

Ing. Amine Bouhaddane

Autoreferát dizertačnej práce

**DETERMINATION OF RADIATION PARAMETERS IN THE DISPOSAL OF NUCLEAR
REACTORS**

(URČOVANIE RADIAČNÝCH PARAMETROV PRI LIKVIDÁCII JADROVÝCH REAKTOROV)

na získanie akademickej hodnosti philosophiae doctor, PhD.

v doktorandskom študijnom programe:

5.2.31 Jadrová energetika

Bratislava, jún 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. Amine Bouhaddane**
Slovenská technická univerzita v Bratislave,
Fakulta elektrotechniky a informatiky,
Ústav jadrového a fyzikálneho inžinierstva,
Ilkovičova 3, 812 19 Bratislava

Školiteľ: **prof. Ing. Vladimír Slugeň, DrSc.**
Slovenská technická univerzita v Bratislave,
Fakulta elektrotechniky a informatiky,
Ústav jadrového a fyzikálneho inžinierstva,
Ilkovičova 3, 812 19 Bratislava

Oponenti: **prof. RNDr. Ľubomír Mátel , CSc.**
Univerzita Komenského v Bratislave,
Prírodovedecká fakulta,
Katedra jadrovej chémie,
Ilkovičova 6, 842 15 Bratislava 4

Ing. Vladimír Daniška, PhD.
DECOM, a.s.,
Sibírska 1, 917 01 Trnava

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, miestnosť A-616.**

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

OBSAH

OBSAH.....	3
ÚVOD.....	4
1. SÚČASNÝ STAV PROBLEMATIKY.....	4
1.1 Výpočtové kódy pre stanovenie priestorového a energetického rozloženia hustoty toku neutrónov a neutrónmi indukovanej aktivity v materiáloch reaktora.....	4
1.2 Prieskum uskutočnených aktivačných výpočtov	6
2. CIELE DIZERTAČNEJ PRÁCE.....	7
3. ZVOLENÁ METÓDA SPRACOVANIA.....	8
3.1 Výpočtový kód.....	8
3.2 Rozsah aplikácie výpočtového kódu.....	8
3.3 Model reaktora	9
4. VÝPOČTY A VÝSLEDKY.....	10
4.1 Výpočet inventáru rádionuklidov pre tieniace kazety a kôš AZ.....	10
4.2 MCNP5 výpočet rozloženia hustoty toku neutrónov	13
4.3 Výpočet vyhorenia paliva	14
4.3.1 Výpočet vyhorenia.....	14
4.3.2 Citlivostná analýza nuklidového vektora paliva.....	16
4.3.3 Vplyv časového kroku na presnosť výpočtu aktivácie	19
4.3.4 Analýza vplyvu neistoty v chemickom zložení na aktiváciu.....	20
4.3.5 Analýza aktivácie tieniacich kaziet.....	22
5. SÚHRN VÝSLEDKOV A NOVÝCH VÝSLEDKOV, ZÁVERY PRE PRAX A ĎALŠÍ ROZVOJ VEDNEJ DISCIPLÍNY.....	27
POUŽITÁ LITERATÚRA.....	29
PUBLIKOVANÉ PRÁCE.....	32
SUMMARY.....	36

ÚVOD

V dobe zvyšovania životnej úrovne v globálnom meradle, sa svetová energetika musí vyrovnat' nielen s rastúcim dopytom po elektrickej energii, ale aj s požiadavkou na jej ekologickú výrobu. Medzi zdroje produkujúce elektrickú energiu bez tvorby skleníkových plynov je možné zaradiť aj energiu pochádzajúcu z jadra. Vo svete je v prevádzke vyše 440 energetických jadrových reaktorov a ďalšie desiatky sú vo výstavbe, resp. vo fáze plánovania.

Následkom udalostí vo Fukušime sa ešte zvýšili už beztak prísne nároky na bezpečnosť jadrových elektrární. Každá jadrová elektráreň musí mať podľa platnej legislatívy ešte pred začatím výstavby predbežný koncepčný plán vyradovania z prevádzky. Takýto koncepčný plán vyradovania je neskôr priebežne aktualizovaný, až nakoniec vedie k realizácii vyradovania samotného v podobe konkrétnych detailných projektov. Významnou súčasťou jadrovej bezpečnosti je aj vhodná stratégia záverečnej časti mierového využívania jadrovej energie. Rádiologická charakterizácia zohráva dôležitú v prechodnej fáze medzi prevádzkou a vyradovaním jadrovej elektrárne z prevádzky. Vďaka charakterizácii je možné rozhodnúť sa pre správnu stratégiu nakladania s rádioaktívnym odpadom. Najprv je však nutné stanoviť inventár rádionuklidov spolu s parametrami, ktoré naň vplyvajú.

Práca obsahuje prehľad rôznych výpočtových metód pre stanovenie inventáru rádionuklidov. Tieto sú popísané detailne v kapitole monitorujúcej súčasný prehľad problematiky. Výpočtové metódy sú rozdelené do dvoch základných kategórií: pre určenie energetického a priestorového rozloženia hustoty toku neutrónov a pre určenie rozloženia aktivity. Na základe tohto prehľadu bol zvolený spôsob výpočtového stanovenia inventáru rádionuklidov, ktorý bol aplikovaný na prípad reaktora VVER-440/V-230 prevádzkovaného napr. aj v jadrovej elektrárni V1 v Jaslovských Bohuniciach.

1. SÚČASNÝ STAV PROBLEMATIKY

Rôzne výpočtové metodiky sú aplikované na určenie rozloženia hustoty toku neutrónov v záujmových oblastiach, v ktorých je neskôr použitím ďalších výpočtových kódov určená aktivita a rádioaktívna premena jednotlivých rádionuklidov. Výsledkom týchto výpočtov je vytvorenie vektora rádionuklidov a ich špecifických aktivít. Výpočtové prostriedky pre stanovenie transportu a aktivácie sú popísané v nasledujúcich podkapitolách.

1.1 Výpočtové kódy pre stanovenie priestorového a energetického rozloženia hustoty toku neutrónov a neutrónmi indukovanej aktivity v materiáloch reaktora

Vo všeobecnosti musí byť systém rozdelený do niekoľkých objemových elementov, zvaných zóny, a stredná hustota toku neutrónov je následne počítaná pre každú energetickú skupinu. Používajú sa tieto dve hlavné kategórie kódov:

Deterministické

Deterministické metódy riešenia Boltzmannovej transportnej rovnice (1.1) aplikovaním rôznych matematických aproximácií pre vyšetovanie priestorových a energetických premenných:

$$\frac{1}{|v|} \frac{\partial \Phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t)}{\partial t} = Q(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) - \Omega \cdot \nabla \Phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) - \Sigma_t(\vec{r}, E) \Phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t), \quad (1.1)$$

kde zdrojový člen, $Q(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t)$, je celkový zdroj neutrónov v mieste \vec{r} , s energiou E , pohybujúcich sa v smere $\vec{\Omega}$, v čase t a je daný rovnicou:

$$Q(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) = \iint \Sigma_s(\vec{r}, E' \rightarrow E, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}) \Phi(\vec{r}, E', \vec{\Omega}', t) dE' d\vec{\Omega}' + S(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t), \quad (1.2)$$

Vo vyššie uvedených výrazoch je: $\Phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t)$ uhlovo-závislá hustota toku neutrónov, $\Sigma_t(\vec{r}, E)$ celkový makroskopický účinný prierez a $\Sigma_s(\vec{r}, E' \rightarrow E, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega})$ je makroskopický účinný prierez rozptylu. $S(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t)$ je zdroj neutrónov v mieste \vec{r} a to buď vnútorný (t.j. pochádzajúci zo štiepenia) alebo vonkajší [1].

Deterministické kódy možno ďalej rozdeliť podľa použitej geometrie na:

- 1D** Pre jednoduché geometrie sa používajú jednorozmerné kódy akými sú ANISN alebo XSDRNP. Tieto pristupujú k riešeniu neutrónovej transportnej teórie metódou diskretných súradníc. Kód SN1D rieši transportnú úlohu deterministicky. Kód APOLLO rieši transportnú rovnicu v integrálnej podobe ako viacskupinové priblíženie metódou pravdepodobnosti prvých zrážok, buď v jedno- alebo dvojrozmernej geometrii.
- 2D** Pre komplexné geometrie sa používajú dvojrozmerné transportné kódy ako: DOT/DORT, COROUT alebo TWODANT.
- 3D** TORT, PENTRAN a Attila sú trojrozmerné transportné kódy využívajúce viacskupinové priblíženie a metódu diskretných súradníc pre riešenie transportnej rovnice. Pre výpočty s použitím mriežkových štruktúr je k dispozícii deterministický kód WIMS. Transportný kód DRAGON tiež využíva viacskupinové priblíženie a rieši transportnú rovnicu metódou pravdepodobnosti prvej zrážky. V kóde DIF3D sú difúzna a transportná rovnica riešené variačnou nodálnou metódou.

Stochastické

Pre veľmi komplexné geometrie sa používajú kódy na báze metódy Monte Carlo. Metóda Monte Carlo sa od deterministických metód odlišuje tým, že simuluje individuálne častice a využíva štatistický priebeh ich správania sa. Priemerné správanie sa častíc vo fyzikálnom systéme je potom odvodené (pomocou centrálného limitného teorému) z priemerného správania sa simulovaných častíc. Rozdiel je aj vo výsledku výpočtu, kedy deterministické metódy podávajú celkovú informáciu o hľadanej veličine vo vyšetřovanom priestore, zatiaľ čo metóda Monte Carlo dodáva informáciu iba o špecifických výsledkoch požadovaných užívateľom. Patria sem napríklad tieto kódy: MCBEND, MORSE, KENO 5, MCNP, Serpent a TRIPOLI.

Výsledky výpočtov z neutrónových transportných kódov vstupujú do kódov pre aktiváciu materiálov reaktora vo vybraných oblastiach alebo konštrukčných materiáloch. Vo všeobecnosti, tieto kódy využívajú priemerné hustoty toku neutrónov vo všetkých oblastiach predstavujúcich fixný komponent reaktora, materiálové zloženie oblastí a časovo-výkonové histogramy prevádzky reaktora. Konečným výsledkom výpočtov je aktivita oblastí reaktora určená rádionuklidmi. Táto je závislá na hmotnosti danej časti a na koncentrácii materských prvkov, ktoré sa aktivujú počas prevádzky reaktora. Integrál cez všetky oblasti môže slúžiť ako odhad celkovej aktivity fixného komponentu.

Existuje niekoľko kódov pre výpočet neutrónmi indukovanej aktivity v konštrukčných materiáloch, napr.: CINDER'90, DARWIN/PEPIN, FISPIN, EASY (FISPACT) a ORIGEN.

1.2 Prieskum uskutočnených aktivačných výpočtov

Táto kapitola poskytuje prehľad aktivačných výpočtov pre odstavené, ale aj pre prevádzkované reaktory, uskutočnených v členských štátoch MAAE. V niektorých prípadoch nebol možný podrobnejší prehľad stavu problematiky v krajine kvôli nedostatočnej dokumentácii.

Tab. 1.1 Prehľad počítačových kódov a ich aplikácií vo svete [2], [3], [4].

Krajina	JE – Typ reaktora a elektrický výkon [MW]	Výpočtové kódy	Využitie
Arménsko	Metsamor – VVER 440	ANISN	Rozloženie hustoty toku neutrónov
		AKTIVACIA - 1	Výpočet indukovanej aktivity
		MCNPX	Výpočet reakčných rýchlostí [5]
		ACTIS	Výpočet špecifickej aktivity [5]
Belgicko	BR3 – RR	DORT	Modelovanie hustoty toku neutrónov a aktivácia vnútroreaktorových častí
		TRIPOLI 3.2	Výpočet aktivácie biologického tienenia
Bulharsko	Kozloduy VVER 1000	TORT	Rozloženie hustoty toku neutrónov [6], [7]
Kanada	NPD – CANDU 22	ANISN, WIMS	Rozloženie hustoty toku neutrónov
		ORIGEN	Rozloženie indukovanej aktivity
Česká republika	Dukovany - VVER 440	TORT	1D hodnotenie hustoty toku neutrónov [8]
		EASY-2007 (FISPACT-2007)	Výpočet indukovanej aktivity [8]
Fínsko	Loviisa - VVER 440 Olkiluoto – BWR 735	ANISN, DORT	1D a 2D hodnotenie hustoty toku neutrónov
		ORIGEN-S	Výpočet indukovanej aktivity
Francúzsko	Marcoule G2, G3 – GCR 40	ANISN, APOLLO (1D), TRIPOLI (2D), DOTSYN (3D)	Modelovanie hustoty toku neutrónov vo vnútroreaktorových častiach
		EVOMAJ	Tvorba rádionuklidov v reaktoroch GCR [9]
		DARWIN/PEPIN	Výpočet indukovanej aktivity štiepnymi, fúznymi a spalačnými reakciami
Nemecko	Obrigheim – PWR 357	TORT (3D)	Rozloženie hustoty toku neutrónov
	Biblis A – PWR 1200	ANISN, DOT	Hodnotenie hustoty toku neutrónov
	Gundremmingen	ANISN/DOT	Rozloženie hustoty toku neutrónov
		AKTIV	Rozloženie indukovanej aktivity
	Phillipsburg – BWR 890	MCNP5	Špecifické reakčné rýchlosti, hustota toku neutrónov a spektra neutrónov [10]
		ORIGEN-S	Výpočet indukovanej aktivity [10]
	PWR&BWR	ORIGEN-S	Výpočet indukovanej aktivity [11]
FRJ-2 - RR	MCNP	Rozloženie hustoty toku neutrónov [12]	
Veľká Británia	Berkeley – Magnox 140	MCBEND	Výpočet transportu neutrónov
	WAGR – AGR 40	ANISN	Rozloženie hustoty toku neutrónov
		FISPIN	Výpočet aktivačných produktov
Maďarsko	Paks – VVER 440	MCNPX	Výpočet reakčných rýchlostí [13]
		ACTIS	Výpočet špecifickej aktivity [13]
Taliansko	Garigliano – BWR 160 Caorso – BWR 840 Latina – Magnox 260 Trino – PWR 270	DOT 3.5	2D hodnotenie hustoty toku neutrónov v blízkosti aktívnej zóny
Holandsko	Dodewaard – BWR 55	MCNP4A, KENO-Va	Výpočet transportu neutrónov

Krajina	JE – Typ reaktora a elektrický výkon [MW]	Výpočtové kódy	Využitie
Ruská federácia	Mayak 156 – AV 1200	ANISN	Rozloženie hustoty toku neutrónov
		AKTIVACIA – 1	Výpočet indukovanej aktivity
Slovenská republika	Jaslovské Bohunice A1 – KS 150	ANISN	Rozloženie hustoty toku neutrónov [14]
		EASY-99 (FISPACT)	Výpočet indukovanej aktivity [14]
	Jaslovské Bohunice V1 - VVER 440	DORT	Rozloženie hustoty toku neutrónov [15]
		ORIGEN-S	Rozloženie indukovanej aktivity v reaktore [15]
Južná Kórea	Kori 4 – PWR 900	DOT 4.3	2D hodnotenie hustoty toku neutrónov
Švédsko	Oskarshamn 2 – BWR 600	DORT	2D modelovanie rozloženia hustoty toku neutrónov
Švajčiarsko	Gösgen – PWR 1060	TRITON	Výpočet spektra neutrónov [16]
		ORIGEN-S	Výpočet indukovanej aktivity [16]
USA	Trojan – PWR 1095 Rancho Seco – PWR 913 Columbia – BWR 1155 Yankee – PWR 167	ANISN, DORT	Rozloženie hustoty toku neutrónov
		ORIGEN2	Výpočet indukovanej aktivity
	Shippingport – PWR 72	MCNP	Výpočet transportu neutrónov
		REAC	Výpočet indukovanej aktivity

Na základe Tab. 1.1 je možné konštatovať, že trend výpočtu rozloženia hustoty toku neutrónov sa v posledných rokoch uberať smerom k Monte Carlo kódom. Tento záver je podporený aj dvomi stážami, ktoré som v priebehu doktorandského štúdia absolvoval v medzinárodnej spoločnosti AREVA GmbH v pracovnej skupine Radiačná ochrana – Neutrónová fluencia. Trend odráža enormný progres v oblasti výpočtových technológií v poslednej dekáde, ktorý umožňuje aplikáciu náročných numerických výpočtových prostriedkov vo väčšom rozsahu.

2. CIELE DIZERTAČNEJ PRÁCE

Dizertačná práca by mala prispieť k rozvoju korektnej metodológie pre výpočet neutrónmi indukovanej aktivity. Za týmto účelom som si vybral univerzálne transportné kódy MCNP5 a MCNPX. Na základe prieskumu doterajších aktivačných výpočtových metód boli vytýčené ciele dizertačnej práce, ktoré možno zhrnúť do nasledovných oblastí:

- 1) Na modeli reaktora VVER-440 posúdiť vplyv detailného modelovania vyhorenia (použitím či už stredného vyhorenia na zónu alebo na palivovú kazetu) na aktiváciu materiálov v reaktore.
- 2) Hodnotenie vplyvu presnosti použitého rozloženia výkonovej histórie (voľba vhodného časového kroku) na neutrónmi indukovanú aktivitu.
- 3) Ohodnotenie citlivosti výslednej úrovne aktivácie na presnosť chemického zloženia ožarovaných materiálov (analýza neistôt v chemickom zložení).
- 4) Validácia výpočtovej metodiky porovnaním výsledkov výpočtov s výsledkami meraní z rádiologickej charakterizácie jadrovej elektrárne V1 alebo porovnaním hodnôt hustoty toku neutrónov nameraných počas prevádzky reaktora s vypočítanými hodnotami.

Aplikovaná metodika pri napĺňaní cieľov dizertačnej práce vychádza zo skúseností a výpočtových prostriedkov dostupných na Ústave jadrového a fyzikálneho inžinierstva Fakulty elektrotechniky a informatiky Slovenskej technickej univerzity v Bratislave.

3. ZVOLENÁ METÓDA SPRACOVANIA

3.1 Výpočtový kód

MCNP [17], je trojrozmerný univerzálne aplikovateľný kód na báze metódy Monte Carlo, ktorý umožňuje simuláciu transportu neutrónov, gama žiarenia a elektrónov. Jeho hlavnou výhodou je možnosť počítať so spojitým spektrom energií. MCNP takisto umožňuje podrobný popis geometrického a materiálového usporiadania systému.

Kód bol vyvinutý v Los Alamos National Laboratory a jeho ďalší vývoj a optimalizácia prebieha dodnes. V súvislosti s použitím kódu, jeho rozsiahla validácia vo svete je zaručená veľkým množstvom publikácií s medzinárodnými vývojárskymi a testovacími skupinami [18]. MCNP je odbornou verejnosťou vnímaný ako referenčný kód najmä v reaktorovej fyzike (určenie efektívneho multiplikačného koeficientu, analýza kritickej bezpečnosti, rozloženie hustoty toku neutrónov) a v radiačnej ochrane (návrh tieniacich systémov).

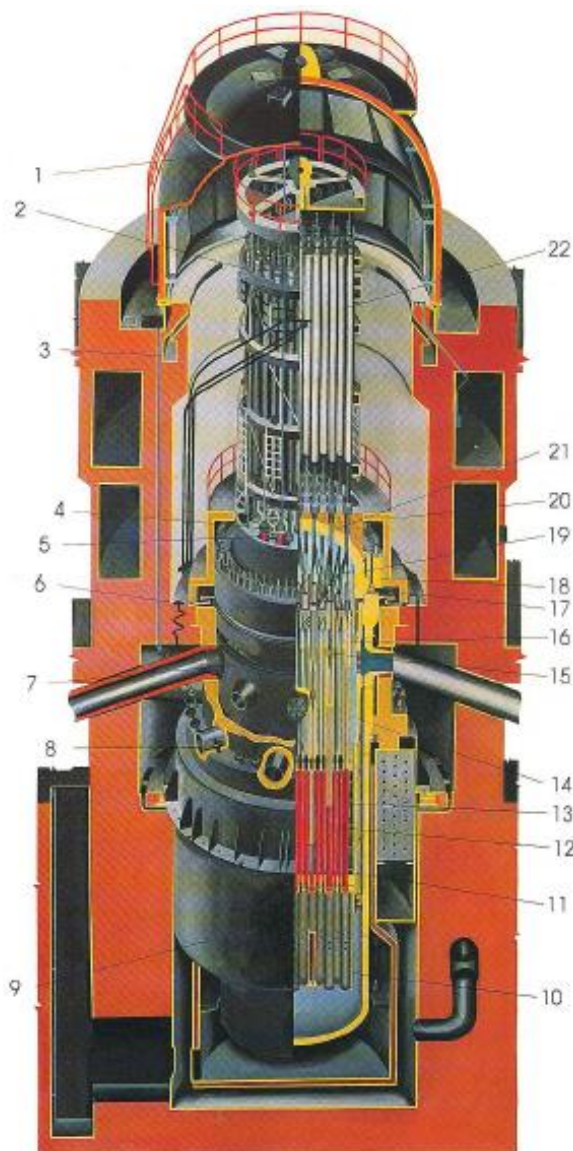
Vo výpočtoch boli použité kódy MCNP5 verzia 1.60 a MCNPX verzia 2.7.0. Aktivačné výpočty sa uskutočnili v kritickom (kcode) móde použitím vyhorievacej/aktivačnej funkcie, ktorá je zahrnutá v kóde MCNPX (modul CINDER'90) a prístupuje sa k nej cez kartu BURN. Použité boli energeticky špecifické spojité účinnoprierezne knižnice z Brookhaven National Laboratories: ENDF/B-VII.0 [19], ENDF/B-VII.1 [20] a JENDL-4.0 [21] z Japonskej komisie pre jadrové dáta.

3.2 Rozsah aplikácie výpočtového kódu

Reaktor typu VVER je s 50 prevádzkovanými blokmi (z toho 23 VVER-440) jedným z najpoužívanejších jadrových reaktorov vo svete. Priemerný vek reaktorov VVER-440 v prevádzke je približne 30 rokov. So starnutím reaktorovej flotily sa zvyšuje aj význam tvorby efektívneho plánu vyradovania a nakladania s rádioaktívnym odpadom [22], [23].

Na Slovensku sú v prevádzke spolu štyri reaktory VVER-440/V213 v lokalitách Jaslovské Bohunice a Mochovce. Ďalšie dva budú uvedené do prevádzky v blízkej budúcnosti. Každý prevádzkovateľ jadrovej elektrárne musí poskytnúť pravidelne aktualizovaný koncepčný plán vyradovania. Koncepčný plán vyradovania je základom pre určenie plánov jednotlivých etáp vyradovania. Tieto plány sú neskôr rozpracované do podrobných projektov. Implementácia plánu pre konkrétnu etapu vyradovania je schvaľovaná Úradom jadrového dozoru Slovenskej republiky [24]. Keďže sa ako referenčné výpočty pre aktualizáciu koncepčného plánu vyradovania reaktorov VVER-440 v Slovenskej republike až do roku 2010 používali výpočty prevzaté z fínskej jadrovej elektrárne Loviisa [25], rozhodol som sa uskutočniť výpočet inventáru rádionuklidov s cieľom vytvoriť aktuálnu výpočtovú metodiku.

V rámci svojej práce som uskutočnil výpočty pre starší typ reaktora VVER-440 – V230. Tento typ reaktora bol v prevádzke v jadrovej elektrárni V1 v Jaslovských Bohuniciach (2 bloky), ktorá je v súčasnosti v druhej fáze vyradovania [26]. Dôvodom pre výber práve tohto reaktora je, že existujú už uskutočnené merania aktivácie reaktorových komponentov. Údaje z tohto merania je možné použiť na validáciu nielen výsledkov merania, ale aj výpočtovej metodiky ako takej.



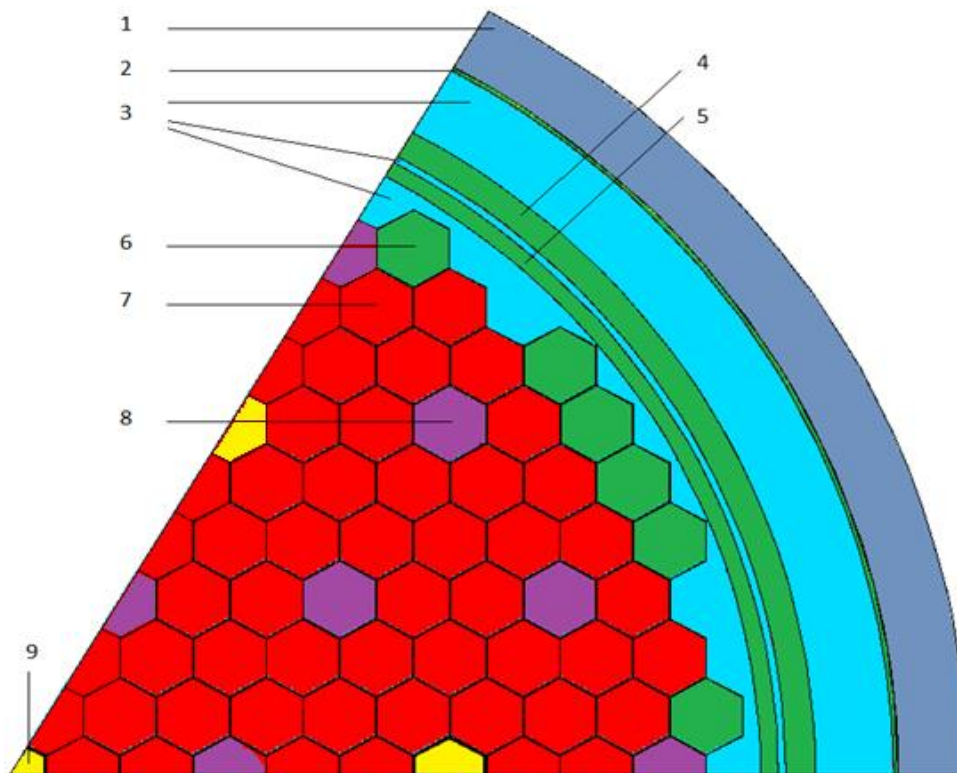
Obr. 3.1 Reaktor typu VVER-440/V230. 1 – ochranný príklop, 2 – horný blok, 3 – kanál ionizačnej komory, 4 – kanály vnútroreaktorového merania hustoty toku neutrónov, 5 – kanály merania teploty, 6 – membránový ventil, 7 – teleso reaktora, 8 – hlavné cirkulačné potrubia, 9 – nádrž vodnej biologickej ochrany, 10 – dno šachty, 11 – kôš AZ, 12 – palivové kazety, 13 – palivová časť ARK, 14 – absorpčná časť ARK, 15 – medzityč, 16 – blok ochranných rúr, 17 – tesniaci prstenec, 18 – prítlačný prstenec, 19 – kanály merania teploty, 20 – tepelná izolácia, 21 – hrebeňová tyč, 22 – pohony ARK [27].

3.3 Model reaktora

Na základe technickej dokumentácie zo slovenskej jadrovej elektrárne bolo možné vytvoriť zjednodušený model reaktora VVER-440/V230 na výške aktívnej zóny (AZ). Model pozostáva z aktívnej zóny, vnútroreaktorových častí a je ohraničený tlakovou nádobou reaktora (TNR). Šestinový model využíva symetriu tohto typu reaktora. Azimutálne a axiálne hranice sú modelované ako reflektujúce povrchy. V modeli sa nachádzajú palivové kazety (PK) bez profilácie obohatenia, automatické regulačné kazety, tieniace kazety a vnútorné konštrukčné časti reaktora (kôš reaktora, šachta reaktora, TNR). To znamená, že hlavné konštrukčné časti boli zachované.

Údaje o materiálovom zložení boli stanovené pre strednú teplotu chladiva 280°C. Chemické zloženie paliva pochádza z výpočtov pre palivo s 3,82% obohatením o izotop uránu ^{235}U . Stredná poloha 6. skupiny automatických regulačných kaziet bola na základe štandardných výpočtových hodnôt

určená na 175 cm. Poslednou predvýpočtovou úpravou modelu bolo stanovenie kritickej koncentrácie kyseliny boritej, ktoré sa vykonalo výpočtom v kóde MCNP5.



Obr. 3.2 Horizontálny rez šestinou aktívnej zóny. 1 – TNR, 2 – austenitický a silový návar výstelky TNR, 3 – chladivo, 4 – šachta reaktora, 5 – kôš AZ, 6 – tieniaca kazeta, 7 – palivová kazeta, 8 – ARK, 9 – ARK 6. skupiny.

4. VÝPOČTY A VÝSLEDKY

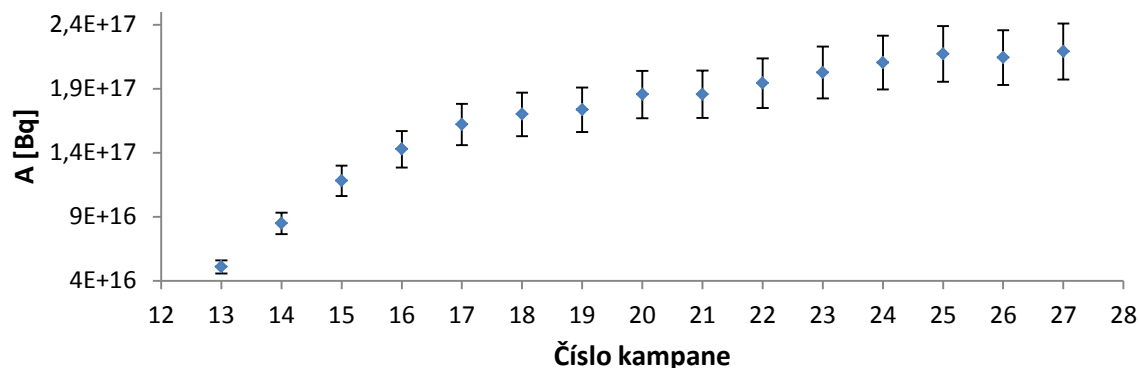
4.1 Výpočet inventáru rádionuklidov pre tieniace kazety a kôš AZ

Tieniace kazety a kôš AZ boli pre výpočet inventáru rádionuklidov zvolené kvôli ich vysokému podielu na celkovej aktivite v reaktore. Tieniace kazety boli do AZ nainštalované za účelom zníženia hustoty toku neutrónov na TNR a tým na zníženie krehnutia ocele TNR. Týmto krokom sa zmenila záťaž AZ – 36 palivových kaziet bolo nahradených tieniacimi kazetami. Tieniace kazety boli používané napr. v JE V1 v Jaslovských Bohuniciach a to od roku 1985 (2. blok), resp. 1992 (1. blok). zo zväzku 7 tieniacich tyčí fixovaných v 6-hrannom obale pomocou dvoch oporných mriežok. Horná časť kazety je ukončená hlavičkou a dolná pätkou (podobne, ako u pracovnej kazety). V uzatváracom prstenci pätky je otvor pre umožnenie prietoku chladiva cez tieniacu kazetu v AZ. Prietok vody cez kazetu zabraňuje jej prehriatiu v AZ. Vnútorňý prierez tieniacej kazety imituje hydraulický odpor pracovnej kazety v AZ. Rozmery tieniacej kazety sú analogické, ako u pracovnej kazety. Základnými výpočtovými parametrami sú výška 3195 mm, hmotnosť 300 kg a hustota $7,85 \text{ g/cm}^3$. Modelovaný objem TK bol prispôsobený celkovej hmotnosti TK. Tieniace kazety aj kôš AZ boli vyrobené z austenitickej ocele 08Ch18N10T. Vznik rádionuklidov je podmienený chemickým zložením konštrukčného materiálu. Dôležitosť jednotlivých nuklidov súvisí s mierou ich aktivácie a s dobou polpremeny vznikajúcich rádionuklidov.

Tab. 4.1 Chemické zloženie konštrukčnej ocele 08Ch18N10T.

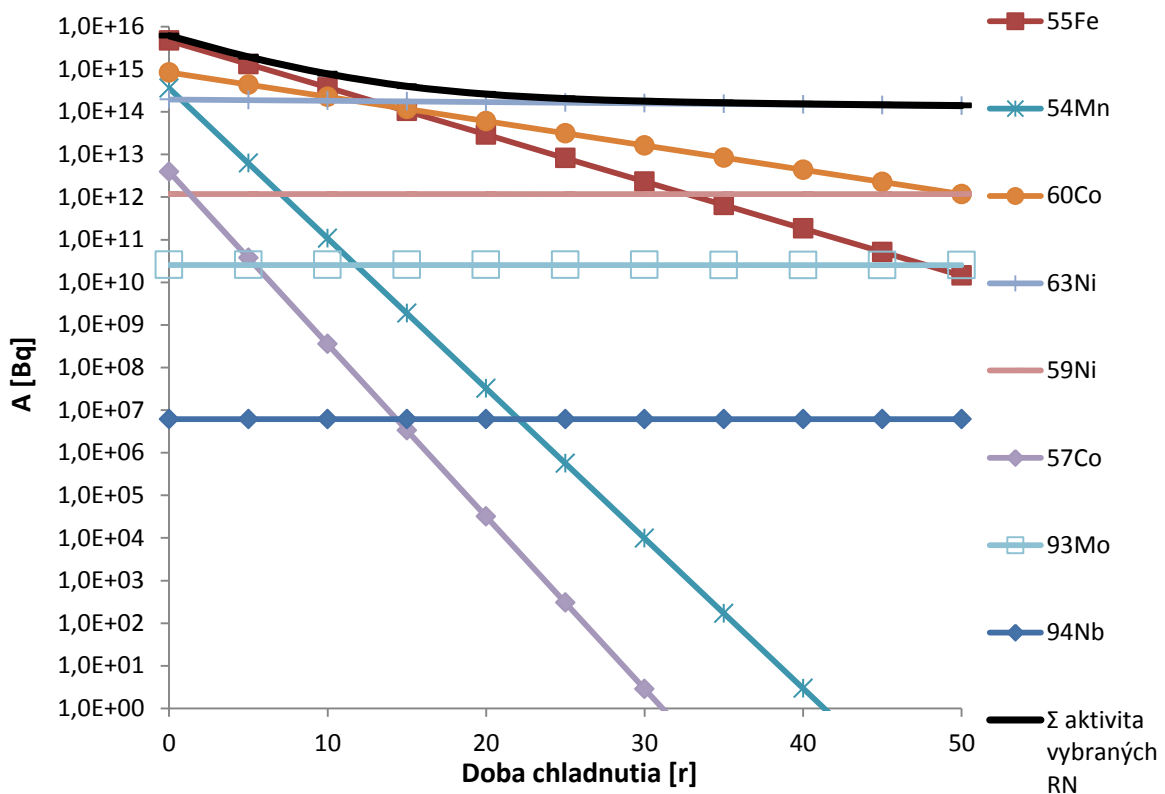
Prvok	Hmotnosť [%]	
	Oficiálne [28]	Aplikované
C	Max 0,080	0,080
N	Max 0,050	0,050
Si	Max 0,080	0,800
P	Max 0,035	0,035
S	Max 0,020	0,020
Ti	5*%C – 0,600	0,500
V	Max 0,200	0,200
Cr	17,000 - 19,000	18,000
Mn	1,000 - 2,000	1,500
Fe	-	68,065
Co	Max 0,050	0,050
Ni	9,000 - 11,000	10,000
Mo	Max 0,500	0,500
W	Max 0,200	0,200

Obr. 4.1 predstavuje priebeh aktivácie (celkovej aktivity vybraných rádionuklidov) tieniacich kaziet počas 15 kampaní od prvého uvedenia do aktívnej zóny.



Obr. 4.1 Priebeh celkovej aktivity vybraných rádionuklidov v TK počas prvých 15 kampaní.

V priebehu prvých rokov po odstavení reaktora prudko klesá aktivita krátkožijúcich rádionuklidov (napr. ^{58}Co $T_{1/2}=70,86$ dní, ^{59}Fe $T_{1/2}=44,503$ dní) a hlavnú úlohu v celkovej aktivite preberajú dlhšie žijúce rádionuklidy (vid' Obr. 4.2). Výsledky ukazujú, že ^{55}Fe (doba polpremeny 2,73 rokov) je najvýznamnejším aktivačným produktom v prvých 13 rokoch po ukončení prevádzky reaktora. Avšak s uvažovaním dlhšej doby ožarovania (napr. na úrovni 20 kampaní) by sa táto doba dominancie mala skratiť smerom k cca. 10 rokom. V ďalších rokoch budú mať najväčší podiel na celkovej aktivite tieniacich kaziet rádionuklidy ^{60}Co (doba polpremeny 5,2714 rokov) a následne ^{63}Ni (doba polpremeny 100,1 rokov).



Obr. 4.2 Priebeh celkovej aktivity vybraných rádionuklidov (v logaritmickej mierke).

Výsledky celkovej špecifickej aktivity tieniacich kaziet boli porovnané (viď Tab. 4.2) s údajmi publikovanými v [30] pre fínske [25] a ruské [31] výpočty. Avšak treba mať na zreteli špecifikácie výpočtov. Výpočty v rámci tejto práce boli uskutočnené pre 15 kampaní pobytu v reaktore. Výpočty pre JE Loviisa boli uskutočnené 1D transportným kódom ANISN a pre odhad inventáru rádionuklidov bol použitý kód ORIGEN-S. Výpočet bol uskutočnený pre 30 rokov prevádzky reaktora s 80% využitím JE. Výsledky sa k sebe približujú, keď uvažíme rôznu dĺžku doby ožarovania.

Tab. 4.2 Celková špecifická aktivita tieniacich kaziet reaktora VVER-440 v rôznych JE.

Lokalita	Výpočet kódom MCNPX (1)	JE Loviisa (2)	JE Kola (3)
Aktivita TK [GBq/t]	2,21E+07	7,7E+07	1,6E+06

(1) stredná aktivita vybraných rádionuklidov, 15 kampaní prevádzky, (2) maximálna povrchová aktivita po 30 rokoch prevádzky [25], (3) údaje k roku 2010, bez doplňujúcich informácií [31],

Porovnanie výsledkov výpočtu bolo dobre realizovateľné v prípade koša AZ, nakoľko sú k dispozícii údaje o maďarskom výpočte [5] pre komponenty reaktora VVER-440 z arménskej JE v Metsamore (viď Tab. 4.3). V oboch prípadoch sú koše AZ vyrobené z austenitickej ocele 08Ch18N10T. Treba uviesť, že ide o odhad, lebo hodnota bola napočítaná pre jednu kampan prevádzky reaktora. Pochopiteľne je teda naša hodnota aktivity nižšia. V dôsledku časovej náročnosti použitej metodiky, sme sa rozhodli v rozsahu práce neuberať sa smerom výpočtu pre dlhšiu dobu aktivácie, ale zamerali sme sa na vplyvy podmieňujúce podobu výsledného rádionuklidového vektora a veľkosť jeho celkovej aktivity.

Tab. 4.3 Celková aktivita koša AZ 1 mesiac po odstavení reaktora

Lokalita	JE Jaslovské Bohunice (1)	ANPP (2)
Kôš AZ [Bq]	4,28E+16	4,80E+16

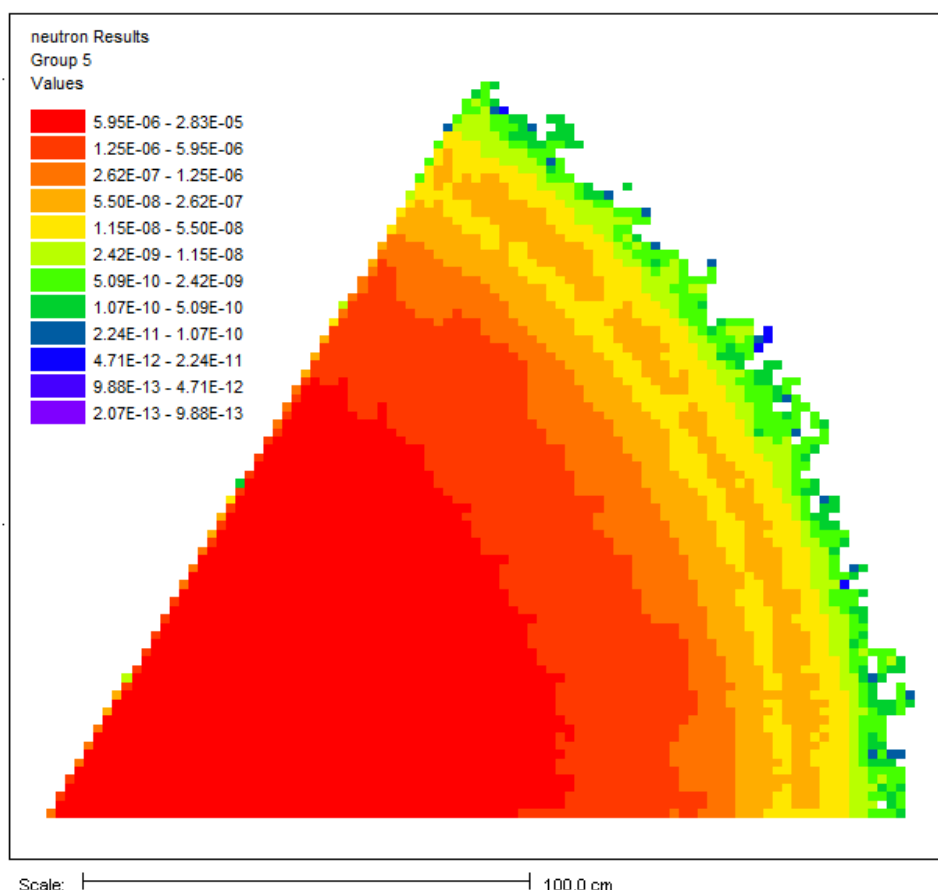
(1) Celková aktivita vybraných rádionuklidov (vid' Tab. 4.2+ ^{51}Cr , ^{59}Fe , ^{58}Co).

(2) Celková aktivita po 30 rokoch ožarovania [5].

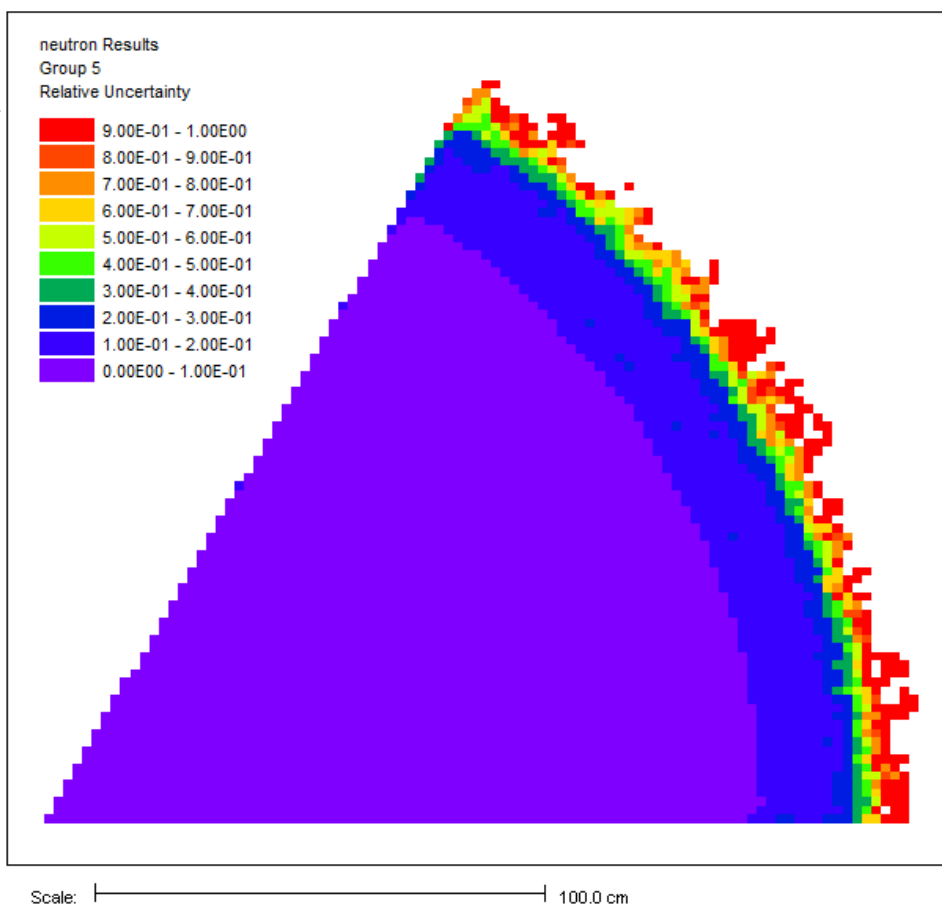
4.2 MCNP5 výpočet rozloženia hustoty toku neutrónov

Za účelom posúdenia neistoty predchádzajúcich výpočtov bol uskutočnený výpočet rozloženia hustoty toku neutrónov po priereze modelu reaktora. Výsledné rozloženie a jeho relatívna neistota v strednej výške aktívnej zóny sú prezentované na Obr. 4.4 a Obr. 4.4. Obrázky boli vytvorené použitím softvéru Mesh File Viewer [32].

Na základe výsledkov je možné tvrdiť, že neistota výpočtu hustoty toku neutrónov v oblasti aktívnej zóny (v ekvivalentnom polomere aktívnej zóny 144 cm) neprekračuje 10 %. Za hranicou aktívnej zóny však možno pozorovať intenzívny nárast tejto neistoty. Pozorovanie potvrdilo dôležitosť zamerania sa na sledovanie hustoty toku neutrónov pri určovaní inventáru rádionuklidov. Obzvlášť pri aktivácii koša AZ je vnesená neistota významná. Skvalitnenie mapovania rozloženia hustoty toku neutrónov by malo byť súčasťou ďalšieho napredovania v tejto oblasti.



Obr. 4.3 Radiálny priebeh hustoty toku tepelných neutrónov v strednej výške aktívnej zóny.



Obr. 4.4 Radiálny priebeh neistoty hustoty toku tepelných neutrónov v strednej výške aktívnej zóny.

4.3 Výpočet vyhorenia paliva

V predchádzajúcich kapitolách bola analýza aktivácie uskutočnená na základe dostupných údajov vyhorenia jadrového paliva. Tieto údaje pochádzajú z výpočtu použitím kódu SCALE 5.1 a knižníc údajov 44GROUPNDF5. Avšak tento výpočet bol uskutočnený pre palivo s profilovaným obohatením 3,82% ^{235}U . Z prevádzkovej histórie reaktora V-230 vyplýva, že po väčšinu kampaní boli v reaktore zavezené palivové kazety s obohatením 3,6% ^{235}U bez profilácie. Preto bol vykonaný výpočet vyhorenia paliva s uvedeným obohatením za účelom získania nuklidového vektora ako zdrojového člena pre výpočet aktivácie. Parametre pre palivo s obohatením 3,6% ^{235}U sú definované v sprievodnej dokumentácii k palivu, projektových správach alebo v ďalších odborných zdrojoch [28], [33].

4.3.1 Výpočet vyhorenia

Na výpočet vyhorenia bol použitý kód MCNPX verzia 2.7.0 s použitím knižníc ENDF/B-VII.0. Homogenizovaný model palivovej kazety na výške paliva bol vložený do nekonečnej 2D mrieže použitím periodických povrchov na hexagonálnych okrajoch modelu a reflektujúcich povrchov na axiálnych okrajoch modelu. Tepelný výkon 1375 MW_t bol odvodený z nominálneho výkonu reaktora VVER-440. V reaktore je 349 kaziet (312 PK + 37 ARK), preto bol pri výpočte vyhorenia uvažovaný výkon 4MW_t na kazetu. Krok výpočtu vyhorenia bol 28 dní ($\approx 0,9$ MWd/kgU). Maximálna hranica vyhorenia bola stanovená na 45 MWd/kgU.

Prvé výpočty ukazovali, že sa v ožiarenom palive vytvára z transuránov len plutónium. Najvyšším rádionuklidom v nuklidovom vektore paliva bolo teda ^{242}Pu , zatiaľ čo v skutočnosti je známe, že ožiarené jadrové palivo obsahuje i vyššie transurány (napr. Am, Cm, Bk, Cf).

Problém nebol vyriešený ani zvýšením citlivosti výpočtu, t.j. znížením minimálnej uvažovanej atomárnej frakcie (parameter *afmin* v karte *burn*) na 10^{-10} . Preto som sa na základe konzultácie s užívateľom MCNPX rozhodol manuálne nastaviť východiskový hmotnostný podiel týchto transuránov v čerstvom neožiarenom palive v rámci homogenizovanej zmesi na 10^{-12} . Tento hmotnostný podiel je 10 000-krát nižší, ako hmotnostný podiel akéhokoľvek iného prvku v zmesi a z toho dôvodu sa neočakáva, že tento zásah znateľne ovplyvní výsledky výpočtu vyhorenia pre ostatné prvky. Naopak, uvedený zásah prispieje k fyzikálnej korektnosti výsledku výpočtu nuklidového vektora pre ožiarené jadrové palivo. Tieto predpoklady dokladuje aj dosiahnutý výsledok (pozri Tab. 4.4).

Tab. 4.4 Transurány v nuklidovom vektore ožiareného paliva po manuálnom zásahu.

Číslo ZAID	Hmotnostný podiel v ožiarenom palive
93237	6,136E-05
93238	9,680E-08
93239	4,710E-05
94238	5,442E-06
94239	3,543E-03
94240	7,402E-04
94241	1,840E-04
94242	2,747E-05
95241	3,247E-06
94242	2,747E-05
95241	3,247E-06
95242	1,177E-08
95243	7,368E-07
96242	4,087E-07
96244	3,124E-08

Kvôli homogenizácii modelu (okrem paliva vrátane chladiva, konštrukčných materiálov a hélia), pre získanie nuklidového vektora paliva museli byť z výsledného vektora vyňaté nuklidy pochádzajúce z nepalivových materiálov (napr. izotopy H, He, Li, B, C a N). Po vyňatí sme dostali nuklidový vektor paliva obsahujúci 205 položiek. Keďže je takýto počet priveľký pre štandardný výpočet transportu neutrónov, bolo nevyhnutné znížiť počet nuklidov vo vektore. Za týmto účelom bola vykonaná citlivostná analýza.

4.3.2 Citlivostná analýza nuklidového vektora paliva

Ako vzor bol vzatý dostupný nuklidový vektor pre palivo s obohatením 3,82% o izotop ^{235}U , ktorý obsahuje 95 nuklidov [34]. Pre analýzu bol použitý kód MCNP5 verzia 1.60 s knižnicou ENDF/B-VII.0.

Voľba nuklidov pre palivo obohatené o 3,6% ^{235}U bolo založené na dvoch základných atribútoch. Prvým parametrom bolo zastúpenie nuklidu (v atomárnych frakciách) v palive vynásobené celkovým účinným prierezom nuklidu. Druhý atribút spočíva v posúdení vplyvu nuklidu na integrálny parameter - k_{inf} .

Atomárne frakcie nuklidov boli normalizované k jednej. Celkový účinné prierezy boli udávané v barnoch (10^{-28} m^2). Akceptačným kritériom pri násobení atomárnej frakcie celkovým účinným prierezom bola hodnota 10^{-3} barn. Toto kritérium naplnilo 60 nuklidov z 205-členného zoznamu. 44 z nich sa nachádza aj v 95-člennom nuklidovom vektore pre palivo s obohatením 3,82% o izotop ^{235}U .

Pre posudzovanie podľa druhého atribútu bol vytvorený heterogénny model PK vo výške paliva s cieľom presnejšie simulovať efekty počas výpočtu transportu neutrónov (napr. samotienenie paliva). Ostatné podmienky výpočtu zostali zachované (periodické povrchy na hexagonálnych okrajoch a reflektujúce povrchy na axiálnych okrajoch). Referenčný výpočet bol uskutočnený s kompletným nuklidovým vektorom (205 nuklidov). Pre analýzu bol každý vstupný súbor pripravený vynechaním jedného z nuklidov. Výsledok k_{inf} z jednotlivých výpočtov bol porovnaný s výsledkom referenčného výpočtu. Vplyv na reaktivitu systému bol pozorovaný a vyhodnotený.

Referenčná hodnota k_{inf} bola 0.99451 a teda reaktivita systému bola -552.03 ± 9.10 pcm. Zmena reaktivity bola posudzovaná v každom výpočte. Keď bol rozdiel väčší ako je neistota (kombinovaná neistota referenčného a konkrétneho výpočtu), vynechaný nuklid v danom výpočte bol zvolený pre zjednodušený nuklidový vektor. Na základe tohto kritéria bolo vybratých 70 nuklidov. Prehľad vybraných nuklidov sa nachádza v Tab. 4.5. Ako je možné vidieť, 36 nuklidov je spoločných pre všetky tri výpočty.

Tab. 4.5 Prehľad vybraných rádionuklidov na základe rôznych kritérií.

Č.	3,82% ^{235}U	Kritérium af * XS	Kritérium k_{inf}
1	8-O-16	8-O-16	8-O-16
2	35-Br-81	36-Kr-83	32-Ge-72
3	36-Kr-82	38-Sr-88	32-Ge-73
4	36-Kr-83	38-Sr-90	36-Kr-83
5	36-Kr-84	39-Y-89	37-Rb-85
6	36-Kr-86	40-Zr-91	40-Zr-91
7	39-Y-89	40-Zr-92	42-Mo-95
8	40-Zr-91	40-Zr-93	42-Mo-97
9	40-Zr-93	40-Zr-94	43-Tc-99
10	40-Zr-96	40-Zr-96	44-Ru-101
11	42-Mo-95	42-Mo-95	45-Rh-103
12	43-Tc-99	42-Mo-97	45-Rh-105
13	44-Ru-101	42-Mo-98	46-Pd-105
14	44-Ru-103	42-Mo-100	46-Pd-107
15	45-Rh-103	43-Tc-99	47-Ag-109
16	45-Rh-105	44-Ru-101	47-Ag-111
17	46-Pd-104	44-Ru-102	48-Cd-111
18	46-Pd-105	45-Rh-103	48-Cd-113
19	46-Pd-106	45-Rh-105	48-Cd-114
20	46-Pd-108	46-Pd-105	50-Sn-125
21	47-Ag-109	48-Cd-110	51-Sb-123

Č.	3,82% ²³⁵ U	Kritérium af * XS	Kritérium k _{inf}
22	48-Cd-110	48-Cd-111	52-Te-124
23	48-Cd-111	48-Cd-112	52-Te-126
24	48-Cd-113	48-Cd-113	52-Te-128
25	51-Sb-121	48-Cd-114	52-Te-130
26	51-Sb-123	48-Cd-116	53-I-127
27	51-Sb-124	54-Xe-131	53-I-129
28	51-Sb-125	54-Xe-132	54-Xe-128
29	51-Sb-126	54-Xe-134	54-Xe-131
30	53-I-127	54-Xe-135	54-Xe-135
31	53-I-129	54-Xe-136	55-Cs-133
32	53-I-135	55-Cs-133	55-Cs-134
33	54-Xe-128	55-Cs-134	55-Cs-135
34	54-Xe-130	55-Cs-135	55-Cs-137
35	54-Xe-131	55-Cs-137	56-Ba-136
36	54-Xe-132	56-Ba-138	57-La-138
37	54-Xe-134	57-La-139	57-La-139
38	54-Xe-135	58-Ce-140	58-Ce-141
39	54-Xe-136	58-Ce-142	58-Ce-144
40	55-Cs-133	59-Pr-141	59-Pr-141
41	55-Cs-134	60-Nd-143	59-Pr-143
42	55-Cs-135	60-Nd-145	60-Nd-142
43	55-Cs-136	60-Nd-147	60-Nd-143
44	55-Cs-137	61-Pm-147	60-Nd-144
45	59-Pr-141	62-Sm-147	60-Nd-145
46	60-Nd-143	62-Sm-149	61-Pm-147
47	60-Nd-145	62-Sm-150	61-Pm-151
48	60-Nd-147	62-Sm-151	62-Sm-147
49	60-Nd-148	62-Sm-152	62-Sm-149
50	61-Pm-147	63-Eu-153	62-Sm-150
51	61-Pm-148	63-Eu-154	62-Sm-151
52	61-Pm-149	63-Eu-155	62-Sm-152
53	62-Sm-147	92-U-234	63-Eu-151
54	62-Sm-149	92-U-235	63-Eu-153
55	62-Sm-150	92-U-236	63-Eu-154
56	62-Sm-151	92-U-238	63-Eu-155
57	62-Sm-152	93-Np-237	65-Tb-160
58	63-Eu-151	94-Pu-239	66-Dy-161
59	63-Eu-153	94-Pu-240	71-Lu-175
60	63-Eu-154	94-Pu-241	92-U-235
61	63-Eu-155	-	92-U-236
62	64-Gd-154	-	92-U-238
63	64-Gd-155	-	93-Np-237
64	64-Gd-156	-	93-Np-239
65	64-Gd-157	-	94-Pu-239
66	64-Gd-158	-	94-Pu-240
67	64-Gd-160	-	94-Pu-241
68	67-Ho-165	-	94-Pu-242
69	92-U-234	-	95-Am-241
70	92-U-235	-	95-Am-243
71	92-U-236	-	-

Č.	3,82% ²³⁵ U	Kritérium af * XS	Kritérium k _{inf}
72	92-U-237	-	-
73	92-U-238	-	-
74	93-Np-237	-	-
75	93-Np-238	-	-
76	93-Np-239	-	-
77	94-Pu-238	-	-
78	94-Pu-239	-	-
79	94-Pu-240	-	-
80	94-Pu-241	-	-
81	94-Pu-242	-	-
82	95-Am-241	-	-
83	95-Am-242	-	-
84	95-Am-243	-	-
85	96-Cm-242	-	-
86	96-Cm-244	-	-
87	96-Cm-245	-	-
88	96-Cm-246	-	-
89	96-Cm-247	-	-
90	96-Cm-248	-	-
91	97-Bk-249	-	-
92	98-Cf-249	-	-
93	98-Cf-250	-	-
94	98-Cf-251	-	-
95	98-Cf-252	-	-

*36 spoločných nuklidov je zvýraznených farebne.

S cieľom posúdiť aplikovateľnosť troch redukovaných nuklidových vektorov, bol pre každý z nich uskutočnený výpočet k_{inf} a výsledky boli porovnané v Tab. 4.6.

Tab. 4.6 Porovnanie redukovaných nuklidových vektorov voči pôvodnému.

Meno	k _{inf}	σ _{inf}	ρ [pcm]	σ _ρ [pcm]	Δρ _{ref} [pcm]	σ _{Δref} [pcm]	t [min]	t_úspora [%]
KI_all	0,99451	0,00009	-552,03	9,10			2563,44	
KI_3.82	0,99711	0,00009	-289,84	9,05	-262,19	12,84	1487,83	41,96
KI_af*XS	0,99838	0,00009	-162,26	9,03	-389,77	12,82	1168,62	54,41
KI_kinf	0,99723	0,00008	-277,77	8,04	-274,26	12,15	1315,43	48,68

Neistota výpočtu vyhorenia kódom MCNPX sa pohybuje v stovkách pcm [35]. Z tohto hľadiska by teda bolo možné akceptovať ľubovoľný z vyššie uvedených nuklidových vektorov pre palivo.

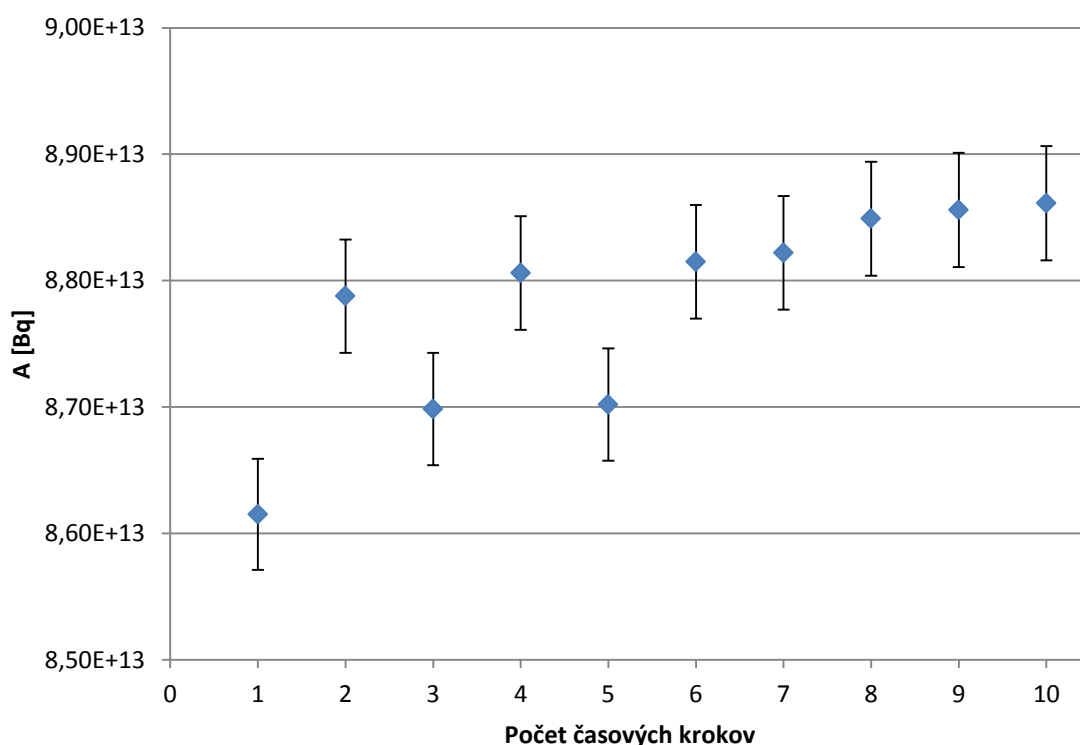
Pri zjednodušovaní nuklidového vektora je dôležité mať na zreteli aj redukciiu hmotnosti paliva po vynechaní niekoľkých nuklidov. Celková hmotnosť paliva bola pôvodne 139,832 kg. Pri zjednodušení použitím kritéria af*XS, bola hmotnosť zredukovaná na 139,394 a v prípade KI_kinf na 138,331 kg. Redukovaný nuklidový vektor založený na báze vektora pre palivo obohatené o 3,82% ²³⁵U vážil 138,706 kg. Vo všetkých troch prípadoch malo vynechanie nuklidov za následok úbytok hmotnosti maximálne 1%.

Kritérium k_{inf} sa javí ako najpriamočiarejšie, preto bol zvolený nuklidový vektor KI_kinf. Obsahuje 70 nuklidov a je kompromisom medzi troma redukovanými nuklidovými vektormi, či už z pohľadu váhy (reaktivity) alebo z pohľadu časovej úspory pri výpočte. KI_kinf bude používaný v ďalších výpočtoch pre palivo s obohatením 3,6% o ²³⁵U.

4.3.3 Vplyv časového kroku na presnosť výpočtu aktivácie

Aktivácia materiálov reaktora neutrónmi je časovo závislý proces. Počas aktivácie sa menia podmienky v reaktore. Prevádzkou reaktora dochádza k vyhoriavaniu jadrového paliva, čo vedie k zmenám spektra energií neutrónov. Z tohto dôvodu nemusí byť postačujúce simulovať celú kampaň ako jeden krok aktivačného výpočtu. V tejto časti by som rád posúdil vplyv použitého časového kroku výpočtu aktivácie na aktiváciu komponentov reaktora.

Na výpočet bol použitý kód MCNPX verzia 2.7.0 s knižnicami jadrových údajov ENDF/B-VII.0. Aplikovaný bol nuklidový vektor pre palivo z kapitoly 4.3.2. Výpočet bol uskutočnený pre 266.735 efektívnych dní. Ide o strednú hodnotu dĺžky trvania kampaní na 1. bloku JE V1 v Jaslovských Bohuniciach. Pre každý výpočtový krok sa vkladal nuklidový vektor pre palivo s ohľadom na zachovanie stredného vyhorenia pre kampaň 19,081 MWd/kgU. Kritická koncentrácia kyseliny boritej bola napočítaná pre každý nuklidový vektor paliva. Počítaná aktivita sa vzťahuje na tieniace kazety. Výsledky výpočtu sú vykreslené do grafu na Obr. 4.5.



Obr. 4.5 Celková aktivita vybraných rádionuklidov v tieniacich kazetách v závislosti od počtu časových krokov výpočtu.

Obr. 4.5 znázorňuje, že sa celková aktivita vybraných rádionuklidov pri rôznom počte časových krokov výpočtu mierne mení s rastúcim trendom pre strednú hodnotu. Celková stredná aktivita bola $8,78E+13$ Bq s smerodajnou odchýlkou aritmetického priemeru 0,51%. Chybové úsečky v grafe predstavujú konfidenčný interval 1 sigma (pre normálne rozdelenie).

Na základe uskutočnených výpočtov bol zvolený počet časových krokov šesť pre ďalšie výpočty. Pri celkovom tepelnom výkone 1375 MW_t a pri 266,735 efektívnych dňoch prevádzky to predstavuje krok vyhorenia 1,421 MWd/kgU. Teda hlavným argumentom výberu bol vhodný pomer medzi časovou náročnosťou a presnosťou výpočtu.

4.3.4 Analýza vplyvu neistoty v chemickom zložení na aktiváciu

Presné modelovanie konštrukčných materiálov má veľmi významný vplyv na výsledok aktivačného výpočtu. Materiálové štandardy zväčša poskytujú limity alebo rozsahy obsahu prvkov. Tieto limity alebo rozsahy môžu byť príliš široké pre presnú analýzu aktivácie. Preto bol pripravený súbor výpočtov pre posúdenie neistoty v chemickom zložení a to pre oceľ 08Ch18N10T. Výpočet bol uskutočnený kódom MCNPX verzia 2.7.0 a s knižnicami jadrových údajov ENDF/B-VII.0. Pre palivo bol použitý nuklidový vektor z kapitoly 4.3.2.

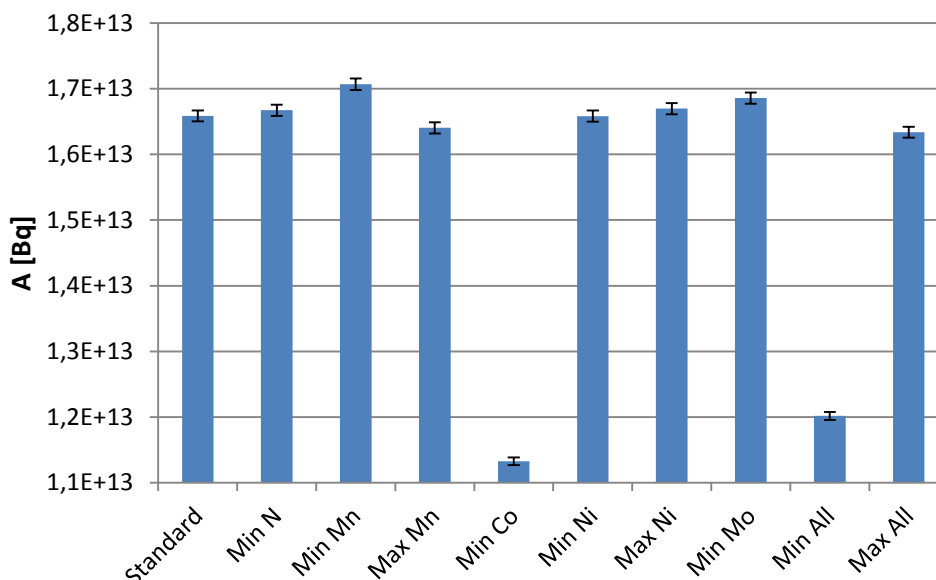
Na základe analýzy vykonanej v rámci diplomovej práce („Výpočet indukovanej aktivity tieniacich kaziet reaktora V-230“) bolo určené, že pre aktiváciu ocele 08Ch18N10T je dôležitá prítomnosť nasledovných legovacích prvkov: dusík, kobalt, mangán, molybdén a nikel. Preto bol v analýze menený ich obsah v konštrukčnom materiáli v rámci neistoty uvádzanej výrobcom. Okrem vytvoreného štandardného nuklidového vektora bolo pripravených a posúdených ďalších 9 rozličných nuklidových vektorov pre oceľ 08Ch18N10T v TK (pozri Tab. 4.7).

Tab. 4.7 Rozličné nuklidové vektory pre konštrukčnú oceľ 08Ch18N10T.

P.	Štandard	Min_N	Min_Mn	Max_Mn	Min_Co	Min_Ni	Max_Ni	Min_Mo	Min_All	Max_All
C	0,080%	0,080%	0,080%	0,080%	0,080%	0,080%	0,080%	0,080%	0,080%	0,080%
N	0,050%	0,000%	0,050%	0,050%	0,050%	0,050%	0,050%	0,050%	0,000%	0,050%
Si	0,800%	0,800%	0,800%	0,800%	0,800%	0,800%	0,800%	0,800%	0,800%	0,800%
P	0,035%	0,035%	0,035%	0,035%	0,035%	0,035%	0,035%	0,035%	0,035%	0,035%
S	0,020%	0,020%	0,020%	0,020%	0,020%	0,020%	0,020%	0,020%	0,020%	0,020%
Ti	0,500%	0,500%	0,500%	0,500%	0,500%	0,500%	0,500%	0,500%	0,500%	0,500%
V	0,200%	0,200%	0,200%	0,200%	0,200%	0,200%	0,200%	0,200%	0,200%	0,200%
Cr	18,000%	18,000%	18,000%	18,000%	18,000%	18,000%	18,000%	18,000%	18,000%	18,000%
Mn	1,500%	1,500%	1,000%	2,000%	1,500%	1,500%	1,500%	1,500%	0,000%	2,000%
Fe	68,065%	68,115%	68,565%	67,565%	68,115%	69,065%	67,065%	68,565%	71,165%	66,565%
Co	0,050%	0,050%	0,050%	0,050%	0,000%	0,050%	0,050%	0,050%	0,000%	0,050%
Ni	10,000%	10,000%	10,000%	10,000%	10,000%	9,000%	11,000%	10,000%	9,000%	11,000%
Mo	0,500%	0,500%	0,500%	0,500%	0,500%	0,500%	0,500%	0,000%	0,000%	0,500%
W	0,200%	0,200%	0,200%	0,200%	0,200%	0,200%	0,200%	0,200%	0,200%	0,200%

*údaje sú v hmotnostných percentách

V každom z nuklidových vektorov bola zmena obsahu jednotlivých nuklidov kompenzovaná zmenou obsahu železa za účelom normalizovať hmotnostné frakcie k jednotke. Výsledky ukazujú, že práve obsah železa je veľmi významný z hľadiska celkovej aktivity (pozri), lebo v prípadoch s minimalizovaným podielom legovacích prvkov (Min_N, Min_Mn a Min_Mo) celková aktivita narástla. Najvyššia vypočítaná aktivita je len o 3% vyššia ako aktivita počítaná pre štandardný nuklidový vektor. Avšak najväčší význam treba pripísať obsahu ⁵⁹Co. Pri nulovom podiele (Min_Co) klesla celková aktivita vybraných rádionuklidov o takmer 32%. Tento výsledok je v súlade so známou dominantnou rolou kobaltu pri aktivácii ocelí. Celková aktivita bola významne nižšia aj pri znížení podielu všetkých legovacích prvkov. Aktivita poklesla o 28%.



Obr. 4.6 Celková aktivita vybraných rádionuklidov pre rozličné nuklidové vektory ocele 08Ch18N10T.

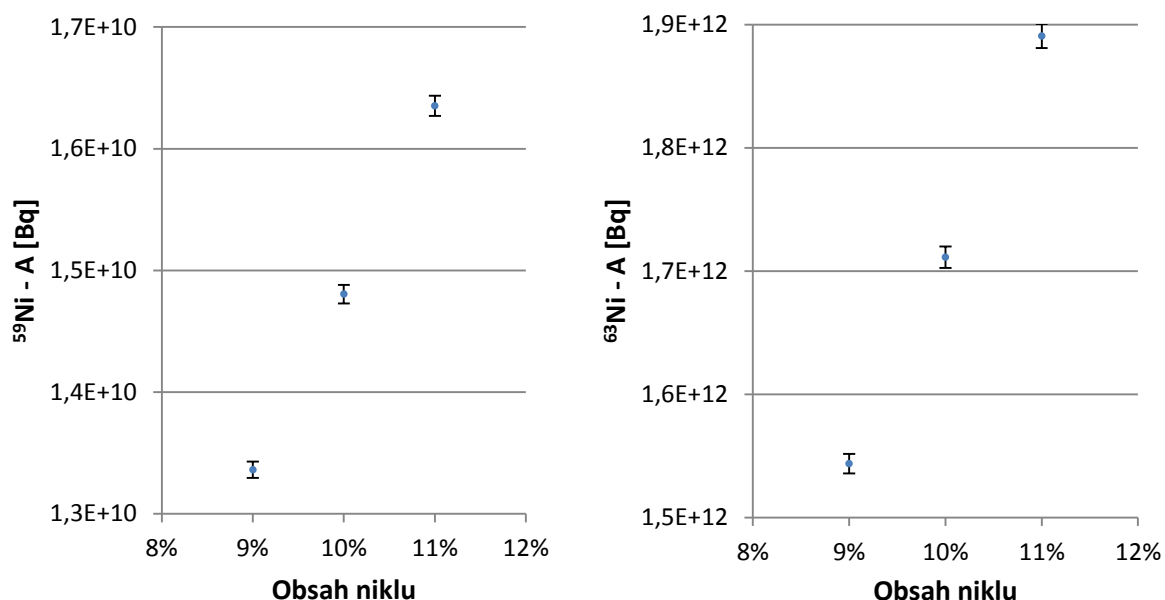
Pri jednotlivom pohľade na aktivitu vybraných rádionuklidov (^{55}Fe , ^{60}Co , ^{63}Ni , ^{59}Ni , ^{54}Mn , ^{93}Mo , ^{57}Co a ^{94}Nb) možno pozorovať, že aktivita ^{55}Fe kolíše v rozmedzí $\pm 4\%$, až na prípad minimalizácie podielu všetkých legúr. V tomto prípade je nízky podiel legúr kompenzovaný zvýšeným obsahom prírodného železa, čo vedie k nárastu aktivity ^{55}Fe o 8%.

Význam ^{60}Co v rádionuklidovom vektore konštrukčnej ocele bol demonštrovaný v kapitole 4.1. Pre obsah ^{59}Co v oceli 08Ch18N10T bola uvažovaná konzervatívna hodnota, t.j. maximálny obsah. Po znížení tohto obsahu na nulu, klesla aktivita ^{60}Co o 99%. Čo svedčí o tom, že ^{60}Co môže vznikáť viacerými jadrovými reakciami, ale len vo veľmi obmedzenej miere.

Aktivita ^{63}Ni sa menila priamo úmerne so zmenou obsahu niklu v oceli. Tento obsah je v rozmedzí 9 až 11% a pre štandardný nuklidový vektor bol zvolený 10%-ný podiel. Zvýšenie/zníženie obsahu niklu v oceli o 10% (t.j. z 10% na 11%, resp. z 10% na 9%) malo za následok rovnako nárast/zníženie aktivity ^{63}Ni o 10% (pozri Obr. 4.7).

Podobne sa s uvedenou zmenou obsahu niklu v oceli menila aj aktivita ^{59}Ni v rozsahu $\pm 10\%$. Tento rádionuklid je kvôli dlhej dobe polpremeny ($1,012 \times 10^5$ r), dôležitým členom inventáru rádionuklidov v časovom horizonte 1000+ rokov.

Rádioaktívny izotop mangánu, ^{54}Mn vzniká aktiváciou atómov železa. S tým súhlasí aj zistenie, že najnižšia aktivita ^{54}Mn (pokles o takmer 4%) bola pozorovaná v prípade s najnižším obsahom paliva (Max_All). Naopak, v prípade najvyššieho zastúpenia železa, aktivita ^{54}Mn mierne narástla o 0,5%.



Obr. 4.7 Vplyv obsahu niklu v oceli na aktivitu Ni^{59} a Ni^{63} .

Výpočet potvrdil, že ^{93}Mo sa tvorí len aktiváciou atómov molybdénu, preto zníženie jeho podielu na nulu spôsobilo zníženie aktivity ^{93}Mo na nulu.

Aktivita ^{57}Co mala závisieť najmä od podielu niklu v oceli, t.j. od reakcie $^{58}\text{Ni} (n, d) ^{57}\text{Co}$. Avšak tvorba ^{57}Co sa významne menila v takmer každom výpočte. Toto napovedá o ďalších spôsoboch tvorby spojených s obsahom železa, lebo práve jeho obsah sa mení v každom výpočte. Berúc do úvahy iné ako neutrónmi vyvolané aktivačné jadrové reakcie, sa môže jednať o: $^{57}\text{Fe} (p, \gamma) ^{57}\text{Co}$ a $^{55}\text{Fe} (d, n) ^{57}\text{Co}$, $^{57}\text{Ni} (p, 2p) ^{57}\text{Co}$.

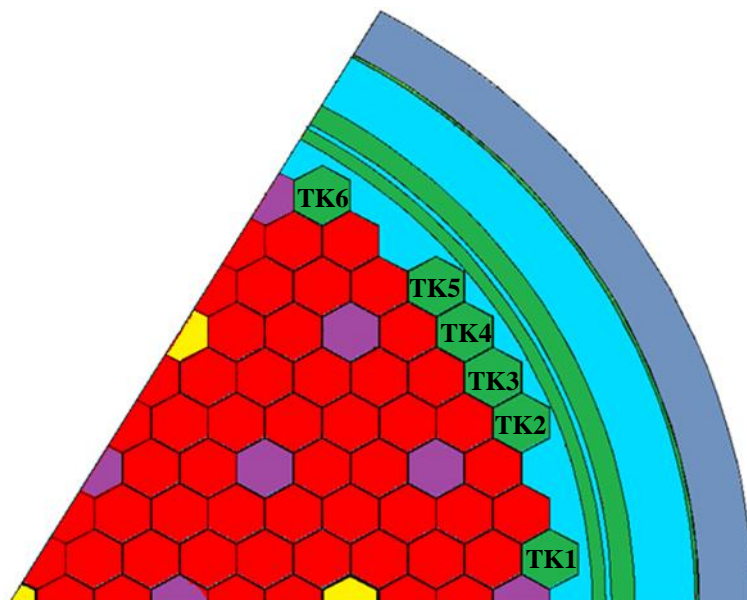
4.3.5 Analýza aktivácie tieniacich kaziet

Pri výpočtoch na modeli využívajúcom šestinovú symetriu AZ sme doteraz neuvažovali nerovnomernosť aktivácie v azimutálnom a v axiálnom smere a výsledky boli prezentované jednou hodnotou pre celý komponent. Avšak, stanovenie aktivity veľkého alebo členitého komponentu ako jednej hodnoty môže byť (a v mnohých prípadoch je) nedostatočné z pohľadu vyradovania a nakladania s rádioaktívnym odpadom. Preto by sme v nasledujúcich kapitolách radi analyzovali aktiváciu tieniacich kaziet v rôznych polohách v aktívnej zóne a priebeh aktivácie v axiálnom smere.

4.3.5.1 Vplyv polohy tieniacich kaziet v AZ na ich aktiváciu

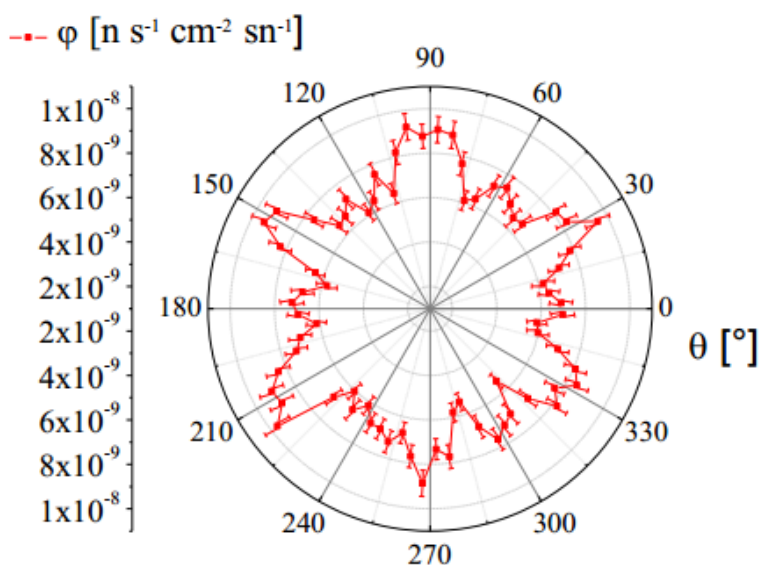
Tento výpočet bol uskutočnený na vyššie spomenutom šestinovom modeli reaktora VVER-440/V230. Polohy tieniacich kaziet boli označené číslami od 1 do 6, pozri . Z hľadiska geometrickej symetrie existujú pre TK len 3 rôzne polohy (TK1&6, TK2&5 a TK3&4).

Na jednej strane by aktivácia TK mala byť ovplyvnená vystavením sa toku neutrónov prichádzajúcich z AZ. TK v pozíciách 1 a 6 sú obklopené dvomi palivovými (PK) a jednou regulačnou kazetou (ARK). TK2 a DE5 sú v priamom kontakte s dvomi PK a s jednou TK. TK3 a TK4 sú obklopené dvomi TK ako aj 2 PK. Uvedené skutočnosti napovedajú, že najvyššiu mieru aktivácie možno očakávať v pozíciách 1 a 6, zatiaľ čo najnižšiu v pozíciách 3 a 4.



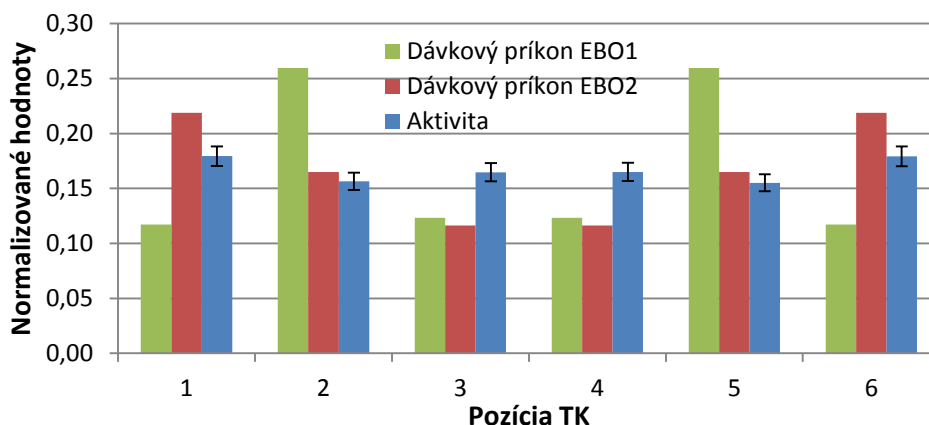
Obr. 4.8 Označenie tieniacich kaziet v horizontálnom reze modelu reaktora.

Na strane druhej, hlavným dôvodom zavedenia tieniacich kaziet do aktívnej zóny reaktora bola vysoká fluencia neutrónov a následné krehnutie tlakovej nádoby reaktora pozorované v oblasti 30° na 2. bloku JE V1 v 80. rokoch [22]. Azimutálne rozloženie hustoty toku neutrónov v tlakovej nádobe reaktora, ktorého AZ neobsahuje TK bolo napočítané napríklad v [36]. Najvyššiu hustotu toku neutrónov možno pozorovať práve na 30° pozícii v každej šestine modelu AZ (pozri Obr. 4.9). Teda podľa tohto rozloženia by sa maximálna aktivácia dala očakávať v pozíciách TK3 a TK4.



Obr. 4.9 Azimutálne rozloženie hustoty toku neutrónov (normalizovanej na zdrojový neutrón) v prvej vrstve TNR reaktora VVER-440/V213 [36].

Výsledky výpočtu vplyvu pozície tieniacich kaziet na ich aktiváciu sú prezentované na Obr. 4.10 a sú porovnané s priebehom dávkového príkonu nameraného v rámci projektu BIDSF B6.4 „Databáza vyradovania“ [26]. Vypočítané výsledky sú v zhode s meraniami uskutočnenými pre 2. blok JE V1. Odlišnosť pri 1. blok bola odôvodnená prípadným rozdielnym zložením ocele 08Ch18N10T v rámci tolerancie, t.j. vyšším obsahom ^{59}Co v pozíciách TK2 a TK5.

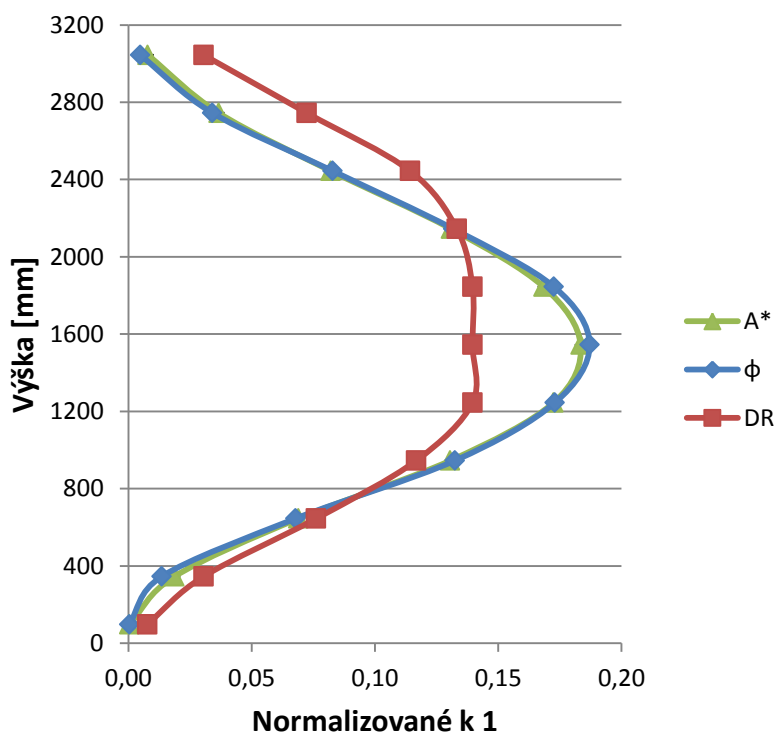


Obr. 4.10 Porovnanie priebehu vypočítanej aktivity a nameraného dávkového príkonu TK.

Potvrdilo sa, že najaktívnejšie TK (TK1 a TK6) sú tie v priamom kontakte s dvomi PK a s jednou ARK. TK3 a TK4 hoci sú zo strán tienené dvomi ďalšími TK sa javia byť aktívnejšie ako TK2 a TK5. Avšak tento rozdiel môže byť vysvetlený aj neistotou výpočtu odvodenou z neistoty výpočtu rozloženia hustoty toku tepelných neutrónov (Obr. 4.4).

4.3.5.2 Axiálny profil aktivácie TK

Profil aktivácie v axiálnom smere zodpovedá priebehu hustoty toku neutrónov a preto sme sa v tejto kapitole prevažne venovali vyšetrovaniu práve tohto priebehu. Tieniace kazety sú ukotvené v základnej doske koša aktívnej zóny, sú umiestnené na okraji AZ a zhora sú fixované blokom ochranných rúr. V modeli boli rozdelené do 11 vertikálnych úrovní podľa segmentácie pre merania dávkového príkonu v rámci projektu BIDSF B6.4 [26]. Začínajúc horného konca TK, každá oblasť má výšku 300 mm, okrem poslednej (195 mm). V týchto oblastiach bola počítaná hustota toku neutrónov pomocou kódu MCNP5 verzia 1.60, aktivácia kódom MCNPX verzia 2.70 a za použitia účinnoprieporných knižníc ENDF/B-VII.0.



Obr. 4.11 Porovnanie priebehu vypočítanej hustoty toku neutrónov ϕ , vypočítanej špecifickej hmotnostnej aktivity A^* a nameraného dávkového príkonu (DR) po výške tieniacej kazety.

Počiatočný výpočet

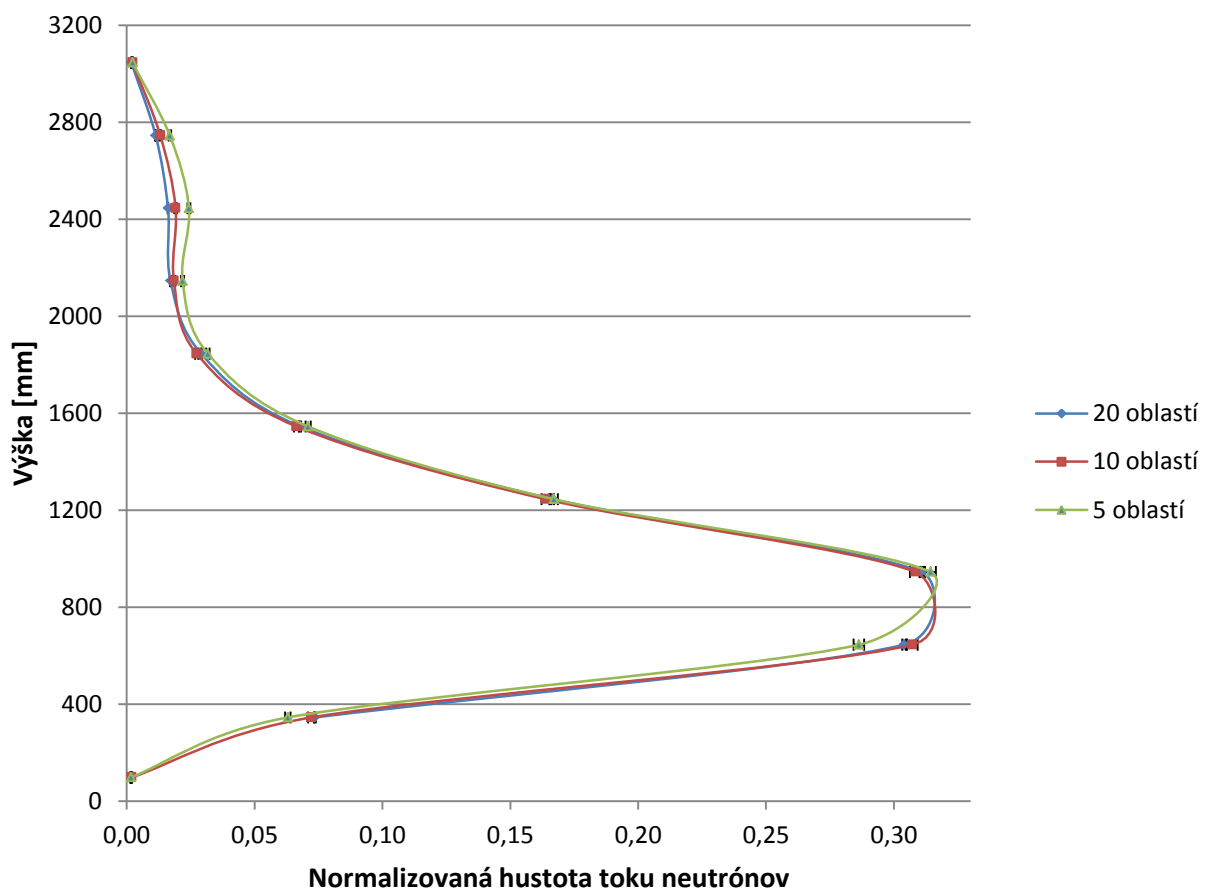
Prvotný výpočet porovnáva priebeh vypočítanej hustoty toku neutrónov a aktivácie voči priebehu nameraného dávkového priebehu v stave bez axiálnej profilácie vyhorenia. Hodnoty hustoty toku neutrónov a neutrónmi indukovanej aktivity sú normalizované k jednej a znázornené na Obr. 4.11.

Ďalej sa v grafe nachádza aj normalizovaný priebeh nameraných hodnôt dávkového príkonu. Neistoty v grafe predstavujú interval spoľahlivosti o veľkosti jednej sigma. Neistota výsledkov hustoty toku neutrónov sú do 2% v oblastiach 1 až 10. V oblasti 11 je neistota približne 8% a to kvôli nízkej štatistickej početnosti v päťke tieniacej kazety (umiestnenej v základnej doske). Neistota aktivácie tieniacich kaziet je na základe neistoty hustoty toku neutrónov stanovená do 5%.

Z grafu vyplýva, že nameraný priebeh dávkového príkonu je rozložený rovnomernejšie ako vypočítané veličiny, t.j. nevykazuje významné maximum v jednej oblasti naopak zostáva takmer konštantne zvýšený v oblastiach 5 až 7. Výsledky výpočtov sú v dobrej zhode s meraním v oblasti č. 4. V oblastiach 1 – 3 a 9 – 11 sú vypočítané hodnoty podhodnotené voči skutočnosti, čo predstavuje neprijateľný stav z pohľadu radiačnej ochrany. Namerané hodnoty dávkového príkonu predstavujú štandard pre validáciu. Preto bude táto rozdielnosť v nasledujúcich častiach bližšie analyzovaná.

Efekt axiálnej nodalizácie paliva na aktiváciu tieniacej kazety

Palivo zavádzané do slovenských jadrových reaktorov VVER-440/V230 nemalo axiálnu profiláciu vyhorenia. V priebehu prevádzky reaktora však dochádzalo k axiálnej profilácii vyhorenia paliva. Pre jej simuláciu sme vybrali tri prípady s použitím 5, 10 alebo 20 axiálnych oblastí s rôznym vyhorením. Uvažovaný bol taký teoretický priebeh vyhorenia, ktorý sa vyznačuje dostatočnou členitosťou pre zachytenie rozdielu pri aplikácii rôzneho počtu týchto axiálnych oblastí.

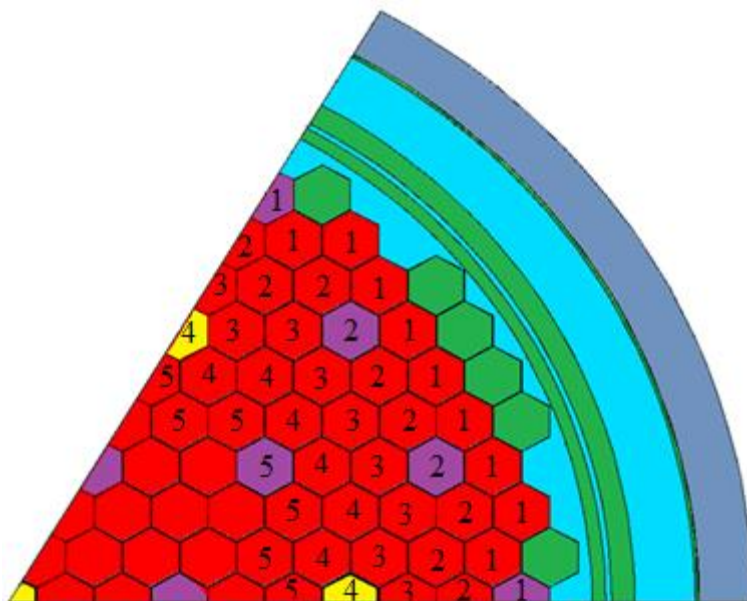


Obr. 4.12 Axiálny priebeh normalizovanej hustoty toku neutrónov pri rôznej nodalizácii vyhorenia paliva.

Obr. 4.12 jasne znázorňuje odlišnosť pri použití 5 oblastí v porovnaní s jemnejším delením. Podľa tohto výpočtu rozdelenie do 5 oblastí nie je dostatočne reprezentatívne, čo sa týka vplyvu rozloženia vyhorenia na profil hustoty toku neutrónov. Vystihujú to oblasti so zmenou priebehu hustoty toku neutrónov 2 až 4 a 6 až 11. Na druhej strane, členenie na 10 a 20 oblastí sa dostatočne zhoduje. Na základe tohto posúdenia je odporúčané pokračovať vo výpočtoch s 10 axiálnymi oblasťami, pretože ich navýšenie na 20 by neprineslo značné zjemnenie rozlíšenia pri výpočte hustoty toku neutrónov vzhľadom na zvýšenie doby trvania výpočtu.

Posúdenie vplyvu modelovania axiálneho rozloženia vyhorenia paliva na profil hustoty toku neutrónov

V predchádzajúcich výpočtoch bola prevažne aplikovaná stredná hodnota vyhorenia po výške paliva. Nasledujúca analýza bola uskutočnená pre stanovenie spôsobu simulácie reálneho axiálneho profilu vyhorenia. Okrem strednej hodnoty vyhorenia tu bol aplikovaný teoretický kosínusový axiálny priebeh vyhorenia vychádzajúci z difúznej teórie, ktorý bol aplikovaný postupne na 1 až 5 orbitálov palivových kaziet začínajúc okrajom aktívnej zóny (Obr. 4.13). To znamená, že počet nodalizovaných palivových kaziet a regulačných kaziet rástol pridaním každého ďalšieho orbitálu.



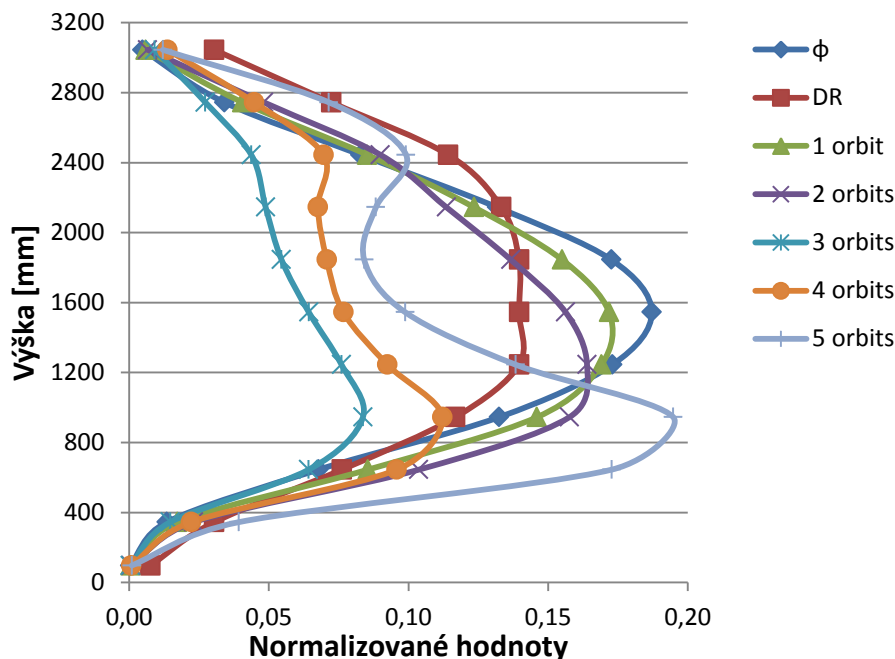
Obr. 4.13 Číslovanie regiónov aktívnej zóny (orbitálov).

Graf na Obr. 4.14 ukazuje, že rozloženia hustoty toku neutrónov a aktivácie sú silno ovplyvnené aplikovaným axiálnym profilom vyhorenia. Po aplikácii profilu vyhorenia do piatich orbitálov sme získali rozloženie hustoty toku neutrónov s ostrým maximom v spodnej tretine tieniacich kaziet vo výške približne 90 cm.

Z toho vyplýva, že nie je možné aplikovať rovnaký axiálny profil vyhorenia na päť a viac orbitálov aktívnej zóny s cieľom získať reálny priebeh hustoty toku neutrónov a tým pádom aj rozloženie aktivácie. Priebeh hustoty toku neutrónov najviac zodpovedajúci meraniam dávkového príkonu bol dosiahnutý aplikovaním profilu vyhorenia do 1 a 2 orbitálov a pri použití strednej hodnoty vyhorenia po celej výške paliva.

Počas prevádzky jadrového reaktora dochádza v dôsledku rozloženia hustoty štiepenia a tým aj hustoty toku neutrónov v aktívnej zóne k asymetrickému vyháraniu paliva. Preto je pre presný výpočet nedostačujúce použiť teoretický kosínusový axiálny profil vyhorenia, ale je potrebné aproximovať ten

skutočný. Detailná štúdia zdrojového člena je súčasťou ďalších analýz na Ústave jadrového a fyzikálneho inžinierstva FEI STU v Bratislave.



Obr. 4.14 Vplyv axiálnej nodalizácie aktívnej zóny na rozloženie hustoty toku neutrónov v tieniacich kazetách.

5. SÚHRN VÝSLEDKOV A NOVÝCH POZNATKOV, ZÁVERY PRE PRAX A ĎALŠÍ ROZVOJ VEDNEJ DISCIPLÍNY

Dizertačná práca sa zaoberá určovaním inventáru rádionuklidov vznikajúcich aktiváciou v priebehu prevádzky reaktora. Toto stanovenie je potrebné pre tvorbu koncepčných plánov vyradovania jadrovej elektrárne ako aj pre samotný proces vyradovania. Základným cieľom tejto práce je vypracovanie vhodnej výpočtovej metodiky a jej validácia voči meraniam. Metodika bola zvolená na základe súčasných poznatkov v danej oblasti.

Na základe stanovených cieľov možno dosiahnuté výsledky dizertačnej práce rozdeliť do nasledujúcich bodov:

- **Na modeli reaktora VVER-440 posúdiť vplyv detailného modelovania vyhorenia (použitím či už stredného vyhorenia na zónu alebo na palivovú kazetu) na aktiváciu materiálov v reaktore.**

Reaktor VVER-440/V230 bol v Slovenskej republike prevádzkovaný prevažne s palivovými kazetami prvej generácie bez profilácie obohatenia s obohatením 3,6% o ^{235}U . Pre tento typ paliva bolo potrebné napočítať nuklidový vektor. V rámci tejto práce bol spočítaný použitím výpočtového kódu MCNPX. Maximálna hĺbka vyhorenia bola stanovená na 45 MWd/kgU, čo zodpovedá 3-ročnému konceptu pre výmenu paliva tohto typu. Vypočítaný nuklidový vektor zahŕňal najprv 205 nuklidov končiac ^{244}Cu . Avšak takýto počet je príliš rozsiahly pre štandardný výpočet transportu neutrónov. Preto bolo potrebné redukovať počet nuklidov vo vektore. Za tým účelom bola uskutočnená citlivostná analýza, ktorá viedla k vytvoreniu zjednodušeného nuklidového vektora so 70 nuklidmi a približne 50% časovou úsporou.

Analýza axiálneho rozloženia hustoty toku neutrónov v tieniacich kazetách bola uskutočnená za účelom porovnania aplikácie stredného vyhorenia so zvoleným teoretickým priebehom. Bolo ukázané,

že axiálna profilácia vyhorenia si vyžaduje minimálne 10 úrovní vyhorenia po výške. Jemnejšia nodalizácia neprinesla významný rozdiel. Analyzovali sme možnosť aproximácie reálneho axiálneho profilu vyhorenia v reaktore teoretickým kosínusovým axiálnym profilom. Tento bol krok po kroku aplikovaný až na päť orbitálov aktívnej zóny začínajúc na okraji a smerujúc do jej stredu. Z výsledkov vyplýva, že pri nedostatku poznatkov o skutočnom axiálnom profile vyhorenia, sa ako najvhodnejší javí model s jedným alebo dvomi orbitálmi, ale je možné použiť aj strednú hodnotu vyhorenia. V ďalších prácach možno očakávať analýzu niekoľkých zdrojových členov pre simuláciu axiálneho profilu vyhorenia.

- **Hodnotenie vplyvu presnosti použitej výkonovej histórie (voľba vhodného časového kroku) na neutrónmi indukovanú aktivitu.**

MCNPX je statický kód pre výpočet transportu častíc, ktorý nezachytáva zmenu parametrov v čase. Preto možno časovo závislý proces simulovať niekoľkými diskretnými výpočtovými krokmi. Na základe prevádzkovej histórie JE V1 v Jaslovských Bohuniciach bola navrhnutá reprezentatívna kampaň. Celková aktivita jednotlivých rádionuklidov bola počítaná pre tieniace kazety. Analýza ukázala, že počet časových krokov výpočtu vplyva na výsledné hodnoty. Pri desiatich vyšetovaných prípadoch s rastúcim počtom časových krokov narastala aj celková aktivita. Nárast bol strmší v prvých 4 prípadoch, potom sa postupne utlmoval až kým bola aktivita takmer konštantná v posledných troch prípadoch. Odhad smerodajnej odchýlky aritmetického priemeru bol 0,51%. Vzhľadom na dosiahnuté výsledky je pre ďalšie výpočty odporúčaný časový krok približne 45 dní (čo pri danom výkone zodpovedá kroku vyhorenia 1,45 MWd/kgU).

- **Ohodnotenie citlivosti aktivity na presnosť chemického zloženia ožarovaných materiálov (analýza neistôt v chemickom zložení).**

Kód MCNPX bol aplikovaný pri výpočte inventáru rádionuklidov v tieniacich kazetách a v koši aktívnej zóny. Výsledky výpočtu boli porovnané s výpočtami pre ďalšie reaktory VVER-440 vo svete (JE Kola, Loviisa a Arménska JE). Do simulácie boli spracované údaje z 15 kampaní po inštalácii tieniacich kaziet do reaktora. Dosiahnuté výsledky sú v dobrej zhode s porovnávanými výpočtami a potvrdzujú, že v reaktore sú v procese demontáže komponentov najdôležitejšie z pohľadu aktivity ^{55}Fe (v prvej dekáde po odstavení reaktora), ^{60}Co (10 až 50 rokov) a ^{63}Ni (počas celého procesu). Pre spresnenie výpočtových odhadov inventáru rádionuklidov bude potrebná podrobnejšia analýza konkrétnych kampaní reaktora. S pribúdajúcim počtom reaktorov vo vyradovaní bude taktiež dôležité sledovať údaje z meraní pre porovnanie s výpočtami. Výsledky výpočtov potvrdzujú, že kód MCNPX je vhodným nástrojom pre výpočet inventáru rádionuklidov v aktivovaných materiáloch v aktívnej zóne a vo vnútroreaktorových častiach.

Na základe spracovania publikovanej literatúry boli nasledovné legovacie prvky určené ako najdôležitejšie pre aktiváciu konštrukčných materiálov reaktora neutrónmi: dusík, kobalt, mangán, molybdén a nikel. Pre tieto prvky bola vykonaná citlivostná analýza na tieniacich kazetách (ocel 08Ch18N10T) v priebehu jednej modelovej kampane. Pre túto ocel bolo vytvorených 10 rôznych nuklidových vektorov vrátane štandardného. Variácia obsahu legovacích prvkov bola kompenzovaná zmenou podielu železa v oceli. Okrem prípadu kobaltu vykazovali ostatné prípady vplyv legovacích prvkov na aktivitu menší ako 2,95%. Celková aktivita vybraných rádionuklidov bola daná aktivitou ^{55}Fe a ^{60}Co a teda obsahom ich prekursorov: železo (prírodné) a ^{59}Co .

Väčšina legovacích prvkov zohráva úlohu pri tvorbe zvyšných sledovaných rádionuklidov (^{63}Ni , ^{59}Ni , ^{54}Mn , ^{93}Mo , ^{57}Co a ^{94}Nb). V citlivostnej analýze bol 10%-ný podiel niklu zmenený na 9%, resp. 11%, čo viedlo k priamo úmernému 10%-nému poklesu, resp. nárastu aktivity ^{63}Ni . Rovnaký záver platil aj pre ^{59}Ni . Očakávalo sa, že podiel niklu bude určujúci aj pre tvorbu ^{57}Co , ale ukázalo sa, že prevažujú iné cesty jeho tvorby a to reakciami ^{57}Fe (p, γ) ^{57}Co a ^{55}Fe (d, n) ^{57}Co , ktoré majú síce menší výt'azok ako ^{58}Ni (n, d) ^{57}Co , ale v tomto prípade je určujúci niekoľkonásobne vyšší obsah železa

v oceli oproti niklu. 33,3%-ná variácia obsahu ^{55}Mn (1% pri Min_Mn a 2% pri Max_Mn) viedla k len 4%-nému poklesu, resp. 0,5%-nému nárastu aktivity ^{54}Mn . Taktiež ^{55}Mn (100% zastúpenie v prírodnom mangáne) zohrával pri tvorbe ^{54}Mn a ^{55}Fe aktiváciou menšiu úlohu ako bolo očakávané. Vylúčenie prírodného molybdénu z nuklidového vektoru ocele 08Ch18N10T viedlo k nulovej produkcii ^{93}Mo , čiže nevzniká inými cestami. Produkcia ^{94}Nb bola nulová počas celého výpočtu a jej posúdenie si vyžaduje výpočet s dlhšou dobou aktivácie.

- **Validácia výpočtovej metodiky porovnaním výsledkov výpočtov s výsledkami meraní z rádiologickej charakterizácie jadrovej elektrárne V1 alebo porovnaním hodnôt hustoty toku neutrónov nameraných počas prevádzky reaktora s vypočítanými hodnotami.**

Stanovenie aktivity veľkých a komplexných komponentov ako jednej hodnoty nemusí byť (v mnohých prípadoch ani nie je) postačujúce z pohľadu vyradovania a nakladania s RAO. Hlavným dôvodom je nerovnomerné rozloženie hustoty štiepenia v aktívnej zóne a tým aj nerovnomerné rozloženie hustoty toku neutrónov v axiálnom a azimutálnom smere. Preto bola uskutočnená analýza aktivácie jednotlivých tieniacich kaziet na šestinovom modeli reaktora výpočtovým prostriedkom MCNPX. Najvyššia aktivácia pri azimutálnom posúdení bola pozorovaná blízko okrajových polôh šestinového modelu. Je to v súlade s meraním dávkového príkonu v rámci projektu BIDSF B6.4 „Databáza vyradovania“ pre rôzne polohy tieniacich kaziet na 2. bloku JE V1. Podľa dosiahnutých výsledkov majú tieto tieniace kazety (umiestnené blízko azimutálnych hraníc 0° a 60°) o 8 až 14 % vyššiu aktivitu oproti ostatným umiestneným uprostred, t.j. na 30° . Čiže najaktívnejšie sú kazety, ktoré obklopujú dve palivové a jedna regulačná kazeta. Spomedzi štyroch kaziet na osi šestiny (30°) vykazovali najvyššiu aktivitu tie susediace s dvomi tieniacimi kazetami ako tie susediace len s jednou tieniacou kazetou. Tento výsledok môže byť vysvetlený aj neistotou merania, ktorá je do 5%.

Axiálne rozloženie hustoty toku neutrónov v tieniacich kazetách a ich aktivácia bola určená v 11 výškových úrovniach, podľa segmentácie zvolenej pre meranie dávkového príkonu v rámci projektu BIDSF B6.4 „Databáza vyradovania“. Počiatočný výpočet bol uskutočnený bez axiálnej profilácie vyhorenia paliva. Takýto výpočet priniesol ostrejšie maximum rozloženia hustoty toku neutrónov a aktivácie v strednej výške tieniacej kazety, ako bolo očakávané na základe merania dávkového príkonu. Vhodnejšie sa javilo použitie profilu vyhorenia v 1 až 2 okrajových orbitáloch palivových kaziet aktívnej zóny.

Prínos tejto práce spočíva v navrhnutí metodiky výpočtu neutrónmi indukovanej aktivity pre potreby vyradovania. Hodnovernosť výsledkov výpočtov dokladujú porovnania s dostupnými údajmi pochádzajúcimi z výpočtov ale aj z meraní. Táto práca je základom pre rozvoj metodiky výpočtu inventáru rádionuklidov, ktorá sa rozvíja na pracovisku ÚJFI. Ďalší vývoj sa očakáva smerom k analýzam zdrojového člena, t.j. podrobnejšia analýza prevádzky konkrétneho reaktora s vyvedením všeobecných záverov. Oblasťou záujmu do budúcnosti naďalej zostáva aj stanovenie aktivácie materiálov reaktora vo väčšej vzdialenosti od aktívnej zóny až po betónovú šachtu reaktora.

POUŽITÁ LITERATÚRA

- [1] CACUCI, D. G., „Handbook of Nuclear Engineering,“ Springer, 2010.
- [2] International Atomic Energy Agency, „Radiological Characterization of Shut Down Nuclear Reactors for Decommissioning Purposes,“ Vienna, October 1998.
- [3] KRIŠTOFOVÁ, K., "Výpočtové stanovenie indukovanej aktivity reaktora KS-150 pre účely

vyraďovania". Dissertation work., Bratislava: FEI STU, 2005.

- [4] EZURE, H., "Survey of estimation methods for radioactive inventory in nuclear reactors to be decommissioned," *Journal of Nuclear Science and Technology*, vol. Vol. 35, no. No.5, pp. 379-391, 1998.
- [5] SZABOLCS, C., FEHÉR, S., „Conclusions of Activation Analyses of Two Different VVER-440 NPPs,“ rev. *AER Working Group C and G meeting*, Paks, 2013.
- [6] LUKANOV, E., „Verification and validation of the neutron fluence in the RPV of Units 5 and 6 of Kozloduy NPP,“ rev. *5th International Conference "Safety Assurance of NPP with VVER"*, Podolsk, Moscow Region, Russia, 2007.
- [7] BELOUSOV, S., ILLIEVA, K., KIRILOVA, D., MITEV, M., „Reactor Dosimetry in NPP Lifetime Management and Decommissioning Tasks,“ rev. *BULATOM*, Varna, Bulgaria, 5-7 June, 2013.
- [8] SMUTNÝ, V., HEP, J., NOVOSAD, P., „The Change of Austenitic Stainless Steel Elements Content in the Inner Parts of VVER-440 Reactor During Operation,“ rev. *13th International Symposium. Reactor Dosimetry State of the Art 2008: pp. 220-227.*, Akersloot, The Netherlands, 2009.
- [9] COSTES, J. R., et al., „Quantifying activity levels and optimizing dose rate management prior to decommissioning of gas-cooled reactors to Stage 3”, *Decommissioning of Nuclear Facilities*,“ rev. *CEC International Conference*, European Commission, Luxembourg, 1994.
- [10] SCHLÖMER, L., PHLIPPEN, P.-W., TITTELBACH, S., LUKAS, B., „Determination of activities in core structures and surrounding components of light water reactors for decommissioning using Monte-Carlo-Methods,“ rev. *45th Annual Meeting on Nuclear Technology*, Frankfurt, 2014.
- [11] ROSE, J., MISAPAGEL, T., RADZUWEIT, J., „Calculation of activation in core components as a basis for disposal and packaging management,“ rev. *45th Annual Meeting on Nuclear Technology*, Frankfurt, 2014.
- [12] WINTER, D., HÄUßLER, A., NABBI, R., THOMASUSKE, B., „Conversion of the Full Scale Out-Core CAD-model of the German FRJ-2 to a MCNP-Model with McCad for Neutron and Gamma Transport Calculations,“ rev. *45th Annual Meeting on Nuclear Technology*, Frankfurt, 2014.
- [13] BABCSÁNY, B., „Methodologies for determination activation of steel components and concrete structures of VVER-440 type nuclear power plants,“ rev. *AER Working Group C and G meeting*, Paks, 2013.
- [14] HEP, J., KONEČNÁ, A., VALENTA, V., „Výpočty pro likvidaci JE A1 Jaslovské Bohunice. Ae10043/Dok Rev.1, 30 s,“ Škoda JS a.s., Plzeň, 2000.
- [15] KRIŠTOFOVÁ, K., RAPANT, T., SVITEK, J., „Radiological Characterization of V1 NPP Technological systems & Buildings - Activation,“ rev. *Workshop on Radiological Characterisation for Decommissioning*, Studsvik, Sweden, 2012.
- [16] CARUSO, S., “Estimation of the radionuclide inventory in LWR spent fuel assembly structural

materials for long-term safety analysis,” *EPJ Nuclear Sciences & Technologies*, vol. 2, no. 4, 2016.

- [17] X-5 Monte Carlo Team, MCNP – A General N – Particle Transport Code, Version 5, LA-UR-03-1987 – vol. I: Overview and Theory, LA-CP-03-0245 - vol. II User's Guide, LA-CP-03-0284 vol. III Developer's Guide., Los Alamos, USA: Los Alamos National Laboratory, April 24, 2003 (Revised 10/3/05).
- [18] MOSTELLER, R. D., Bibliography of MCNP Verification & Validation: 1990-2003, LA-UR-03-9032, Los Alamos: Los Alamos National Laboratory, 2003.
- [19] CHADWICK, M. B., et al., “ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology,” *Nuclear Data Sheets*, vol. 107, no. 12, pp. 2931-3060, December 2006.
- [20] CHADWICK, M. B.; et al., “ENDF/B-VII.1 Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data,” *Nuclear Data Sheets*, vol. 112, no. 12, pp. 2887-2996, December 2011.
- [21] SHIBATA, K., et al., „JENDL-4.0. A New Library for Nuclear Science and Engineering,“ *Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY*, zv. 48, %1. vyd.1, pp. 1-30, 2011.
- [22] SLUGENĚ, V., Safety of VVER-440 reactors, London: Springer, 2011.
- [23] International Atomic Energy Agency, „www.iaea.org,“ 10 September 2013. [Online]. Available: <http://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryStatisticsLandingPage.aspx>. [Cit. 12 September 2013].
- [24] National Nuclear Fund of the Slovak Republic, „O nás: Národný jadrový fond,“ [Online]. Available: <http://www.njf.sk/faqs.htm>. [Cit. 1 February 2016].
- [25] ANTILLA, M. et al., Activity Inventory of the Activated Decommissioning Waste of the Loviisa Nuclear Power Plant, Rep. YJT-89-02, Nuclear Waste Commission of Finnish Power Companies, 1989.
- [26] JAVYS, a.s., „JAVYS - About The Company,“ [Online]. Available: <http://www.javys.sk/en/bidsf/bidsf-projects/detail/51>. [Cit. 12 January 2015].
- [27] GovCo, a.s. (JAVYS a.s.), „Správa o hodnotení vplyvov vyrad'ovania JE V1 na životné prostredie,“ GovCo, a.s. (JAVYS a.s.), Bratislava, 2006.
- [28] Федеральное агентство по атомной энергии, ФГУП ОКБ ГИДРОПРЕС, „РрBS pre АЕМО revízia 1 – dodatok č. 3, 1. a 2. blok,“ ФГУ РИЦ Курчатовский институт, 10/2005..
- [29] FARKAS, G., Determination of Ex-core Detectors Weight Functions for VVER-440 by Monte Carlo Method (orig. Stanovenie váhových funkcií ex-core detektorov pre reaktory VVER-440 metódou Monte Carlo), Bratislava: FEI STU v Bratislave, 2009.
- [30] International Atomic Energy Agency, The decommissioning of WWER type nuclear power plants, Vienna, January 2000.

- [31] ENGELMANN, H. J., MELNIKOV, N. N., „Decommissioning Plans of Nuclear Facilities in the Regions of Murmansk and Archangelsk in Northwest Russia,“ rev. *3rd Symposium on Conditioning of Radioactive Operational and Decommissioning Wastes*, 1997.
- [32] „Mesh File Viewer User's Guide,“ June 9, 2010.
- [33] BURKET, D., Palivové vsádzky se zdokonaleným palivem na Jaderné elektrárně Dukovany, Praha: ČVUT FJFI, august 2003.
- [34] CHRAPČIAK, V., STRMENSKÝ, C., BALAJOVÁ, M., „Výpočet databázy rádionuklidového zloženia vyhoreného paliva VVER-440,“ VUJE, a.s., Trnava, 2009.
- [35] ČERBA, Š., HRNČÍŘ, M., NEČAS, V., „Verification of the depletion capabilities of the MCNPX code on a LWR MOX fuel assembly,“ rev. *11th International Conference ENERGY - ECOLOGY - ECONOMY 2012*, Tatranské Matliare, Slovak Republic, 2012.
- [36] STACHO, M., Survey of VVER-440 reactor neutron and gamma fields (orig. Mapovanie neutrónových a gama polí reaktorov VVER-440), Bratislava: FEI STU, 2012.

PUBLIKOVANÉ PRÁCE

ADC Vedecké práce v zahraničných karentovaných časopisoch

- [1] BOUHADDANE, A., FARKAS, G., SLUGENĚ, V.: Neutronic analysis of the ALLEGRO gas-cooled fast reactor demonstrator. In *Nuclear Engineering and Design*. (článok prijatý v redakcii a zaslaný na posúdenie oponentom).

ADE Vedecké práce v ostatných zahraničných časopisoch

- [2] BOUHADDANE, A., FARKAS, G., SLUGENĚ, V.: Výpočet inventáru rádionuklidov vnútroreaktorových častí pre účely vyradovania. In *Bezpečnosť jaderné energie*. Roč. 22 (60), č. 11/12 (2014), s. 346-350. ISSN 1210-7085.
- [3] BOUHADDANE, A.: Určovanie inventáru rádioaktívnych izotopov pri likvidácii jadrových reaktorov. In *Bezpečnosť jaderné energie*. Roč. 21, č. 7/8 (2013), s.233-236. ISSN 1210-7085.
- [4] BARTOŠOVÁ, I., SLUGENĚ, V., VETERNÍKOVÁ, J., SOJAK, S., PETRISKA, M., BOUHADDANE, A.: Non-destructive research methods applied on materials for the new generation of nuclear reactors. In *Journal of Physics: Conference Series : 4th International workshop and summer school on plasma physics. Kiten, BULGARIA, July 05-10, 2010*. Vol. 516, (2014), Art. no. 012023 [7] s. ISSN 1742-6588. In database: WOS: 000344464700023; SCOPUS.
- [5] BOUHADDANE, A., SLUGENĚ, V., SOJAK, S., VETERNÍKOVÁ, J., PETRISKA, M., BARTOŠOVÁ, I.: Investigation of materials for fusion power reactors. In *Journal of Physics: Conference Series: 4th International workshop and summer school on plasma physics. Kiten, BULGARIA, July 05-10, 2010*. Vol. 516, (2014), Art. no. 012024 [7] s. ISSN 1742-6588. In database: WOS: 000344464700024; SCOPUS.

- [6] BARTOŠOVÁ, I., BOUHADDANE, A., DOMÁNKOVÁ, M., SLUGENĚ, V., WALL, D., SELIM, F. A.: Study of radiation damage in ODS steels by positron annihilation spectroscopy. In *Journal of Physics: Conference Series: The International Workshop on Positron Studies of Defects 2014*. Kyoto, JAPAN, September 14-19, 2014. Vol. 674, Art. no. 012011.

AFC Publikované príspevky na zahraničných vedeckých konferenciách

- [7] BOUHADDANE, A., FARKAS, G., SLUGENĚ, V.: Radionuclide inventory calculations for reactor components. In *ENC 2014: European Nuclear Conference. Marseille, France, 11-14 May 2014*. Brussels: European Nuclear Society, 2014, s. 571-576. ISBN 978-92-95064-21-8.
- [8] BOUHADDANE, A., SLUGENĚ, V., ACKERMANN, L., SCHIENBEIN, M.: Differences between BWR and VVER reactors in modelling for radionuclide inventory calculations. In *Annual Meeting on Nuclear Technology 2014 [elektronický zdroj] : Frankfurt am Main, Germany, 6.-8.5.2014*. Berlin: Deutsches Atomforum, 2014, CD-ROM, [6] p. ISBN 978-3-926956-99-6.
- [9] BOUHADDANE, A., FARKAS, G., SLUGENĚ, V.: Calculations of radionuclide inventory for selected reactor components. In *ISTC NIKIET-2014: Third International Scientific and Technical Conference "Innovative Designs and Technologies of Nuclear Power". Moscow, Russia, October 7-10, 2014*. Moscow: JSC NIKIET, 2014, s. 244-249. ISBN 978-5-98706-085-8.
- [10] BOUHADDANE, A., FARKAS, G., SLUGENĚ, V.: MCNP calculations in connection to the decommissioning scenario. In *NENE 2014*. Ljubljana: Nuclear Society of Slovenia, 2014, p. ISBN 978-961-6207-37-9.
- [11] BOUHADDANE, A., FARKAS, G., SLUGENĚ, V.: Výpočet inventáru rádionuklidov pre vybrané reaktorové komponenty. In *Jaderná energetika v prácich mladej generace - 2014: 14. Mikulášské setkání mladej generace ČNS. Brno, Czech Republic. 3.-5.12.2014*. Praha: Česká nukleární společnost, 2015, S. 51-56. ISBN 978-80-02-02599-3.

AFD Publikované príspevky na domácich vedeckých konferenciách

- [12] BOUHADDANE, A.: Využitie pozitronovej anihilačnej spektroskopie na skúmanie konštrukčných materiálov jadrových zariadení. In *ŠVOČ 2010: Zborník vybraných prác. Bratislava, Slovak Republic, 21.4.2010*. Bratislava: STU v Bratislave FEI, 2010, s.CD-Rom. ISBN 978-80-227-3286-4.
- [13] BOUHADDANE, A., FARKAS, G.: Calculation of Induced Activity in the V-230 Reactor. In *APCOM 2013. Applied Physics of Condensed Matter: Proceedings of the 19th International Conference. Štrbské Pleso, Slovak Republic, June 19-21, 2013*. 1. vyd. Bratislava: STU v Bratislave, 2013, s.139-144. ISBN 978-80-227-3956-6.
- [14] BOUHADDANE, A., FARKAS, G., SLUGENĚ, V.: Radionuclide Inventory in Neutron Activated Radioactive Waste. In *Regional Seminar on Radioactive Waste Disposal*

[elektronický zdroj]: *Seminar Proceedings. Senec, Slovakia, September 8-9, 2013*. Trnava : Decom, 2013, s.CD ROM [7] p. ISBN 978-80-971498-0-2.

- [15] BOUHADDANE, A., FARKAS, G.: Calculation of Induced Activity in the Reactor V-230 Dummy Element. In *ELITECH'13 [elektronický zdroj]: 15th Conference of Doctoral Students; Bratislava, Slovakia, 5 June 2013*. 1. vyd. Bratislava: Nakladateľstvo STU, 2013, s.CD-ROM, [4] s. ISBN 978-80-227-3947-4.
- [16] BOUHADDANE, A., FARKAS, G., SLUGENĚ, V.: Radionuclide Inventory Calculations for Decommissioning Purposes. In *ECED 2013. Eastern and Central Europe Decommissioning [elektronický zdroj]: International Conference on Decommissioning of Nuclear Facilities. Trnava, Slovakia, June 18-20, 2013*. Trnava : SNUS, 2013, s.CD-ROM, [7] s. ISBN 978-80-969943-9-7.
- [17] BOUHADDANE, A., FARKAS, G., SLUGENĚ, V.: Radionuclide Inventory Calculations in VVER-440 Reactor Components. In *Proceedings of the twenty-third symposium of AER: Štrbské Pleso, Slovakia, 30 September - 4 October 2013*. Budapest: AER, 2013, s.part. 2, p. 689-695. ISBN 978-963-7351-21-1.
- [18] BOUHADDANE, A.: Calculation of induced activity by MCNPX code. In *Proceedings of the 20th conference of slovak physicists: Bratislava, 2-5 September 2013*. 1.vyd. Bratislava: Slovenská fyzikálna spoločnosť, 2014, s. 49-52. ISBN 978-80-971450-2-6.
- [19] BOUHADDANE, A., FARKAS, G., SLUGENĚ, V., ACKERMANN, L., SCHIENBEIN, M.: Radionuclide inventory calculation in VVER and BWR 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. 149-153. ISBN 978-80-227-4179-8.
- [20] BOUHADDANE, A., FARKAS, G., HAŠČÍK, J., SLUGENĚ, V.: Verification of ENDF/B-VII.1 and JENDL-4.0 nuclear data libraries for criticality calculations. In *ELITECH'15 [elektronický zdroj]: 17th Conference of doctoral students. Bratislava, Slovak Republic, May 25, 2015*. 1. vyd. Bratislava: Nakladateľstvo STU, 2015, CD_ROM, [5] s. ISBN 978-80-227-4358-7.
- [21] BOUHADDANE, A., FARKAS, G., HAŠČÍK, J., SLUGENĚ, V.: Verification of ENDF/B-VII.0, ENDF/B-VII.1 and JENDL-4.0 nuclear data libraries for criticality calculations using NEA/NSC benchmarks. In *APCOM 2015: Proceedings of the 21th international conference on applied physics of condensed matter. Štrbské Pleso, Slovak Republic. June 24-26, 2015*. 1. vyd. Bratislava: Vydavateľstvo STU, 2015, S. 57-62. ISBN 978-80-227-4373-0.
- [22] BOUHADDANE, A., FARKAS, G., SLUGENĚ, V.: MCNP calculations in decommissioning of VVER-440. In *ECED 2015 [elektronický zdroj]: 2nd International conference eastern and central european decommissioning. Trnava, Slovakia. June 23 - 25, 2015*. Trnava: Slovak Nuclear Society, 2015, CD-ROM, [5] s. ISBN 978-80-971498-5-7.

AFG Zborníky zo zahraničných konferencií

- [23] BARTOŠOVÁ, I., SLUGENĚ, V., VETERNÍKOVÁ, J., SOJAK, S., PETRISKA, M., BOUHADDANE, A.: Non-Destructive Research Methods Applied on Materials for the New Generation of Nuclear Reactors. In *International Workshop & Summer School on Plasma Physics: Kiten, Bulgaria, 5.-10.7.2010*. Sofia: University of Sofia, 2010, s.nestr.
- [24] BARTOŠOVÁ, I., BOUHADDANE, A., SLUGENĚ, V., WALL, D., SELIM, F. A.: Study of radiation damage in nuclear materials by positron lifetime spectroscopy. In *Bulletin of the American physical society*. Vol. 59, No. 3 (2014), s. E4.01. ISSN 1520-0477.
- [25] BOUHADDANE, A., SLUGENĚ, V., SOJAK, S., VETERNÍKOVÁ, J., PETRISKA, M., BARTOŠOVÁ, I.: Investigation of Materials for Fusion Power Reactors. In *International Workshop & Summer School on Plasma Physics: Kiten, Bulgaria, 5.-10.7.2010*. Sofia: University of Sofia, 2010, s.nestr.

BDF Odborné práce v ostatných domácich časopisoch

- [26] BOUHADDANE, A.: Výpočet indukovanej aktivity tieniacej kazety reaktora VVER-440/V230 na konci prvej kampane po zavedení do reaktora. In *Posterus [elektronický zdroj]*. Roč. 6, č. 1 (2013), s.online [13] s. ISSN 1338-0087.

BEE Odborné práce v zahraničných zborníkoch (konferenčných aj nekonferenčných)

- [27] BOUHADDANE, A.: Určovanie radiačných parametrov pri likvidácii jadrových reaktorov. In *Jaderná energetika v prácich mladej generace - 2012: Mikulášské setkání Mladé generace ČNS. Brno, Czech Republic, 5.- 7. 12. 2012*. Praha: Česká nukleární společnost, 2013, s.91-96. ISBN 978-80-02-02439-2.
- [28] BOUHADDANE, A., FARKAS, G., SLUGENĚ, V.: Výpočet inventáru radionuklidov vnútroreaktorových častí pre účely vyradovania. In *Jaderná energetika v prácich mladej generace - 2013: Mikulášské setkání Mladé generace ČNS. Brno, Czech Republic, 4.- 6. 12. 2013*. Praha: Česká nukleární společnost, 2014, s. 139-144. ISBN 978-80-02-02513-9.

BEF Odborné práce v domácich zborníkoch (konferenčných aj nekonferenčných)

- [29] BOUHADDANE, A., FARKAS, G., SLUGENĚ, V.: Výpočet indukovanej aktivity reaktora VVER-440/V-230. In *MG SNUS 2014: zborník príspevkov z odbornej konferencie Mladej generácie Slovenskej nukleárnej spoločnosti. Časť-Papiernička, 25.4. 2014*. Trnava : Slovenská nukleárna spoločnosť, 2014, [7] s. ISBN 978-80-971498-2-6.

BFA Abstrakty odborných prác zo zahraničných podujatí (konferencie...)

- [30] BARTOŠOVÁ, I., BOUHADDANE, A., DOMÁNKOVÁ, M., SLUGENĚ, V., WALL, D., SELIM, F. A.: Study of radiation damage in ODS steels by positron annihilation spectroscopy. In *Positron Studies of Defects 2014. PSD-14 : Book of Abstracts. Kyoto, Japan, September 14-19, 2014*. Kyoto: Kyoto University, 2014, s. 60.

SUMMARY

DETERMINATION OF RADIATION PARAMETERS IN THE DISPOSAL OF NUCLEAR REACTORS

Growing energy consumption and ecological tendencies in the world are forcing countries to consider an environmentally friendly but also efficient energy mix. To this group, it is rational to count the nuclear energy. In recent years, there was an increase in the already strict demands on the safety of nuclear power plants. An essential part of this safety is also an appropriate strategy of the back-end part of the peaceful use of nuclear energy.

Radiological characterization plays an important role in the transient phase between reactor operation and decommissioning. Due to this characterization, it is possible to choose a proper radioactive waste management strategy. At first, it is necessary to describe the radionuclide inventory along with the influencing parameters. In many cases, it is difficult or even impossible to reasonably perform experimental measurements (due to high dose rates in the range of Gy/h). Also for this reason, a variety of calculation methods are developed and validated. Reactor physics codes are combined with activation codes to accomplish the task. Therefore, the aim of my research was determination of radiation parameters in the disposal of nuclear reactors by calculation with emphasis on neutron induced activity. A description of the calculation methodologies of the neutron flux energy and special distribution as well as neutron induced activity distribution was provided. State of the art of the radionuclide inventory calculations was included. Based on this chapter, theme and tasks of the thesis project were identified.

Important part of this work was focused on VVER-440/V230 reactor calculations. The description of applied methodology and calculation code testing was followed by a basic calculation, which was compared to published calculation results. This work includes also calculation of the 3.6% enriched ^{235}U fuel burnup. The result was a nuclide vector optimized by through a sensitivity analysis. The reduced nuclide vector includes 70 nuclides and brings ca. 50% computer time saving. In the practical part of this work, tasks of the dissertation project were elaborated into calculation analyses. The first was the analysis of the calculation time step impact on precision of the activity calculation. Further, influence of the chemical composition uncertainty was assessed in relation to the total activity after neutron irradiation. The last point was the analysis of dummy (shielding) elements activation depending on their core position, as well as the axial profile of their activation. Calculation results were compared with measurements.

The quality of these calculation predictions of radionuclide inventory can be generally considered to be in good agreement with measurements within the fuelled region of the core. The further one goes from the fuelled region, the greater the differences become. For example, the neutron spectrum in the reactor shaft is substantially different from that in the core (fuel). In recent years the trend leans towards using Monte Carlo codes for neutron flux density distribution calculations. A precise knowledge of the neutron flux density distribution in the core was obtained using the MCNP5 code. The confidence interval of one sigma is below 10%. However, uncertainty rises sharply beyond the core region. Therefore, a big effort should be made in the application of proper variance reduction techniques in order to obtain quality statistical results in regions remote from the core. Calculation of the neutron flux density in the reactor pressure vessel and in structural components outside the reactor is an actual topic and progress in this area could be a goal for future works in the field of activation calculations.