Optimization of the material composition of a small space 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. 158-161. ISBN 978-80-227-4179-8.
- [3] ČERBA, Š. - VRBAN, B. - LÜLEY, J. - NEČAS, V. - KIM, S. J. Stability analysis of a liquid metal cooled fast reactor. 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. 64-69. ISBN 978-80-89402-86-1.
- [4] ČERBA, Š. - VRBAN, B. - LÜLEY, J. - NEČAS, V. - HAŠČÍK, J. Development of multigroup neutron cross section library for fast reactor calculations. 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. 29-36. ISBN 978-80-227-4572-7.
- [5] DUJČÍKOVÁ, L. - VRBAN, B. - LÜLEY, J. - ČERBA, Š. - HAŠČÍK, J. Návrh heterogénneho dizajnu regulačnej kazety plynom chladeného rýchleho reaktora GFR 2400. In ŠVOČ 2014 [elektronický zdroj] : Zborník vybraných prác 2014, Bratislava, 29. apríl 2014. 1.vyd. Bratislava : FEI STU, 2014, CD-ROM, s. 164-169. ISBN 978-80-227-5154-5.
- [6] DUJČÍKOVÁ, L. - VRBAN, B. - LÜLEY, J. - ČERBA, Š. - HAŠČÍK, J. Proposal of heterogeneous GFR control rod design. 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. 81-84. ISBN 978-80-227-4179-8.
- [7] DUJČÍKOVÁ, L. - HAŠČÍK, J. - VRBAN, B. - ČERBA, Š. - LÜLEY, J. - NEČAS, V. Preparation of nuclear data libraries for reactor transient calculations using triton code. 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. 98-102. ISBN 978-80-89402-86-1.
- [8] LÜLEY, J.- VRBAN, B.- HAŠČÍK, J.- HINCA, R. - PETRISKA, M.- SLUGENŇ, V.- FARKAS, G. Determination of Thermal Reactivity Coefficients for the First Fuel Loading of MO34. In APCOM 2012. Applied Physics of Condensed Matter : Proceedings of the 18th International Conference. Štrbské Pleso, Slovak Republic, June 20-22, 2012. 1. vyd. Bratislava : STU v Bratislave, 2012, s.83-86. ISBN 978-80-227-3720-3.

- [9] **LÜLEY, J.** - VRBAN, B. - ČERBA, Š. - KIM, S. J. - HAŠČÍK, J. - NEČAS, V. Application of sensitivity and perturbation theory for fast reactor design. In Power Engineering 2014. Energy - Ecology - Economy 2014 : Proceedings of the 12th International Scientific Conference EEE 2014; Tatranské Matliare, Slovakia; May 20-22, 2014. 1. vyd. Bratislava : Slovak University of Technology in Bratislava, 2014, s. 93-96. ISBN 978-80-89402-69-4.
- [10] **LÜLEY, J.** - VRBAN, B. - HAŠČÍK, J. - ČERBA, Š. Sensitivity analysis in nuclear power engineering. 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. 162-165. ISBN 978-80-227-4179-8.
- [11] **LÜLEY, J.** - VRBAN, B. - ČERBA, Š. - HAŠČÍK, J. - NEČAS, V. - KIM, S. J. Sensitivity and perturbation theory in fast reactor core design. In Journal of Electrical Engineering : Digest of papers presented at Power Engineering 2014 Conference. Vol. 65, No. 7s (2014), s. 25-29. ISSN 1335-3632. V databáze: WOS.
- [12] **LÜLEY, J.** - HAŠČÍK, J. - SLUGENĽ, V. - NEČAS, V. Sensitivity analysis of ALLEGRO MOX core. 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. 69-73. ISBN 978-80-227-4373-0.
- [13] **LÜLEY, J.** - ČERBA, Š. - VRBAN, B. - OSUSKÝ, F. - HAŠČÍK, J. - NEČAS, V.. 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.
- [14] **LÜLEY, J.** - VRBAN, B. - ČERBA, Š. - HAŠČÍK, J. - OSUSKÝ, F. - KIM, S. J. [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.
- [15] OSUSKÝ, F. - VRBAN, B. - ČERBA, Š. - **LÜLEY, J.** - HAŠČÍK, J. 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.
- [16] OSUSKÝ, F. - ČERBA, Š. - FARKAS, G. - **LÜLEY, J.** - VRBAN, B. - NEČAS, V. 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.
- [17] OSUSKÝ, F. - ČERBA, Š. - **LÜLEY, J.** - VRBAN, B. - FARKAS, G. - SLUGENĽ, V. 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.
- [18] VRBAN, B. - **LÜLEY, J.** - FARKAS, G. - HAŠČÍK, J. - HINCA, R. - PETRISKA, M. - SLUGENĽ, V. MCNP Calculation of the Critical H₃BO₃ Concentrations for the First Fuel Loading into the Reactor Core of NPP MO-3-4 Units. In APCOM 2012. Applied Physics of Condensed Matter : Proceedings of the 18th International Conference. Štrbské Pleso, Slovak

Republic, June 20-22, 2012. 1. vyd. Bratislava : STU v Bratislave, 2012, s.87-90. ISBN 978-80-227-3720-3.

- [19] VRBAN, B. - LÜLEY, J. - ČERBA, Š. - HAŠČÍK, J. Conventional cross section adjustment method in nuclear power engineering. 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. 170-173. ISBN 978-80-227-4179-8.
- [20] VRBAN, B. - LÜLEY, J. - ČERBA, Š. - HAŠČÍK, J. - NEČAS, V. - KIM, S. J. The conventional cross section adjustment method. In Power Engineering 2014. Energy - Ecology - Economy 2014 : Proceedings of the 12th International Scientific Conference EEE 2014; Tatranské Matliare, Slovakia; May 20-22, 2014. 1. vyd. Bratislava : Slovak University of Technology in Bratislava, 2014, s. 107-114. ISBN 978-80-89402-69-4.
- [21] VRBAN, B. - LÜLEY, J. - ČERBA, Š. - HAŠČÍK, J. - NEČAS, V.. Neutron leakage probability adjustment for fast reactor design. 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. 77-82. ISBN 978-80-89402-86-1.
- [22] VRBAN, B. - ČERBA, Š. - LÜLEY, J. - OSUSKÝ, F.- DUJČÍKOVÁ, Lenka - HAŠČÍK, J.. 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.

Abstrakty príspevkov zo zahraničných konferencií

- [1] FARKAS, G. - HAŠČÍK, J. - LÜLEY, J. - VRBAN, B. - PETRISKA, M. - SLUGEŇ, V. - URBAN, P.. Criticality Safety Analysis of Fresh and Spent Fuel Storage and Handling for NPP Mochovce Using MCNP5. In 21st Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety : Dresden, Germany, September 19-23, 2011. Dresden, 2011, s.5.2.

Odborné práce v zahraničných zborníkoch (konferenčných aj nekonferenčných)

- [1] HAŠČÍK, J. - FARKAS, G. - VRBAN, B. - LÜLEY, J. - URBAN, P. Power density determination in the VVER 440 reactor by the transport codes MCNP 5 and SCALE 6. In 10th International Conference on Nuclear Option in Countries with Small and Medium Electricity Grids : Proceedings; Zadar, Croatia, 3-6 June 2012. Zagreb : Croatian Nuclear Society, 2014, s.Paper no. 120, [6] p. ISBN 978-953-55224-6-1.
- [2] LÜLEY, J. - VRBAN, B. - YUN, S. - KIM, S. J. Validation of Sensitivity Analysis Code APSTRACT for Fast Reactor Design. In *Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting : Gwangju, Korea, May 30-31, 2013*. Daejeon : Korean Nuclear Society, 2013, s.181-182.
- [3] VRBAN, B. - LÜLEY, J. - EAN, N. K. - KIM, S. J. ATCROSS - Cross Section Adjustment Tool for Fast Reactor Design. In *Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting : Gyeongju, Korea, October 14-25, 2013*. Daejeon : Korean Nuclear Society, 2013, s.187-188.

Správy z riešenia vedecko-výskumných projektov

- [1] HAŠČÍK, J. – LÜLEY, J. et al.: Overenie rozloženia neutrónovej výkonovej hustoty v AZ 2. Bloku SE EMO v 12. Kampani pomocou kódu MCNP5: záverečná správa z riešenia úlohy SE a. s. EMO na základe objednávky Centra pre vedu a výskum s. r. o číslo: 4600052012. Bratislava: STU FEI ÚJFI, 2012. p. 87.

- [2] HAŠČÍK, J.– LÜLEY, J. et al.: Posúdenie násobiacich vlastností novej generácie PK Gd II – 4,87 s profilovanými PK 3,82 prvej generácie: správa z riešenia 2. čiastkovej úlohy na základe objednávky Centra pre vedu a výskum s. r. o. číslo: 450002011002. Bratislava: STU FEI ÚJFI, 2011. p. 42.
- [3] HAŠČÍK, J.– LÜLEY, J. et al.: Posúdenie násobiacich vlastností novej generácie PK Gd II – 4,87 s profilovanými PK 3,82 prvej generácie pre bloky SE a. s. EBO: správa z riešenia 3. čiastkovej úlohy na základe objednávky Centra pre vedu a výskum s. r. o. číslo: 450002011002. Bratislava: STU FEI ÚJFI, 2011. p. 42
- [4] HAŠČÍK, J.– LÜLEY, J. et al.: Overenie podkritickosti BS VP pri zavezení palivom Gd II 4,87: správa z riešenia čiastkovej úlohy na základe objednávky Centra pre vedu a výskum s. r. o. číslo: 450002011002. Bratislava: STU FEI ÚJFI, 2011. p. 37.
- [5] HAŠČÍK, J.– LÜLEY, J. et al.: Analýza podkritickosti BS VP pri zavezení čerstvým a vyhoretým palivom Gd II 4,87 v SE a. s. EMO: správa z riešenia dodatkovej úlohy na základe objednávky Centra pre vedu a výskum s. r. o. číslo: 450002011002. Bratislava: STU FEI ÚJFI, 2011. p. 38.
- [6] HAŠČÍK, J.– LÜLEY, J. et al.: Analýza kritickosti pri transporte a skladovaní čerstvých a vyhoretých profilovaných PK 3,82 a PK s vyhorievajúcimi absorbátormi typu Gd II – 4,25 a Gd II – 4,87 v objektoch SE a. s. EMO: správa z riešenia úlohy SE a. s. EMO na základe objednávky Centra pre vedu a výskum s. r. o. číslo: 450002011002. Bratislava: STU FEI ÚJFI, 2011. p. 63.
- [7] HAŠČÍK, J.- ČERBA, Š.- DUJČÍKOVÁ, Lenka - LÜLEY, J. - 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, záverečná správa pre ÚJD SR, číslo zmluvy zhotoviteľa P534, Bratislava: STU FEI ÚJFI, 2015
- [8] HAŠČÍK, J.- BOUHADDANE, Amine - ČERBA, Š.- FARKAS, Gabriel - LÜLEY, J. - VRBAN, Branislav: Model aktívnej zóny ALLEGRO – Špecifikácia pre neutronické výpočty, záverečná správa projektu Výskumné centrum ALLEGRO, ITMS kód projektu 26220220198, Bratislava: STU FEI ÚJFI, 2015
- [9] ČERBA, Š.- DUJČÍKOVÁ, Lenka - HAŠČÍK, J.- ILIŤ, Tomáš - LÜLEY, J. - VRBAN, Branislav: Neutronické analýzy demonštračnej jednotky plynom chladeného rýchleho reaktora ALLEGRO deterministickým difúznym kódom DIF3D, záverečná správa projektu Výskumné centrum ALLEGRO, ITMS kód projektu 26220220198, Bratislava: STU FEI ÚJFI, 2015
- [10] OSUSKÝ, Filip - ČERBA, Š.- HAŠČÍK, J.- LÜLEY, J. - VRBAN, Branislav: Neutronické analýzy demonštračnej jednotky plynom chladeného rýchleho reaktora ALLEGRO systémom PARTISN 5.19, záverečná správa projektu Výskumné centrum ALLEGRO, ITMS kód projektu 26220220198, Bratislava: STU FEI ÚJFI, 2015
- [11] VRBAN, Branislav - ČERBA, Š.- DUJČÍKOVÁ, Lenka - HAŠČÍK, J.- LÜLEY, J. -: Neutronické analýzy demonštračnej jednotky plynom chladeného rýchleho reaktora ALLEGRO systémom SCALE 6.1.3, záverečná správa projektu Výskumné centrum ALLEGRO, ITMS kód projektu 26220220198, Bratislava: STU FEI ÚJFI, 2015

Summary

Dynamics of advanced fast reactors

Achievement of the defined goals of the thesis was supported by the characterization and development of the corresponding theory. By the application of perturbation theory to a computational process it was possible to validate individual codes using partial parameters (energy, reaction and position dependent sensitivity coefficients) and not only using the integral parameters like k_{eff} . At same time, the proposed way of validation allowed us to use the data prepared by the independent organizations based on the specified set of benchmarks and apply direct perturbation method. The process of nuclear data processing was optimized based on the requirements of Gas Cooled Fast Reactor design where our effort was driven by the material specification of the cladding with resonance properties. Comparison of the results achieved by the different computational systems (deterministic and stochastic) with the results provided by the foreign institutions confirmed relevance of the proposed methodology. Within the framework of validation, it was necessary to develop geometrical model of GFR 2400 core in an environment of stochastic and deterministic codes. The pin-wise definition of the fuel assembly was chosen for the results comparison with foreign institutions. In the meaning of the core design capabilities the proposed core modifications was implemented within optimization process. Based on the complex neutronic characterization of the core the set of most important reactivity effects was defined within operational and over operational states. Subsequently this set of reactivity effects was analyzed for the sensitivity to input data. At the same time, the decomposition of the reactivity effects was analyzed in the meaning of individual contributors to the integral parameters. Based on the achieved results, option and constraints of the optimization process was specified and implemented to the geometrical models used in the following analysis. The optimization process was divided to two phases, where the first phase was dealing with conservative modifications (maintain base characteristics of the design) of the core and the second phase was enabling us to adjust the base design as a complex modification. Assessment of the chosen reactivity effects for conservative modifications did not demonstrate significant influence to the followed reactivity effects which can be explained by the compensation of effects with a contrary polarity. Combination of control and safety rods follower with proposed fertile filler and fissile filler did not yield adequate impact to surrounding fuel assemblies. Depleted uranium employment with varying ratio of PuC and in combination with moderators partially demonstrated stability of the reactivity effects according to PuC content which could be related to depletion process. The complex modification of the core maximally benefits from the previous analysis and the achieved findings fully utilized. However, the new arrangement of the control and safety rods did not have influence to followed reactivity effects the change of ^{235}U enrichment in combination with carbon filler of control and safety rod followers demonstrated a possible way how the void reactivity effect can be reduced.

From the global view the practical part of the thesis demonstrates applicability of the proposed methodology and the justification based on presented results. At the same time the obtained results evaluate options for further analysis. Theoretical part should be also highlighted with their implementation to the computational systems. The developed codes, where a presented methodology supported by a theoretical background and relevant results was actively employed in a process of nuclear facility development, were last time used in a process of preparation and realization of NPP A1. The originality of this thesis is partially in full scope application of uncertainty analysis where all integral parameters, calculated by deterministic approach, were determined with their uncertainty which is originating from the cross section data uncertainty.

