

Ing. Michal Šnírer

Autoreferát dizertačnej práce

Stanovenie indukovanej aktivity konštrukčných materiálov reaktorov VVER-440

na získanie akademického titulu:	philosophiae doctor, PhD.
v doktorandskom študijnom programe:	Jadrová energetika
v študijnom odbore:	Elektrotechnika
Forma štúdia:	denná
Miesto a dátum:	Bratislava, 2022

Dizertačná práca bola vypracovaná na: Slovenská technická univerzita v Bratislave
Fakulta elektrotechniky a informatiky
Ústav jadrového a fyzikálneho inžinierstva

Predkladateľ: Ing. Michal Šnírer
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: Ing. Amine Bouhaddane, PhD.
VUJE, a.s.
Okružná 5, 918 64 Trnava

doc. Ing. Ľubomír Sklenka, PhD.
České vysoké učení technické v Praze
Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská
Katedra jaderných reaktorů
V Holešovičkách 474/2 Praha

Autoreferát bol rozoslaný:

Obhajoba diz. práce sa bude konať dňa:

na: Slovenská technická univerzita v Bratislave
Fakulta elektrotechniky a informatiky
Ústav jadrového a fyzikálneho inžinierstva
Miestnosť číslo:

Prof. Dr. Ing. Miloš Oravec
Dekan FEI STU

Obsah

Úvod.....	4
Ciele dizertačnej práce	5
1.Súčasný stav problematiky.....	5
2.Prevádzková história 3. bloku EBO a parametre 23. kampane.....	7
3.Metodika výpočtu aktivácie pomocou kódu MCNP.....	7
4.Výpočtový model VVER-440/V213 v kóde MCNP.....	8
4.1.Výpočet rozloženia hustoty neutrónového toku.....	9
4.2.Citlivostná analýza miery vplyvu nodalizácie PK a HRK na zmenu hustoty neutrónového toku.....	10
4.3.Výpočet indukovanej aktivity komponentov reaktora	12
4.4.Citlivostné analýzy vplyvu zastúpenia vybraných prvkov v konštrukčných materiáloch EBO3 ..	17
5.Verifikácia výpočtov aktivácie 3. bloku EBO	18
6.Validácia výpočtov aktivácie 3. bloku EBO	19
6.1.Gamaspektrometrické merania odobratých vzoriek betónov EMO2.....	19
6.1.Geoanalytické meranie zloženia odobratých vzoriek betónov EMO2 (Štátny geologický ústav Dionýza Štúra)	21
7.Diskusia.....	22
Záver	25
Zoznam publikácií.....	28

Úvod

V súčasnosti sa vo svete prevádzkuje 441 jadrových reaktorov [1] pričom 290 z nich - t.j. približne 66 % už dosiahlo dobu prevádzky väčšiu ako 30 rokov. Sektor jadrovej energetiky zároveň čelí mnohým zložitým otázkam, ktoré zohrávajú čoraz dôležitejšiu úlohu pri rozhodovaní o regulácii, predĺžovaní životnosti a vyradovaní jadrových elektrární, a to najmä v krajinách s dlho zavedenými programami jadrovej energie.

Jedným z problémov, ktorým sa dnes venuje veľká pozornosť, je potenciálna dlhodobá prevádzka jadrových reaktorov, t.j. predĺžovanie ich životnosti nad pôvodne plánovanú prevádzkovú dobu pri zachovaní ich vysokej miery bezpečnosti. Ak má v mnohých krajinách zostať jadrová energia súčasťou ich stratégie na dosiahnutie budúcnosti nízko-uhlíkovej energie, tak bezpečná, ekologická a hospodárna dlhodobá prevádzka jadrových reaktorov musí byť spoľahlivo zabezpečená. Svetové trendy ukazujú [2], že takmer vo všetkých prípadoch je predĺženie prevádzkovej doby o ďalších 10 a viac rokov rentabilné, a to aj po zohľadnení dodatočných nákladov, ktoré bolo potrebné vynaložiť v rámci opatrení, ktoré boli zavedené po havárii vo Fukushima Dai-ichi.

Najdôležitejším limitujúcim faktorom z hľadiska životnosti jadrovej elektrárne je stav nevymeniteľných komponentov. Týka sa to najmä reaktorov tzv. druhej generácie, ktorá bola pôvodne navrhovaná na 30- a neskôr na 40-ročnú dobu prevádzky. V posledných rokoch sa pristupuje k takým rekonštrukciám jadrových zariadení a ich bezpečnostných systémov, ktoré by umožnili spoľahlivú 60-ročnú, prípadne ešte dlhšiu dobu prevádzky. Tento trend sa týka aj reaktorov VVER-440 prevádzkovaných najmä v Európe, čoho dôkazom sú aktivity na JE Loviisa vo Fínsku, v JE Dukovany v ČR, či v JE Paks v Maďarsku.

V závislosti od konštrukcie danej JE môže predĺženie doby životnosti znamenať aj výmenu niektorých veľkorozmerných komponentov ako napríklad parných turbín, turbogenerátorov, transformátorov alebo kondenzátorov pary. Vymeniteľnosť komponentov primárneho okruhu je komplikovaná hlavne vzhľadom na indukovanú aktivitu, ktorá súvisí s dlhodobou prevádzkou bloku, ako aj materiálovými a konštrukčnými špecifikáciami.

Od spoľahlivého stanovenia indukovanej aktivity závisí vyradovanie i predĺžovanie životnosti JE, ktoré sa zakladá na predpoklade naplnenia všetkých legislatívnych požiadaviek platných pre príslušnú krajinu s dostatočným časovým výhľadom za termín predĺženej životnosti.

Obnovenie, respektíve predĺženie povolenia na prevádzku má byť podložené pravidelným hodnotením bezpečnosti. V rámci periodického hodnotenia bezpečnosti JE v SR je potrebné aktualizovať koncepčný plán vyradovania a vplyv predĺženia prevádzky na plánovanie vyradovania JE (potrebná modifikácia údajov o aktivácii) avšak tento proces môže v jednotlivých krajinách prebiehať rozdielne. Viaceré krajiny sa však snažia o zmysluplnú kombináciu periodického hodnotenia bezpečnosti a udeľovanie licencie na časom stanovené obdobie v zmysle ich platnej legislatívy. Ak prevádzkovateľ nepožiadá o predĺženie licencie na prevádzku, resp. ak dozorný orgán novú licenciu neudelí, nasleduje fáza ukončenia prevádzky a žiadosť o licenciu na vyradovanie. Udelením tejto licencie sa začína fáza vyradovania jadrového zariadenia, ktorá sa odvíja od Vnútroštátnej politiky a vnútroštátneho programu nakladania s vyhoreným jadrovým palivom a rádioaktívnymi odpadmi v SR [3].

Na základe spomenutých skutočností sa dizertačná práca zameriava na určenie a analýzy rádio-nuklidového inventára konštrukčných materiálov reaktora VVER-440/V-213 a stanovenie indukovanej aktivity pri uvážení prevádzkovej histórie 3. bloku EBO.

Motivácia dizertačnej práce je založená na podpore pre prípadné predĺžovanie životnosti blokov VVER-440 typ V-213, respektíve pre spresnenie koncepčných plánov vyradovania JE EBO V2 a EMO 1,2. Práca má ďalej prispieť ku zvýšeniu radiačnej ochrany pracovníkov najmä v procese vyradovania jadrového zariadenia. Spomenuté ciele je možné dosiahnuť vytvorením čo najpresnejšieho modelu reaktora typu VVER-440/V-213, výpočtovým stanovením aktivít konštrukčných materiálov, validáciou a následne optimalizáciou prevádzky, resp. vyradovania blokov VVER-440, typ V-213, JE V2.

Prvá časť práce sa venuje prieskumu problematiky stanovovania indukovanej aktivity reaktorov typu VVER vo svete a zároveň výpočtom, ktoré boli na týchto reaktoroch vykonané.

Ďalej sú na základe prehľadu problematiky vytyčené jednotlivé ciele dizertačnej práce. Nasledujúca časť práce sa zaoberá technologickým popisom reaktorových komponentov reaktora VVER-440/V-213 JE V2 z pohľadu stanovenia indukovanej aktivity. Ďalej sa práca venuje prevádzkovej histórii reaktorových blokov JE V2 pre definovanie zdrojového člena neutrónov, vzhľadom na prevádzkové charakteristiky blokov. Následne je v práci rozpracovaná zvolená metodika výpočtu v programe MCNP a vytvorený geometrický a materiálový model reaktora. V záverečnej časti sú vyhodnotené výsledky simulácií hustoty neutrónového toku a aktivácií komponentov reaktora v úrovni výšky aktívnej zóny, citlivostných analýz, verifikačných a validačných výpočtov.

Ciele dizertačnej práce

Cieľom dizertačnej práce je komplexná analýza indukovanej aktivity konštrukčných materiálov reaktorov VVER-440, ktorá by mohla prispieť k hĺbkovému posúdeniu radiačnej situácie na prevádzkovaných blokoch, prípadne k predĺžovaniu životnosti blokov VVER-440 typ V-213. Druhou oblasťou je spresnenie rádiologického inventáru reaktorov, ktoré vstupuje do koncepčných plánov vyradovania, ktoré je potrebné aktualizovať počas prevádzky JE. Zároveň na základe zvoleného spôsobu demontáže a rádiologický inventár vplyva na náklady pre vyradovanie, prácnosť, ožiarenie personálu a vzniknuté množstvo odpadov. Spomenuté ciele je možné dosiahnuť vytvorením čo najpresnejšieho modelu reaktora typu VVER-440/V-213, výpočtovým stanovením aktivít konštrukčných materiálov, validáciou týchto výpočtov a následne presnejšie odhadnúť parametre vyradovania blokov VVER-440, typ V-213. Na základe súčasného stavu problematiky a výpočtov indukovanej aktivity konštrukčných častí reaktorov VVER-440 vo vybraných krajinách boli stanovené nasledovné ciele dizertačnej práce:

1. Rozšírenie komplexného trojrozmerného modelu reaktora VVER-440, V-213 (3. blok EBO34) v rámci úrovne aktívnej zóny za účelom výpočtu aktivácie vybraných rádioizotopov.
2. Analýza vplyvu spôsobu modelovania AZ v periférnej a centrálnej časti modelu a optimalizácia simulácií.
3. Stanovenie inventáru indukovanej aktivity vybraných komponentov VVER-440/V-213 pre účely plánovania jeho vyradovania.
4. Citlivostné analýzy rôzneho obsahu zastúpenia prímiesnych prvkov v konštrukčných komponentoch reaktora V-213.
5. Overenie vypočítaných údajov na základe experimentálne získaných hodnôt z gamaspektrometrických meraní vzoriek z 2. bloku JE EMO.
6. Aplikácie výsledkov práce do komplexného hodnotenia životnosti reaktorov VVER-440, ako aj do koncepčných plánov vyradovania reaktorov V-213, resp. k zvýšeniu radiačnej ochrany v procese ich vyradovania.

1. Súčasný stav problematiky

Prieskum výpočtov aktivácie reaktorov VVER-440 ukázal, že boli aplikované na široké spektrum reaktorových komponentov, t. j. od vnútorných častí reaktora a jednotlivých technologických komponentov až po vonkajšie časti tienenia tlakovej nádoby a betónovej šachty reaktora. Na stanovenie hodnôt indukovanej aktivity boli použité stochastické aj deterministické metódy, pričom podiel používania stochastických metód bol väčšinový. Metóda Monte Carlo bola preferovanou voľbou pri vykonaných výpočtoch vzhľadom na komplexnosť zvolených geometrií a požadovanú presnosť výpočtov. Úroveň aktivácie inventára dosahovala hodnoty rádovo $1E+16$ Bq až $1E+17$ Bq bez ohľadu na prevádzkovú dobu pre trvania približne 10 a viac rokov. Celkový prehľad výpočtov je zobrazený v **Tab. 1.1**.

Na mieru indukovanej aktivity vplyvajú faktory ako:

- materiálové zloženie jednotlivých komponentov,
- redukcia aktívnej zóny zavedením tieniacich kaziet,
- tepelný výkon reaktora,
- hustota neutrónového toku v rôznych oblastiach geometrie,
- doba stanovenia indukovanej aktivity po ukončení prevádzky.

Časti reaktora, pri ktorých dochádza k najväčšej miere aktivácie sú vnútorné komponenty TNR. Tieniace kazety, kôš AZ a šachta reaktora (materiál 08Ch18N10T) dosahujú úroveň indukovanej aktivity $1E+16$ Bq. Rádioizotopy Fe-55, Co-60, Ni-59, Ni-63, Nb-94, C-14 v materiáloch týchto komponentov, tvoria približne 99,9 % príspevku do tejto hodnoty, ak nie sú brané do úvahy krátko žijúce nuklidy s dobou pol-premeny menej ako jeden rok. Hlavné rádionuklidy, ktoré vplyvajú na celkovú úroveň indukovanej aktivity pre ocele TNR v čase odstavenia reaktora sú: Fe-55, Co-60, Ni-59, Ni-63, Nb-93m, Nb-94, Mo-93 a Tc-99 (bez ohľadu na veľmi krátko žijúce rádionuklidy s dobou pol-premeny menšou ako 1 rok). V čase približne 30 rokov po ukončení prevádzky, kedy je už aktivita Co-60 na nízkej úrovni, začína úroveň indukovanej aktivity určovať príspevok najmä rádionuklidu Ni-63, z hľadiska dávkového príkonu najmä Nb-94. Rádionuklid Nb-94 spolu s Ni-63 je kritický aj z pohľadu uložiteľnosti na RÚ RAO v Mochovciach pre ich nízke uvoľňovacie úrovne.

Vplyv redukcie aktívnej zóny zavedením tieniacich kaziet na indukovanú aktivitu bol skúmaný autormi [4]

pre Bulharskú JE Kozloduj a v rámci vlastnej diplomovej práce, [5], pre Slovenskú JE V1. Vplyv zavedenia tieniacich kaziet do AZ je významný vo všetkých výškových úrovniach TNR, nie iba na úrovni AZ a môže viesť až k niekoľko rádovému zníženiu hustoty toku neutrónov [4].

Hodnoty aktivácie betónovej šachty reaktora dosahujú hodnoty $7E+13$ Bq a $1,1E+14$ Bq, v čase ukončenia prevádzky, ktoré boli stanovené autormi [6] pre Arménsku JE Metsamor a pre Maďarskú JE Paks. Autormi [7], [8] bola po 2 rokoch od ukončenia prevádzky stanovená hodnota $4,4E+13$ Bq/blok pre Fínsku JE Loviisa. Pre betónovú šachtu slovenskej JE V1 bola stanovená hodnota $2,22E+09$ Bq v čase 3 roky po odstavení bloku 1 resp. 1 rok po odstavení bloku 2. V čase odstavenia reaktora majú na úroveň aktivity betónov hlavný vplyv rádionuklidy Ca-45, Co-60, Fe-55 a Eu-152. V čase približne 100 rokov po ukončení prevádzky je trend indukovanej aktivity určovaný rádionuklidom Ca-41.

Tab. 1.1 Celkový prehľad výpočtov aktivácie reaktorov VVER-440.

Krajina - Názov JE	Výpočtové prostriedky	Doba prevádzky		Typ reaktora VVER-440	Celková indukovaná aktivita
Arménsko - Metsamor	ACTIVATION-1, ACTIVATION -2, ANISN	Blok 1	12 r	V-270	1,09E+17 Bq (po 2 r. od odstavenia JE)
		Blok 2	V prevádzke do 2026 (39 r.)		
Bulharsko - Kozloduj	PYTHIA, SRC440FLU, SRC440ACT, 3D&ASYNT, DORT	Blok 1	28 r.	V-230	Nedostupný údaj, výpočty mernej aktivity TNR
		Blok 2	27 r.		
		Blok 3	26 r.		
		Blok 4	24 r.		
Česká republika - Dukovany	TORT, MOBY-DICK, EASY-2007, FISPACT-2007	Blok 1 až 4	40 r (Plánovaná)	V-213	Nedostupný údaj
Fínsko - Loviisa	REPVICS, MCNP, SCALE/ORIGEN	Blok 1	V prevádzke do 2027 (50 r.)	V-213	3,14E+17 Bq/blok (v čase odstavenia JE)
		Blok 2	V prevádzke do 2030 (50 r.)		
Maďarsko - Paks	MCNPX	Blok 1 až 4	50 r. (Plánovaná)	V-213	1,3E+17 Bq
Nemecko - Greifswald	TRAMO Monte Carlo, NJOY, MODAJ	Blok 1	17 r	V-230	~ 1E+16 Bq/blok (po 19 r. od odstavenia JE)
		Blok 2	16 r		
		Blok 3	13 r		
		Blok 4	11 r		
		Blok 5	1 r	V-213	
Slovenská republika - JE V1	2D DORT, ORIGEN-S, MCNPX, MCNP5	Blok 1	28 r	V-230	2,61E+17 Bq (po 5 r. od odstavenia bloku 1 resp. 3 r. od odstavenia bloku 2)
Blok 2					

Na základe sumarizácie, najvýznamnejšie nuklidy sú:

- pre ocele: Fe-55, Ni-63, Ni-59, Co-60, Nb-94,
- pre betónové konštrukcie: Co-60, Fe-55, Eu-152, Eu-154, Ca-45, H-3 a C-14.

Dôvodom významnosti nuklidov Co a Eu v zastúpení ocelí a betónov je fakt, že už aj pri stopovom množstve týchto nuklidov, $1E-02$ hmotnostného percenta pre Co a $1E-05$ pre Eu, dochádza k významnej aktivácii týchto materiálov. Keďže Co a aj Eu majú veľmi nízku uvoľňovaciu úroveň, $1E-01$ Bq/g, prevládajú pri charakterizácii betónov.

2. Prevádzková história 3. bloku EBO a parametre 23. kampane

Tretí blok EBO bol prvý krát pripojený k sieti 20.8.1984 a je v komerčnej prevádzke od 14.2.1985. Počas prevádzkovej histórie oboch blokov JE V2 sa menil typ palivových kaziet (PK) aj kaziet HRK, ich obohatenie, hrúbka obalovej rúry kazety, materiál dištančnej mriežky. Od roku 2001 sa postupne do AZ zavádzali kazety s radiálnym profilovaním obohatenia, pričom stredná hodnota obohatenia je 4,87 %, ktorých palivový zväzok je tvorený 120 palivovými prútikmi a 6 palivovými prútikmi s Gd. Tepelný výkon reaktora sa zvýšil o 7% z pôvodnej inštalovanej hodnoty 1375 MW na hodnotu 1471,25 MW. Na základe výsledkov prevádzkových kontrol [9] od začiatku prevádzky do roku 2019 neboli na materiáli telesa TNR a vnútro-reaktorových častí (KAZ, šachta reaktora, dno šachty a blok ochranných rúr) vykonávané žiadne zmeny, ktoré by mohli mať vplyv na zmenu spôsobu aktivácie. Z tohto dôvodu bola vo výpočtoch uvažovaná 23. kampaň EBO3. EBO3 bola v rámci kampane číslo 23 prevádzkovaná v období od 05.09.2006 do 23.07.2007, čo predstavuje celkovo 321 dní. Počas tejto kampane bol reaktor zavezený palivovými kazetami (PK) s obohatením izotopu U-235 3,82 %, 4,25 % a kontrolnými kazetami (HRK) s obohatením izotopu U-235 3,82 % a 3,84 %. Poloha 6. skupiny HRK bola stanovená na hodnotu 223 cm. Koncentrácia H_3BO_3 bola na základe neutrónovo-fyzikálnych charakteristík stanovená na úroveň 2,25 g/kg H_2O [9], [10]. Zároveň uvažujeme s dobou aktivácie uvedených komponentov 60 rokov komerčnej prevádzky (1985 – 2045), t. j. 61 kampaní (22329 dní) s efektívnou dobou ožarovania 55,2 roka na 100% výkonu (20159 dní) a s dobou odstávok 5,9 roka (2170 dní).

3. Metodika výpočtu aktivácie pomocou kódu MCNP

Základná metodika aplikovaná pre výpočet indukovanej aktivity komponentov reaktora pomocou kódu MCNP pozostáva z piatich základných krokov:

1. Zber vstupných údajov.
2. Tvorba modelu v transportnom kóde MCNP.
3. Výpočet hustoty neutrónového toku.
4. Výpočet aktivácie a jej priebehu v čase.
5. Interpretácia výsledkov indukovanej aktivity.

Základným krokom v metodike výpočtu indukovanej aktivity je zber informácií potrebných pre tvorbu výpočtového modelu. Výsledkom sú vstupné údaje tvorené geometrickými a materiálovými parametrami jednotlivých častí simulovaného systému. Na základe získaných vstupných údajov je druhým krokom tvorba modelu MCNP. Pri modelovaní je okrem geometrického usporiadania a materiálového zloženia komponentov reaktora potrebné poznať prevádzkovú históriu sledovaného systému pre správne definovanie zdrojového člena výpočtu. Podľa výsledkov prieskumu prevádzkovej histórie je pri definovaní zdrojového člena výpočtu potrebné poznať typické spôsoby zavezenia paliva a kaziet HRK v AZ počas prevádzky. Pri modelovaní je potrebné definovať jadrové reakcie dôležité z pohľadu aktivácie v materiálových komponentoch obsiahnutých vo výpočte. Vzhľadom na komplikovanú geometriu reaktora VVER-440 sa spoľahlivý výpočet transportu neutrónov realizuje pomocou výpočtového kódu MCNP5, verzia 1.60 s použitím knižnice účinných prierezov pre spojité energetické spektrum neutrónov na báze ENDF/B-VII.0. V rámci definovania zdrojového člena výpočtu je potrebné, na základe prevádzkovej histórie rozhodnúť, aký počet referenčných kampaní bude pre jednotlivé časové úseky prevádzkovej histórie použitý vo výpočte indukovanej aktivity. Tento krok je realizovaný výberom určitého počtu "referenčných kampaní" z celkového počtu kampaní. Nasledujúcim krokom je vykonanie výpočtu hustoty neutrónového toku naprieč jednotlivými vrstvami geometrického modelu a vzájomným porovnaním výsledných hodnôt medzi jednotlivými "referenčnými kampaňami". Výsledky autorov práce [12], [13] ukazujú, že vplyv výberu referenčnej kampane pre definovanie zdrojového člena je významný v prípade, ak v rámci prevádzkovej histórie došlo k zásadným zmenám, ktoré by mohli výrazne ovplyvniť hustotu neutrónového toku a aj charakter aktivácie. Takýmto príkladom je redukovanie AZ vložení tieniacich kaziet. V prípade reaktorov JE V2 typu VVER-440/V-213 však nedošlo počas celej prevádzkovej histórie ku žiadnym významnejším zmenám, ktoré by mohli zásadným spôsobom ovplyvniť hustotu neutrónového toku v radiálnych vrstvách v okolí AZ a tým aj charakter aktivácie konštrukčných materiálov. Z tohto dôvodu nebolo potrebné zvoliť viacero referenčných kampaní, ale iba jednu, konkrétne kampaň č. 23 na 3.bloku EBO, pre ktorú bola k dispozícii najpodrobnejšia zostava podkladových dokumentov.

Pre výpočet neutrónového toku pre zvolenú referenčnú kampaň je dôležité axiálne rozdeliť oblasť AZ na výškové úseky, tzv. „nódy“, kde sú vzhľadom na rôzne úrovne vyhorenia a rôzne výstupné teploty chladiva v jednotlivých kazetách definované nuklidové vektory. Štandardne sa používa 20 axiálnych nódov pre vytvorenie modelu rozloženia teploty chladiva a vyhorenia paliva v AZ spolu s príslušným modelovým nuklidovým zložením paliva pre jednotlivé úrovne vyhorenia na základe dokumentu [14]. Následne bolo prístupné k vykonaniu citlivostnej analýzy miery vplyvu nodalizácie PK a HRK na zmenu hustoty neutrónového toku v mimo-zónových oblastiach modelu.

Po realizovaní vyššie uvedených krokov je možné pristúpiť k spusteniu MCNP5 výpočtu pre získanie reakčných rýchlostí potrebných pre stanovenie indukovanej aktivity v záujmových oblastiach. Po získaní reakčných rýchlostí nasleduje výpočet indukovanej aktivity, pričom je potrebné poznať:

- materiálové zloženie výpočtových oblastí,
- rozpadové konštanty jednotlivých nuklidov v záujmových oblastiach,
- stredné hodnoty výkonu reaktora počas definovanej reprezentatívnej kampane,
- doby trvaní jednotlivých kampaní,
- doby trvaní odstavkov jednotlivých kampaní,
- strednú hodnotu počtu neutrónov generovaných na jeden akt štiepenia (výstupná hodnota z MCNP5).

Samotný výpočet indukovanej aktivity je realizovaný aplikovaním vzťahu (2) na všetky okrajové podmienky vstupujúce do výpočtu. Upravená verzia pre potreby výpočtu je zobrazená ako vzťah (3).

$$A[Bq] = \sum_{j=1}^N A_j \quad (2)$$

Odkiaľ A_j je podrobnejšie rozpísané vo vzťahu (3).

$$A_j(t_i, \tau_i) = \left[\frac{r_{j,l} s \bar{P}_n \bar{v}_f}{V_l \rho_l} (1 - e^{-\lambda_j \bar{t}_p}) + A_j(t_{i-1}, \tau_{i-1}) e^{-\lambda_j \bar{t}_p} \right] e^{-\lambda_j \bar{\tau}_0} \quad (3)$$

Kde:

- $r_{j,l}$ – reakčná rýchlosť j-tého nuklidu v l-tom segmente výpočtu, údaje získané z výstupného súboru výpočtu, [častice],
- s – priemerný počet štiepení za sekundu potrebný na získanie 1 W tepelného výkonu $\left(3,467E + 10 \left[\frac{f}{Ws}\right]\right)$,
- \bar{P}_n – nominálna hodnota tepelného výkonu n-tého palivového cyklu [W],
- \bar{v}_f – priemerný počet neutrónov generovaných na jeden akt štiepenia,
- V_l – objem l-tého výpočtového segmentu [cm^3],
- ρ_l – hustota l-tého výpočtového segmentu $\left[\frac{g}{cm^3}\right]$,
- λ_j – konštanta premeny j-tého rádionuklidu $\left[\frac{1}{s}\right]$,
- \bar{t}_p – stredná hodnota doby trvaní prevádzok uvažovaných kampaní [s],
- $\bar{\tau}_0$ – stredná hodnota doby trvaní odstavkov uvažovaných kampaní [s].

4. Výpočtový model VVER-440/V213 v kóde MCNP

Zvolená Monte Carlo výpočtová metóda a výpočtový kód MCNP5 umožňuje presné trojrozmerné modelovanie konštrukcie jednotlivých komponentov reaktora, t.j. pracovná palivová kazeta, kazeta HRK, nosný valec, TNR, tepelná izolácia, kanály ionizačných komôr, suchá biologická ochrana, betónová šachta reaktora.

Vytvorený trojdimenzionálny model konštrukčných častí pozostáva z:

- koša aktívnej zóny,
- nosného valca,
- výstelky tlakovej nádoby reaktora (silový a austenitický návar),
- základného materiálu TNR,

- priestorov medzi jednotlivými komponentami (chladivo vo vnútri TNR, vzduch mimo TNR),
- tepelnej izolácie,
- ocelevej konštrukcie suchej biologickej ochrany,
- suchej biologickej ochrany,
- oporného rámu,
- kanálov ionizačných komôr,
- výstelky betónovej šachty reaktora,
- betónovej šachty reaktora.

Geometrický model radiálnych konštrukčných častí bol vytvorený realisticky, pričom sa uvažuje s konzervatívnymi materiálovými a geometrickými parametrami, s nasledujúcimi zjednodušeniami:

- geometria tepelného tienenia reaktora nebola modelovaná ako jednotlivé vrstvy nerezovej ocele, medzi ktorými sa nachádza tepelné tienenie zo skleneného prepletu, ale bola uvažovaná homogenizácia materiálových a geometrických charakteristík týchto vrstiev v objeme tepelnej izolácie,
- geometria betónovej šachty reaktora nebola modelovaná ako samostatná oceľová výstuž umiestnená v objeme šachty, ale bola uvažovaná homogenizácia geometrických a materiálových charakteristík.

Nasledovné konštrukčné časti boli v modeli z dôvodu ich hrúbky, hustoty materiálu a spresneniu výpočtu rozdelené na viacero vrstiev:

V radiálnom smere:

- KAZ –hraný plech – 1 vrstva, plášť KAZ – 2 rovnomerné vrstvy,
- nosný valec – 2 rovnomerné vrstvy,
- priestor medzi nosným valcom a stenou TNR vyplnený chladivom – 3 rovnomerné vrstvy,
- základný materiál TNR – 4 rovnomerné vrstvy,
- priestor medzi TNR a tepelnou izoláciou vyplnený vzduchom – 2 rovnomerné vrstvy,
- tepelná izolácia – 2 rovnomerné vrstvy,
- suchá biologická ochrana – 4 nerovnomerné vrstvy vzhľadom na pozíciu ionizačných komôr,
- betónová šachta reaktora – 15 nerovnomerných vrstiev (max. vzdialenosť 11m od osi AZ).

V azimutálnom smere sú všetky radiálne komponenty od KAZ až po betónovú šachtu reaktora rozdelené rovnomerne na časti, každá s veľkosťou uhla 15°.

V axiálnom smere boli komponenty od KAZ až po 3. najbližšiu radiálnu vrstvu BRŠ k osi AZ rozdelené na 5 výškových vrstiev. Dno KAZ bolo uvažované samostatne.

V rámci stanovovania materiálových charakteristík boli na základe podkladových dokumentov definované jednotlivé materiálové vektory. V prípade, že bola príslušnou normou stanovená limitná úroveň chemických prvkov, boli tieto maximálne hodnoty použité aj vo výpočtovom modeli. Ak bol uvedený interval povoleného zastúpenia daného chemického prvku, bola zvolená stredná hodnota tohto intervalu.

4.1. Výpočet rozloženia hustoty neutrónového toku

Bol vykonaný výpočet hustoty toku neutrónov v radiálnom smere v konštrukčných komponentoch reaktora, od koša AZ až po BŠR. Hodnoty získané z výstupu výpočtu boli prepočítané podľa vzťahu (4).

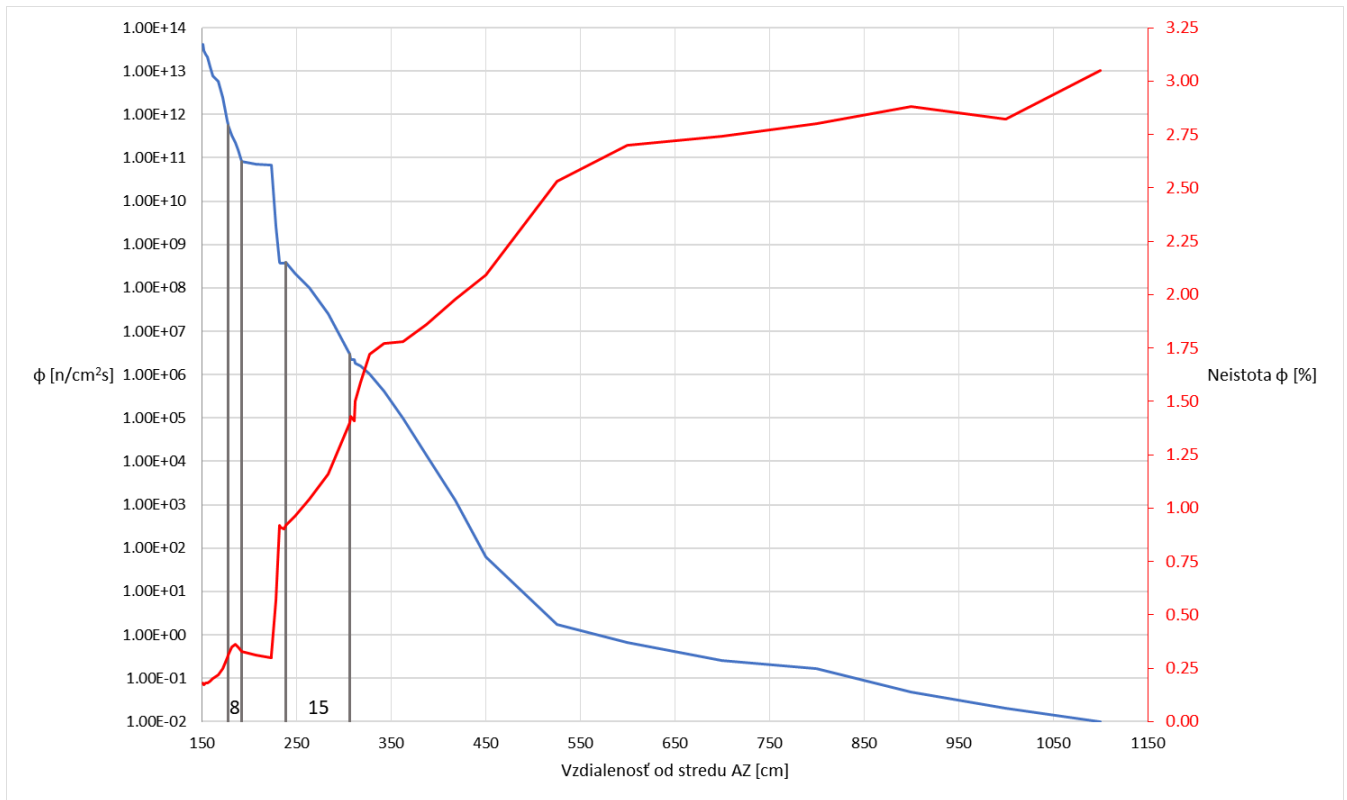
$$\varphi = \frac{f_i s \bar{v}_f N_t}{S_i} \left[n/cm^2s \right] \quad (4)$$

kde:

- f_i – je relatívna hodnota hustoty toku neutrónov na i-tej vrstve normovaná na $1cm^2$, údaj získaný z výpočtu,
- s – počet štiepení prebehnutých na dodanie energie rovnvej 1 W za 1 sekundu $\left(3,467E + 10 \left[f/W_s \right] \right)$,
- \bar{v}_f – priemerný počet neutrónov vzniknutý na jeden akt štiepenia $\left[n/f \right]$,
- N_t – hodnota tepelného výkonu reaktora v definovanom čase zvolenej kampane [W],

- S_i – celková plocha i-tej výpočtovej vrstvy [cm^2].

Vypočítaný priebeh hustoty toku neutrónov je zobrazený na **Obr. 4.1**. Hodnoty neistôt výpočtu dosahovali úrovně od 0,18 % pre výpočtovú plochu, ktorá sa nachádza najbližšie ku stredu AZ (vnútorná stena KAZ) až po 3,05 % pre najvzdialenejšiu plochu (betónová šachta reaktora vo vzdialenosti 11m od osi AZ), **Obr. 4.1**.



Obr. 4.1 Celkový priebeh hustoty toku neutrónov.

Kde boli uvažované materiálové vrstvy: 1 – AZ, 2 – KAZ, 3 – priestor medzi KAZ a nosným valcom, 4 – nosný valec, 5 - priestor medzi nosným valcom a stenou TNR 6 – austenitický návar TNR, 7 – silový návar TNR, 8 – TNR, 9 – priestor medzi TNR a oceľovou konštrukciou tepelnej izolácie (OKTI), 10 – OKTI, 11 – tepelná izolácia, 12 – OKTI, 13 – priestor medzi OKTI a oceľovou konštrukciou suchej biologickej ochrany (OKSO), 14 - OKSO, 15 – suchá biologická ochrana, 16 – OKSO, 17 – priestor medzi suchou biologickou ochranou a betónovou šachtou reaktora, 18 – výstelka betónovej šachty reaktora, 19 – betónová šachta reaktora, 20 – pokračovanie BŠR.

Maximálna vypočítaná hodnota dosiahla pre kôš AZ úroveň $4,14E+13$ $n.cm^{-2}.s^{-1}$. Minimálna hodnota hustoty toku neutrónov bola stanovená v BŠR na úrovni $1,01E-02$ $n.cm^{-2}.s^{-1}$ vo vzdialenosti 11m od osi AZ. Priebeh hustoty neutrónového toku naprieč vrstvami výpočtového modelu má až na mierne nárasty vo vrstvách 10 a 14 očakávanú klesajúcu tendenciu. Nárast hustoty neutrónového toku vo vrstvách 10 a 14 je pravdepodobne spôsobený materiálovými vlastnosťami komponentov, ktoré sa nachádzajú bezprostredne za nimi v najbližších vonkajších vrstvách. Na vrstvách 11 a 15, t.j. tepelnej izolácií a serpentinitovom betóne suchej biologickej ochrane reaktora dochádza k reflektovaniu neutrónov a tým k nárastu hodnoty hustoty toku neutrónov. Miera poklesu hustoty neutrónového toku vo vrstvách ostatných komponentov je závislá od ich hrúbky, absorpčných a rozptylových vlastností.

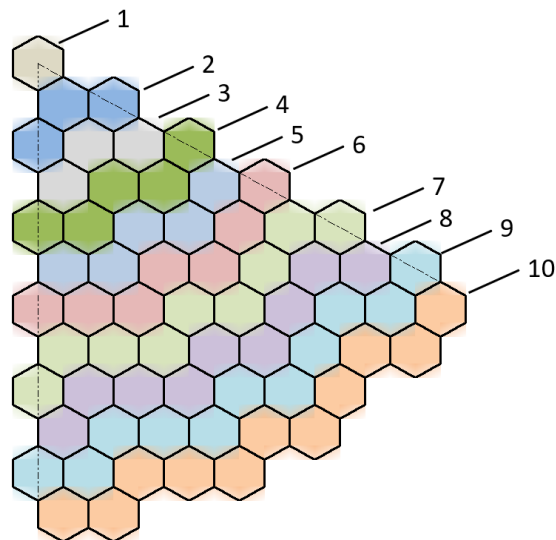
4.2. Citlivostná analýza miery vplyvu nodalizácie PK a HRK na zmenu hustoty neutrónového toku

Analýza vplyvu spôsobu modelovania PK a HRK bola vykonaná z dôvodu možného skrátenia výpočtového času a zjednodušenia tvorby vstupného súboru pri zachovaní požadovanej presnosti.

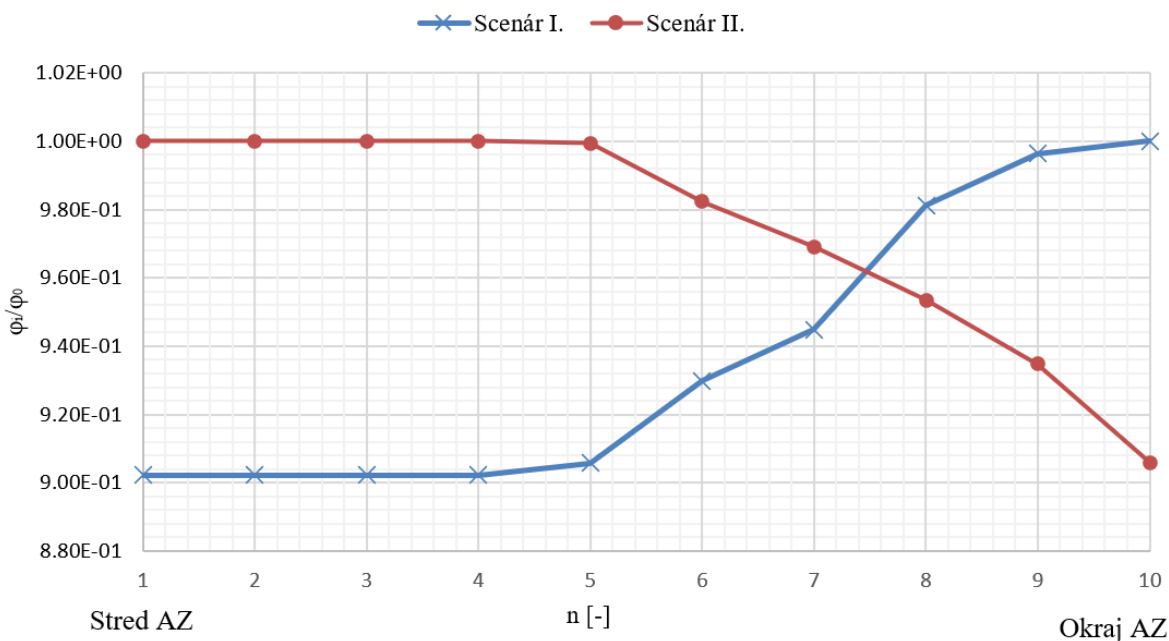
Palivové kazety boli doposiaľ modelované nodalizačnou metódou, pričom boli rozdelené do 20 výškových

sekcí, v ktorých boli individuálne definované potrebné parametre. V rámci analýzy boli použité stredné hodnoty týchto parametrov pre celú výšku daných kaziet. Následne bola aktívna zóna reaktora plne zavezená kazetami so strednými parametrami.

Do 1/6 AZ zavezenej kazetami so strednými hodnotami boli postupne zavádzané nodalizované kazety po radoch, zobrazené na **Obr. 4.2**, v dvoch rôznych scenároch. V prvom scenári (scenár I.) sa realizovalo postupné zavádzanie nodalizovaných kaziet zo stredu aktívnej zóny reaktora k obvodovým radom. V rámci druhého scenára (scenár II.) bolo realizované zavádzanie nodalizovaných kaziet od okraja aktívnej zóny reaktora smerom ku stredu. Výsledky uvedených konfigurácií v relatívnych hodnotách hustoty toku neutrónov v stene koša AZ sú zobrazené na **Obr. 4.3**. Hodnota 1 relatívnej hustoty toku predstavuje stav, keď je AZ plne zavezená nodalizovanými kazetami.



Obr. 4.2 Označenie jednotlivých radov kaziet v 1/6 AZ.



Obr. 4.3 Zmena hustoty toku neutrónov v stene koša aktívnej zóny v dôsledku úpravy parametrov PK, HRK.

Výsledky oboch scenárov zhodne ukazujú, že najväčší vplyv geometrickej a materiálnej nodalizácie palivových a regulačných kaziet je od najkrajnejšej periférnej rady pozícií v AZ až po 4. centrálny rad. To znamená, že pri zachovaní 100% presnosti výpočtu je potrebné použiť nodalizačný prístup na 53 periférnych kazetách, respektíve použiť taký počet nodalizovaných kaziet aká je požadovaná presnosť výpočtu. Zjednodušenie z pohľadu použitia priemerných hodnôt pri 1. až 3. centrálnom rade kaziet v AZ nebolo uvažované. Vzhľadom na výsledné

hodnoty a už vytvorené modely kaziet s nodalizacným prístupom bola v ďalších výpočtoch použitá nodalizácia všetkých 59 kaziet. V prípade tvorby modelov PK a HRK nodalizačným prístupom od základu, má zmysel uvažovať s nodalizáciou hlavne v periférnych radoch AZ, kde sa ukázal najväčší vplyv na presnosť výpočtu a dochádza k jej zvýšeniu až o 10%. Úspora výpočtového času z pohľadu použitia priemerných hodnôt v PK a HRK je zanedbateľná nakoľko v porovnaní s nodalizačným prístupom boli výpočtové časy kratšie v jednotkách minút.

4.3. Výpočet indukovanej aktivity komponentov reaktora

Po overení geometrických a materiálových charakteristík AZ z pohľadu kritickosti, a po nastavení parametrov KCODE ('Criticality Control Card') výpočtu, bolo možné pristúpiť k výpočtom stredných hodnôt reakčných rýchlostí vybraných nuklidov v definovaných axiálnych a radiálnych vrstvách modelu. K tomu boli použité funkcie MCNP: Fna ('Flux Averaged Over a Cell') a FMn ('Tally Multiplier Card'), pričom bolo potrebné definovať jednotlivé sledované nuklidy ako tzv. perturbačné materiály, určiť ich atomárnu hustotu v rámci sledovaného materiálu a definovať typ sledovanej reakcie.

Výpočtový čas pre jeden vstupný súbor bol 332 hodín, t.j. približne 13,8 dňa. Po získaní stredných hodnôt reakčných rýchlostí vybraných nuklidov z výstupných súborov MCNP výpočtu bol vykonaný samotný výpočet indukovanej aktivity. Výpočet bol realizovaný v programe Microsoft Excel 2019 na základe vzťahu (2) a (3) uvedeného v kap. 6.3 Vzhľadom na zložitosť modelu boli stanovené hodnoty indukovanej aktivity daného nuklidu v jednotlivých radiálnych vrstvách komponentu, v piatich axiálnych vrstvách AZ a v azimutálnych vrstvách výseku 1/6 AZ. Počet radiálnych vrstiev komponentu závisel od hrúbky a hustoty konštrukčného materiálu. Pre výpočet indukovanej aktivity bolo zahrnutých 61 kampaní s priemernou dobou kampane v dĺžke 330 dní a priemernou dobou odstávky 36 dní počas plánovaných 60-tich rokov komerčnej prevádzky reaktora. Priemerná doba 330 ef. dní/kampaň je výsledok priemeru z hodnôt prevádzkovej histórie kampaní 1-36 doplnený o predikciu doby prevádzky kampane a odstávky na 60 rokov komerčnej prevádzky (kampane 37 – 61). Predikcia doby prevádzky 347 ef. dní a 22,25 dní odstávky pre kampane 37 – 61 bola stanovená ako priemer z kampaní 33 – 36 s palivom 2.generácie. Vo výpočte je prevádzka reaktora uvažovaná od 20.8.1984 (začiatok 1. kampane na 3. bloku EBO) do 5.10.2045 po ukončení 61. kampane s vyššie uvedenou priemernou dobou trvania kampane aj odstávky reaktora, čo predstavuje 60 rokov komerčnej prevádzky reaktora (1985-2045) JE V2.

Zavážka z roku 2006 (použitá 23. kampaň z 3.bloku EBO) je dostatočne komplexne charakterizovaná, a preto je reprezentívna pre účely stanovenia reakčných rýchlostí, resp. a veľkosti relatívneho člena vo výpočte indukovanej aktivity. Absolútny člen zohľadňujúci tepelný výkon v každej kampani bol upravený podľa prevádzkovej histórie. Vo výpočte indukovanej aktivity je zohľadnený efekt zvýšenia tepelného výkonu z hodnoty 1375 MWt (kampane 1 – 24), 1430 MWt (kampaň 25), postupne na súčasnú hodnotu 1471,25 MWt (kampane 25 – 61).

V **Tab. 4.1** uvedený výpočtom stanovený inventár indukovanej aktivity materiálov JE V2 na úrovni výšky AZ po ukončení plánovanej 60-ročnej komerčnej prevádzky v roku 2045. V inventári sú zahrnuté vypočítané parciálne hmotnostné aktivity, parciálne aktivity radiálnych vrstiev ako aj celkové aktivity jednotlivých komponentov na úrovni výšky AZ v roku 2045 s príslušným rádionuklidovým vektorom (RNV). Popis označených radiálnych materiálových vrstiev vo výpočtoch aktivácie a popis rádionuklidových vektorov uvažovaných vo výpočtoch aktivácie je uvedený v **Tab. 4.2** a **Tab. 4.3**.

Zastúpenie jednotlivých rádionuklidov (produktov aktivácie) vo všetkých uvažovaných RNV z výpočtov MCNP pre materiály JE V2 v čase začiatku 2. etapy vyradovania pri okamžitej demontáži [15], 13.10.2056, demontáž aktívnych objektov, je zobrazené v **Tab. 4.4**.

Tab. 4.1 Výpočet inventáru indukovanej aktivity materiálov JE V2 na úrovni výšky AZ po 60 rokoch prevádzky k dátumu 5.10.2045.

Komponent	Hmotnostná aktivita (Bq/kg)	Neistota (Bq/kg)	Hmotnosť komponentu (kg)	Celková aktivita (Bq)	Neistota (Bq)	Kód RNV
Plech_KAZ	7,122E+12	3,829E+10	6,041E+03	4,302E+16	2,313E+14	
KAZ_1	6,805E+12	4,713E+10	4,223E+03	2,874E+16	1,990E+14	
KAZ_2	3,792E+12	2,501E+10	4,272E+03	1,620E+16	1,068E+14	
Dno_KAZ	9,056E+11	3,508E+10	7,964E+03	7,213E+15	2,794E+14	
KAZ			2,250E+04	9,517E+16	8,165E+14	RNV_1
NV_1	1,692E+12	1,161E+10	7,508E+03	1,271E+16	8,717E+13	

Komponent	Hmotnostná aktivita (Bq/kg)	Neistota (Bq/kg)	Hmotnosť komponentu (kg)	Celková aktivita (Bq)	Neistota (Bq)	Kód RNV
NV_2	1,574E+12	1,070E+10	7,652E+03	1,205E+16	8,188E+13	
NV			1,516E+04	2,475E+16	1,690E+14	RNV_1
NAV_A	2,101E+11	1,707E+09	1,980E+03	4,160E+14	3,380E+12	
NAV_S	1,442E+11	1,251E+09	5,672E+02	8,179E+13	7,095E+11	
NAV			2,547E+03	4,978E+14	4,090E+12	RNV_2
TNR_1	6,136E+10	1,737E+01	9,659E+03	5,927E+14	1,678E+05	
TNR_2	1,329E+10	1,065E+01	9,847E+03	1,309E+14	1,048E+05	
TNR_3	5,779E+09	6,920E+00	1,003E+04	5,799E+13	6,944E+04	
TNR_4	3,487E+09	4,511E+00	1,022E+04	3,564E+13	4,612E+04	
TNR			3,976E+04	8,172E+14	3,882E+05	RNV_3
OKTI_1	2,445E+09	3,017E+07	1,067E+03	2,609E+12	3,220E+10	RNV_4
TI_1	1,348E+09	1,586E+07	6,081E+03	8,199E+12	9,644E+10	
TI_2	8,924E+07	3,987E+06	6,198E+03	5,531E+11	2,471E+10	
TI			1,228E+04	8,752E+12	1,212E+11	RNV_5
OKTI_2	5,080E+07	2,321E+06	3,706E+03	1,883E+11	8,604E+09	RNV_4
OKSO_1	5,659E+07	1,929E+06	4,545E+03	2,572E+11	8,769E+09	RNV_4
SO_1	2,220E+07	3,918E+05	1,067E+04	2,369E+11	4,179E+09	
SO_2	1,730E+07	2,695E+05	1,682E+04	2,911E+11	4,535E+09	
SO_3	9,061E+06	1,530E+05	2,397E+04	2,172E+11	3,668E+09	
SO_4	1,920E+06	3,696E+04	2,919E+04	5,604E+10	1,079E+09	
SO			8,065E+04	8,012E+11	1,346E+10	RNV_6
OKSO_2	9,236E+05	2,555E+04	5,861E+03	5,414E+09	1,498E+08	RNV_4
ZAZ_B	3,993E+08	1,787E+07	7,904E+02	3,157E+11	1,413E+10	RNV_7
NAV_B	1,099E+06	2,915E+04	5,961E+03	6,550E+09	1,737E+08	RNV_1
BSR_1	1,276E+05	3,413E+03	7,669E+03	9,789E+08	2,617E+07	
BSR_2	1,045E+05	3,025E+03	1,570E+04	1,641E+09	4,750E+07	
BSR_3	4,563E+04	1,408E+03	2,447E+04	1,116E+09	3,444E+07	
BSR_4	4,233E+03	2,566E+02	1,430E+03	6,055E+06	3,670E+05	
BSR_5	8,747E+02	5,056E+01	1,902E+03	1,664E+06	9,618E+04	
BSR_6	1,087E+02	6,203E+00	2,450E+03	2,663E+05	1,520E+04	
BSR_7	8,885E+00	5,155E-01	2,888E+03	2,566E+04	1,489E+03	
BSR_8	1,665E-01	1,078E-02	3,544E+04	5,902E+03	3,819E+02	
BSR_9	2,646E-02	1,511E-03	3,411E+04	9,026E+02	5,152E+01	
BSR_10	1,249E-02	6,931E-04	4,945E+04	6,176E+02	3,427E+01	
BSR_11	1,013E-02	5,410E-04	5,347E+04	5,415E+02	2,893E+01	
BSR_12	1,938E-03	1,163E-04	1,337E+05	2,592E+02	1,555E+01	
BSR_13	4,309E-05	3,475E-06	1,585E+05	6,831E+00	5,508E-01	
BSR_14	6,266E-06	5,773E-07	1,953E+05	1,224E+00	1,127E-01	
BSR_15	1,122E-06	1,132E-07	1,919E+05	2,153E-01	2,173E-02	
BSR			9,084E+05	3,745E+09	1,086E+08	RNV_8
TBSR_1	4,110E-03	4,454E-04	6,717E+01	2,761E-01	2,992E-02	
TBSR_2	3,628E-03	2,641E-04	5,163E+01	1,873E-01	1,364E-02	
TBSR_3	5,158E-04	3,467E-05	8,015E+01	4,134E-02	2,779E-03	
TBSR_4	3,170E-04	1,890E-05	9,248E+01	2,932E-02	1,748E-03	
TBSR_5	8,095E-05	5,624E-06	1,048E+02	8,484E-03	5,895E-04	
TBSR_6	7,420E-06	1,061E-06	1,171E+02	8,692E-04	1,243E-04	
TBSR_7	2,015E-06	4,183E-07	1,295E+02	2,609E-04	5,416E-05	
TBSR_8	6,715E-07	2,206E-07	1,418E+02	9,522E-05	3,128E-05	
TBSR			7,847E+02	5,437E-01	4,888E-02	RNV_4
Spolu				1,213E+17	9,899E+14	

Tab. 4.2 Zoznam materiálových vrstiev vo výpočtoch aktivácie pre JE V2.

Kód vrstvy	Popis materiálovej vrstvy
Plech_KAZ	Hranený plech osadený na vnútornej stene plášťa koša AZ, hrúbka 8 mm
KAZ_1	Plášť koša AZ; vnútorná radiálna vrstva s hrúbkou 17,5 mm
KAZ_2	Plášť koša AZ; vonkajšia radiálna vrstva s hrúbkou 17,5 mm
Dno_KAZ	Dno koša AZ; výška 30 cm
NV_1	Nosný valec; vnútorná radiálna vrstva s hrúbkou 30 mm
NV_2	Nosný valec; vonkajšia radiálna vrstva s hrúbkou 30 mm
NAV_A	Vnútorný austenitický návar TNR s hrúbkou 6 mm
NAV_S	Vnútorný silový návar TNR s hrúbkou 3 mm
TNR_1	Základný materiál TNR; 1. vnútorná radiálna vrstva s hrúbkou 35 mm
TNR_2	Základný materiál TNR; 2. radiálna vrstva s hrúbkou 35 mm
TNR_3	Základný materiál TNR; 3. radiálna vrstva s hrúbkou 35 mm
TNR_4	Základný materiál TNR; 4. vonkajšia radiálna vrstva s hrúbkou 35 mm
OKTI_1	Oceľová konštrukcia tepelnej izolácie; vnútorný plášť s hrúbkou 3 mm
TI_1	Tepelná izolácia TNR; vnútorná radiálna vrstva s hrúbkou 43,5 mm
TI_2	Tepelná izolácia TNR; vonkajšia radiálna vrstva s hrúbkou 43,5 mm
OKTI_2	Oceľová konštrukcia tepelnej izolácie; vonkajší plášť s hrúbkou 3 mm
OKSO_1	Oceľová konštrukcia suchej biologickej ochrany; vnútorný plášť s hrúbkou 12 mm
SO_1	Suchá biologická ochrana; 1. vnútorná radiálna vrstva s hrúbkou 168,75 mm
SO_2	Suchá biologická ochrana; 2. radiálna vrstva s hrúbkou 168,75 mm
SO_3	Suchá biologická ochrana; 3. radiálna vrstva s hrúbkou 168,75 mm
SO_4	Suchá biologická ochrana; 4. vonkajšia radiálna vrstva s hrúbkou 168,75 mm
OKSO_2	Oceľová konštrukcia suchej biologickej ochrany; vonkajší plášť s hrúbkou 12 mm
NAV_B	Výstelka betónovej šachty reaktora s hrúbkou 12 mm
ZAZ_B	Zásypná zmes v opornom ráme betónovej šachte reaktora s hmotnosťou 790 kg
BSR_1	Betónová šachta reaktora; 1. vnútorná radiálna vrstva s hrúbkou 50 mm
BSR_2	Betónová šachta reaktora; 2. radiálna vrstva s hrúbkou 100 mm
BSR_3	Betónová šachta reaktora; 3. radiálna vrstva s hrúbkou 150 mm
BSR_4	Betónová šachta reaktora; 4. radiálna vrstva s hrúbkou 200 mm
BSR_5	Betónová šachta reaktora; 5. radiálna vrstva s hrúbkou 250 mm
BSR_6	Betónová šachta reaktora; 6. radiálna vrstva s hrúbkou 300 mm
BSR_7	Betónová šachta reaktora; 7. radiálna vrstva s hrúbkou 328 mm
BSR_8	Betónová šachta reaktora; 8. radiálna vrstva s hrúbkou 750 mm
BSR_9	Betónová šachta reaktora; 9. radiálna vrstva s hrúbkou 750 mm
BSR_10	Betónová šachta reaktora; 10. radiálna vrstva s hrúbkou 1000 mm
BSR_11	Betónová šachta reaktora; 11. radiálna vrstva s hrúbkou 1000 mm
BSR_12	Betónová šachta reaktora; 12. radiálna vrstva s hrúbkou 1000 mm
BSR_13	Betónová šachta reaktora; 13. radiálna vrstva s hrúbkou 1000 mm
BSR_14	Betónová šachta reaktora; 14. radiálna vrstva s hrúbkou 1000 mm
BSR_15	Betónová šachta reaktora; 15. vonkajšia radiálna vrstva s hrúbkou 1000 mm
TBSR_1	Tienenie z uhlíkovej ocele v BŠR, radiálna vrstva s hrúbkou 6 mm a výškou 1037 mm
TBSR_2	Tienenie z uhlíkovej ocele v BŠR, radiálna vrstva s hrúbkou 744 mm a výškou 6 mm
TBSR_3	Tienenie z uhlíkovej ocele v BŠR, radiálna vrstva s hrúbkou 1000 mm a výškou 6 mm
TBSR_4	Tienenie z uhlíkovej ocele v BŠR, radiálna vrstva s hrúbkou 1000 mm a výškou 6 mm
TBSR_5	Tienenie z uhlíkovej ocele v BŠR, radiálna vrstva s hrúbkou 1000 mm a výškou 6 mm
TBSR_6	Tienenie z uhlíkovej ocele v BŠR, radiálna vrstva s hrúbkou 1000 mm a výškou 6 mm
TBSR_7	Tienenie z uhlíkovej ocele v BŠR, radiálna vrstva s hrúbkou 1000 mm a výškou 6 mm
TBSR_8	Tienenie z uhlíkovej ocele v BŠR, radiálna vrstva s hrúbkou 1000 mm a výškou 6 mm

Tab. 4.3 Zoznam RNV vo výpočtoch aktivácie pomocou MCNP pre materiály JE V2.

Kód RNV	Popis RNV
RNV_1	Vnútorné časti reaktora (KAZ a nosný valec) a oblicovka betónovej šachty reaktora
RNV_2	Vnútorný návar TNR
RNV_3	Základný materiál TNR,
RNV_4	Uhlíkové ocele vonkajších tienení TNR a tienenie v BŠR
RNV_5	Tepelná izolácia TNR
RNV_6	Serpentinitový betón (suchá biologická ochrana)

Kód RNV	Popis RNV
RNV_7	Zásypná zmes v opornom ráme BŠR
RNV_8	Štandardný betón šachty reaktora v oblasti AZ

Tab. 4.4 Zastúpenie rádionuklidov v RNV z výpočtov MCNP pre materiály JE V2 po 11 rokoch od odstavenia reaktora, začiatok 2. etapy vyrad'ovania pri okamžitej demontáži (aktívne objekty), (13.10.2056).

Nuklid	RNV_1	RNV_2	RNV_3	RNV_4	RNV_5	RNV_6	RNV_7	RNV_8
1-H-3					6,48E-03	1,44E-02	2,25E-04	7,55E-04
6-C-14	1,06E-01	2,28E-06	1,90E-05	5,17E-05	4,64E-02	3,43E-04	8,94E-04	8,33E+01
11-Na-22						3,38E-05		3,55E-03
13-Al-26					7,09E-07	1,61E-05	4,36E-07	4,15E-06
17-Cl-36						1,55E-01		
20-Ca-41					3,04E-03	7,21E+00	4,53E-03	1,20E+00
20-Ca-45					1,10E-08	2,87E-05	1,02E-06	4,76E-06
25-Mn-54	2,59E-03	1,35E-03	1,90E-02	3,85E-02	2,38E-02	5,61E-03	2,66E-05	2,13E-04
26-Fe-55	2,17E+01	1,93E+01	6,54E+01	9,98E+01	5,76E+01	9,26E+01	9,91E+01	5,57E+00
27-Co-60	2,23E+01	1,83E+01	2,88E+01		2,21E+01		6,76E-03	9,28E-01
28-Ni-59	5,35E-01	5,90E-01	5,58E-02		2,14E-01		1,09E-02	
28-Ni-63	5,53E+01	6,17E+01	5,57E+00		2,01E+01		8,61E-01	
41-Nb-94	6,41E-03	8,22E-02	5,06E-02	2,67E-05	3,80E-06			
42-Mo-93	1,25E-06		4,23E-02	1,62E-01	1,26E-02			
55-Cs-134								2,64E-02
58-Ce-139								2,48E-12
62-Sm-145								2,29E-07
62-Sm-151								5,58E-02
63-Eu-150								6,06E-06
63-Eu-152								8,54E+00
63-Eu-154								3,64E-01
63-Eu-155								3,76E-07

Časový priebeh indukovanej aktivity počas prevádzky bol stanovený od začiatku 1. kampane 20.8.1984 až po ukončenie 61. kampane 5.10.2045, pričom bola hodnota indukovanej aktivity vypočítaná a zobrazená na **Obr. 4.4** pre:

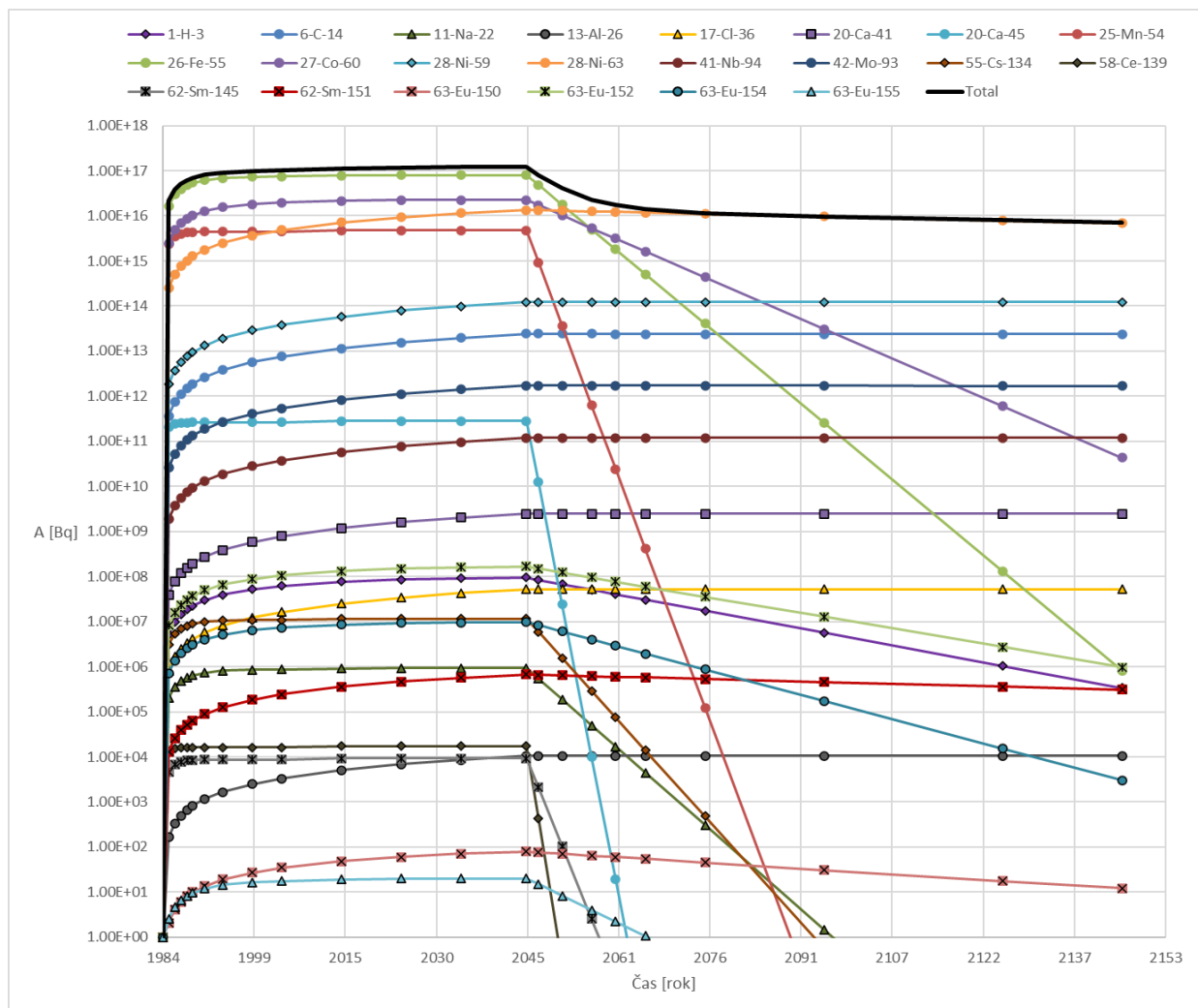
- Dobu prevádzky po 1., 2., 3., 4., 5., 7., 10., 15., 20., 30., 40., 50. a 60. roku prevádzky.
- Dobu po ukončení plánovanej 60-ročnej prevádzke v rokoch 2047, 2051, 2056, 2060, 2065, 2075, 2095, 2125 a 2145. To znamená po 2, 6, 11, 15, 30, 50, 80 a po 100 rokoch od ukončenia prevádzky v roku 2045.

Časové úseky poklesu indukovanej aktivity od ukončenia 60-ročnej komerčnej prevádzky reaktorov (1985-2045 a 1987-2047) sú v súlade s predpokladmi koncepčného plánu vyrad'ovania JE V2 [15], dokument pre variant okamžitej ako aj odloženej demontáže, v ktorých sú uvažované nasledovné míľniky:

- 2045 - odstavenie 3. bloku EBO,
- 2047 - odstavenie 4. bloku EBO,
- 2048 - koniec dochladzovania paliva 3. bloku EBO v BSVP,
- 2050 - koniec dochladzovania paliva 4. bloku EBO v BSVP,
- 2051 - začiatok 1. etapy vyrad'ovania (neaktívne objekty) EBO34,
- 2056 - začiatok 2. etapy vyrad'ovania pri okamžitej demontáži (aktívne objekty) EBO34),
- 2060 až 2090 – etapa 30 r ochranného uloženia EBO34,
- 2090 - začiatok 3. etapy vyrad'ovania pri odloženej demontáži po 30 rokoch, ochranného uloženia EBO34.

V každom type materiálu reaktora JE V2, či už je to oceľ, tepelná izolácia alebo betón, sa aktivujú rôzne nuklidy podľa obsahu nečistôt v danom materiáli. Z každého typu materiálu sú vybrané tie časti komponentov reaktora na úrovni AZ, ktoré reprezentujú najvyššiu hodnotu indukovanej aktivity daného typu materiálu v čase ukončenia prevádzky a sú to nasledovné časti:

- Kôš aktívnej zóny (označenie KAZ v **Tab. 4.1**) – nehrdzavejúca oceľ typu 08Ch18N10T s indukovanou aktivitou $9,517E+16$ Bq (2045) s príslušným RNV_1,
- Vnútrotný návar TNR (označenie NAV v **Tab. 4.1**) – nehrdzavejúca oceľ tvorená najmä materiálom typu Sv 08Ch19N10G2B (austenitický návar), ale aj Sv 07Ch25N13 (silový návar) s celkovou indukovanou aktivitou $4,978E+14$ Bq (2045) s príslušným RNV_2,
- Základný materiál TNR (označenie TNR v **Tab. 4.1**) – uhlíková oceľ s označením 15Ch2MFA s indukovanou aktivitou $8,172E+14$ Bq (2045) s príslušným RNV_3,
- Oceľová konštrukcia tepelnej izolácie (označenie OKTI_1 v **Tab. 4.1**) – uhlíková oceľ triedy 11 s indukovanou aktivitou $2,609E+12$ Bq s príslušným RNV_4,
- Tepelná izolácia TNR (označenie TI v **Tab. 4.1**) – zmes oceľových fólií a sklenej izolácie s indukovanou aktivitou $8,752E+12$ Bq (2045) s príslušným RNV_5,
- Serpentinový betón suchej biologickej ochrany (označenie SO v **Tab. 4.1**) – betón s hustotou $2,16$ g/cm³ s indukovanou aktivitou $8,012E+11$ Bq (2045) s príslušným RNV_6,
- Zásypná zmes v opornom ráme BŠR (označenie ZAZ_B v **Tab. 4.1**) – zmes liatinovej drviný, serpentinového piesku a karbidu bóru, s indukovanou aktivitou $3,157E+11$ Bq (2045) s príslušným RNV_7,
- Štandardný betón aktivovanej časti betónovej šachty reaktora (označenie BŠR v **Tab. 4.1**) – betón s hustotou $2,3$ g/cm³ a indukovanou aktivitou $3,745E+09$ Bq (2045) s príslušným RNV_8,



Obr. 4.4 Časový priebeh celkovej indukovanej aktivity materiálov JE V2 na úrovni výšky AZ počas 60-ročnej prevádzky a po jej ukončení.

Celková indukovaná aktivita komponentov na úrovni výšky AZ po 20-tich rokoch prevádzky dosahuje rádovo $1,03E+17$ Bq, čo predstavuje viac ako 85,3% z celkovej hodnoty $1,213E+17$ Bq v čase predpokladaného ukončenia prevádzky v roku 2045 po 60-tich rokoch. V čase ukončenia prevádzky a prvých 10 rokov po konečnom odstavení reaktora je celkový inventár aktivity komponentov na úrovni výšky AZ daný príspevkom hlavne Fe-55 a Co-60. Neskôr, od roku 2060, inventár indukovanej aktivity kopíruje časový priebeh nuklidu Ni-63.

V oceľových materiáloch dominujú nuklidy Fe-55, Co-60, Ni-63 a Ni-59, ktoré sú doplnené významným zastúpením aj Nb-94 v prípade vnútorného návaru TNR a základného materiálu TNR. U tepelnej izolácie sú okrem dominantných nuklidov Fe-55, Co-60, Ni-63 a Ni-59 zastúpené aj nuklidy C-14, Mo-93 a Ca-41, ktorých podiel v inventári je významnejší cca po 30 rokoch od ukončenia prevádzky.

Indukovaná aktivita serpentinitového betónu suchej biologickej ochrany je tvorená najmä príspevkami krátko-žijúcich nuklidov Fe-55, Ca-45 a Mn-54 a neskôr príspevkami dlho-žijúcich nuklidov Ca-41, Cl-36 a H-3. V štandardnom betóne betónovej šachty reaktora zo začiatku rovnako dominuje Fe-55, Ca-45, ale aj C-14 a Eu-152. Zastúpené sú však aj nuklidy Co-60 a Ca-41.

Indukovaná aktivita zäsypanej zmesi, ako zmesi hlavne liatinovej drviny a serpentinitového piesku, má vo svojom rádionuklidovom zložení nuklidy významné v oceliach (Fe-55, Ni-63, Ni-59 a Co-60), ale aj nuklidy serpentinitových betónov ako sú Ca-41 a C-14.

Na základe prehľadu výpočtov a stanovenými hodnotami pre výškovú úroveň AZ, 3. bloku EBO, dostávame, že podiel indukovanej aktivity nadobudnutej vo výške AZ predstavuje približne 92% hodnoty indukovanej aktivity celého bloku. Porovnanie bolo vykonané s výpočtami realizovanými na JE Paks, nakoľko predstavujú najbližší typ výpočtov k tým, ktoré boli vykonané v tejto práci. Zároveň vidíme rádovú zhodu hodnôt indukovanej aktivity komponentov KAZ a TNR s výpočtami pre JE Metsamor, [16], a rádovú zhodu pri komponentoch KAZ, TNR návar, TNR a BŠR s výpočtami pre JE V1, [17]. Celkový inventár aktivácie bol pri JE Loviisa a JE V1, (VVER-440/V-230), výrazne navýšený kvôli použitým tieniacim kazetám v periférii AZ. Pri 3. bloku EBO, (VVER-440/V-213), na základe prevádzkovej histórie, tieniace kazety použité neboli.

V prípade BŠR bolo na základe uvoľňovaných úrovní v zákone č. 87/2018 o radiačnej ochrane a o zmene a doplnení niektorých zákonov, [18], overené že, už v čase odstavenia reaktora je betón, ktorý je vo väčšej vzdialenosti ako 362 cm od osi AZ, t.j. od vrstvy BŠR_5 označenej v **Tab. 4.2**, uvoľniteľný do životného prostredia. Zároveň bolo overené, že betón vo vrstve BŠR_4, označené v **Tab. 4.2** nie je uvoľniteľný ani po 11. rokoch od odstavenia reaktora, v čase začiatku 2. etapy vyradovania pri okamžitej demontáži. Celková hrúbka betónu od vrstvy BŠR_1 až BŠR_4 je 50cm.

Pri porovnaní limitných hodnôt rádionuklidov limitovaných na RÚ RAO s aktivitou rádionuklidov jednotlivých komponentov dostávame, že najdôležitejšie dcérske nuklidy sú:

- v oceľových komponentoch: Ni-59, Ni-63 a Nb-94,
- v betónových komponentoch: H-3, C-14, Ca-41, Sm-151.

4.4. Citlivostné analýzy vplyvu zastúpenia vybraných prvkov v konštrukčných materiáloch EBO3

Po výpočte indukovanej aktivity v jednotlivých konštrukčných materiáloch 3. bloku EBO bolo pristúpené k citlivostným analýzám vplyvu zastúpenia vybraných prvkov. Citlivostné analýzy boli vykonané nakoľko neboli známe presné chemické zloženia jednotlivých materiálov, respektíve materiálové normy pre jednotlivé prímiesne prvky v daných komponentoch udávajú intervaly maximálnych, minimálnych povolených úrovní.

Zmena zastúpenia materského nuklidu sa prejavila zmenou zastúpenia nuklidov vyskytujúcimi sa v jednotlivých rádio-nuklidových vektoroch, **Tab. 4.3**. Zastúpenie bolo vždy zmenené dvojnásobne vyššie respektíve nižšie oproti hodnotám, ktoré boli použité v pôvodných výpočtoch indukovanej aktivity. Zmena bola vykonaná vždy iba pri jednom prvku, pričom bolo uvažované aj s následnou zmenou hustoty daného materiálu vo výpočtovom modeli.

Na základe výsledkov citlivostných analýz prímiesných prvkov je možné vzhľadom na ich nízke zastúpenie v pôvodnom materiáli, vysoký vplyv na RNV a relatívne veľký polčas premeny s ohľadom na začiatok 2. etapy vyradovania pri okamžitej demontáži konštatovať nasledujúce závery:

- násobná zmena zastúpenia prímiesných prvkov v jednotlivých materiáloch viedla k odchýlke podobného stupňa,

- v oceľových komponentoch sú najdôležitejšie prvky 27-Co, 28-Ni, 41-Nb a 42-Mo,
- v serpentinitovom betóne najmä 17-Cl, 20-Ca,
- v zásypnej zmesi 28-Ni,
- v betóne BŠR 6-C, 20-Ca, 27-Co, 55-Cs a 63-Eu.

Presné chemické zloženie spomenutých prímiesnych prvkov v daných materiáloch reaktora predstavuje z pohľadu stanovenia indukovanej aktivity a následného vyradovania, kritický výpočtový parameter.

5. Verifikácia výpočtov aktivácie 3. bloku EBO

Pre verifikáciu výpočtov aktivácie vnútro-reaktorových komponentov VVER-440/V213 JE V2 bol zvolený výpočet aktivácie komponentov VVER-440/V213 JE Paks, realizovaný Ústavom jadrovej techniky, Technickej univerzity Budapešť (NTI BME Budapest). Pracovisko má dlhoročné skúsenosti s výpočtovým stanovením inventára indukovaných aktivít pre reaktory typu VVER-440.

Pre výpočet neutrónového poľa vo vonkajších konštrukčných komponentoch TNR (betónové konštrukčné časti) bol použitý trojrozmerný deterministický kód TORT, založený na metóde diskretných súradníc. Výpočet neutrónového poľa vnútri TNR bol realizovaný stochastickým transportným kódom MCNP. Kód TORT bol aplikovaný pre potreby riešenia transportu neutrónov vo vzdialených regiónoch modelu, („*deep penetration*“), aj keď neumožňuje geometrické modelovanie na takej úrovni komplexnosti ako kód MCNP, ktorý bol použitý na precízny výpočet neutrónového poľa vo vnútri TNR. Výpočet časových priebehov indukovanej aktivity t.j. aktivačných a rozpadových kriviek bol vykonaný modulom ORIGEN, ktorý je súčasťou výpočtového systému SCALE. Výpočtový model VVER-440/V213 JE Paks pozostával z vnútro-reaktorových komponentov (AZ, kôš AZ, šachta reaktora, dno šachty, tlaková nádoba reaktora, blok ochranných rúr) a vonkajších častí reaktora (tepelná izolácia valcovej časti reaktora, oporný rám, suchá biologická ochrana, betónová šachta reaktora). Pre výpočet priestorového rozloženia hustoty toku neutrónov a aktivácie bola vykonaná segmentácia (radiálna, azimutálna a axiálna) vnútro-reaktorových a mimo-reaktorových komponentov reaktora. Geometrické a materiálové charakteristiky použité pri výpočtoch VVER-440/V213 JE Paks možno považovať za identické s VVER-440/V213 JE V2.

Vzhľadom na rovnaké materiálové charakteristiky analyzovaných vnútro-reaktorových častí VVER-440/V213 JE V2 a JE Paks boli za účelom verifikácie porovnané vypočítané hmotnostné aktivity vnútro-reaktorových komponentov (kôš AZ, nosný valec, návar a základný materiál TNR), na úrovni výšky aktívnej zóny reaktora. V **Tab. 5.1** sú porovnané hodnoty hmotnostných aktivít vybraných vnútro-reaktorových častí JE V2 v čase 50. rokoch prevádzky z plánovanej 60. ročnej doby prevádzky a JE Paks po ukončení 50 ročnej prevádzky (dáta pre 60 ročnú prevádzku neboli dostupné). Môžeme však s dostatočnou presnosťou predpokladať, že rozdiel medzi saturovanými aktivitami po 60-tich rokoch prevádzky JE V2 a 50 rokoch u JE Paks, bude minimálny.

Tab. 5.1 Porovnanie vypočítaných hmotnostných aktivít vybraných vnútro-reaktorových komponentov JE V2 a JE Paks [19], [20].

Komponent	Hmotnostná aktivita (Bq/g)	
	JE V2	JE Paks
KAZ	4,16E+09	4,49E+09
NV	1,61E+09	1,43E+09
NAV	1,91E+08	1,96E+08
TNR	2,05E+07	2,12E+07

Z porovnania hodnôt, získaných MCNP výpočtom, vyplýva vysoká miera korelácie medzi vypočítanými hodnotami hmotnostných aktivít vnútro-reaktorových častí pre JE V2 a JE Paks, pretože rozdiely medzi hodnotami sú na úrovni 2,36% – 11%. V prípade mimo-reaktorových komponentov (tepelná izolácia, suchá biologická ochrana, betónová šachta reaktora), vypočítané hodnoty hmotnostných aktivít neboli porovnávané, vzhľadom na rozdielne materiálové charakteristiky betónových častí reaktora JE V2 a JE Paks, ako aj s ohľadom na veľké neurčitosti vo vstupných dátach. Týmto môžeme považovať verifikáciu výpočtov aktivácie, v rozsahu vnútro-reaktorových komponentov VVER-440/V213, za úspešnú.

6. Validácia výpočtov aktivácie 3. bloku EBO

6.1. Gamaspektrometrické merania odobratých vzoriek betónov EMO2

Na základe dostupnosti vzoriek materiálu betónu, betónovej šachty 2. bloku reaktora JE EMO boli vykonané merania týchto vzoriek za účelom validácie vypočítaných hodnôt pre BŠR. Analyzované boli 4 ks jadrových vrto:

- A201/2 č.1,
 - Čistý betón
- A201/2 č.2,
 - Betón s oceľovou výstužou – 2 ks oceľovej výstuže priemeru cca 20 mm
 - 1. Prechádza zhruba stredom vzorky v axiálnom aj radiálnom smere kolmo na jej axiálnu os.
 - 2. Prechádza zhruba stredom vzorky v axiálnom smere kolmo na jej os, ale nachádza sa na povrchu vzorky tak, že s výstužou č. 1 zvierá pravý uhol. V samotnej vzorke sa nachádza iba malá časť výstuže, pričom os výstuže sa nachádza v rovine dotýkajúcej sa povrchu vzorky.
- A002/2 č.1,
 - Čistý betón, zlomený na 2 časti, počas merania zlepený lepiacou páskou.
- A002/2 č.2,
 - Čistý betón zlomený na 2 časti, počas merania zlepený lepiacou páskou.

Parametre jednotlivých vzoriek BŠR sú uvedené v **Tab. 6.1**.

Tab. 6.1 Parametre vzoriek betónu BŠR 2. bloku JE EMO12.

Vzorka	Popis	h [cm]	d [cm]	m [g]	V [cm ³]	ρ [g/cm ³]
A201/2 č. 1	bez výstuhy	31	9,4	4832	2151,33	2,25
A201/2 č. 2	s výstuhou	21	9,4	3416	1457,35	2,34
A002/2 č. 1	bez výstuhy	25,5	9,4	4050	1769,64	2,28
A002/2 č. 2	bez výstuhy	20	9,4	3216	1387,95	2,32

Na spektroskopické meranie vybraných vzoriek bola použitá meracia aparátúra, ktorá na základe [21] pozostávala z:

- koaxiálneho germániového detektora, P-typ GC3020,
- kryostatu, model 7500SL-0,
- predzosilňovača, model 2002CLS-10,
- mnohokanálového analyzátora LYNX-MCA,
- oloveného tienenia LS1116 (komora na meranie nízkych aktivít).

Ďalej bol použitý spektroskopický software Genie 2000 od spoločnosti Canberra, ktorý zahŕňa komplexnú sadu funkcií na získanie a analyzovanie spektier z mnohokanálových analyzátorov.

Merané vzorky boli umiestnené na držiaku z dreva symetricky na os detektora pričom os vzorky a os detektora boli na seba kolmé. Vzďialenosť medzi vzorkou a koncovým bodom detektora bola 1 cm. Všetky merania boli realizované v trvaní 22 hodín. V tejto geometrii bolo vykonaných 6 meraní:

- 1 meranie pozadia,
- 3 x 1 meranie vzoriek bez výstuže,
- 2 x 1 meranie vzorky s výstužou, 1 meranie s výstužou bližšie ku detektoru, 1 meranie s výstužou vzdialenejšou od detektora.

Energetická kalibrácia bola vykonaná použitím prírodných rádionuklidov rozpadového radu U-238, Th-232 a rádionuklidov K-40 a Cs-137. Účinnosť kalibrácia bola vykonaná v SW Geometry Composer pre každú vzorku samostatne. Výsledky meraní sú zobrazené v **Tab. 6.2** až **Tab. 6.4**. Aktivita jednotlivých meraných vzoriek dosahovala pre niektoré prvky hodnoty porovnateľné s úrovňou merania prirodzeného pozadia, preto dochádzalo aj

k záporným nameraným údajom. Namerané údaje zároveň v mnohých prípadoch dosahovali úrovne minimálnych detekovateľných aktivít (MDA) danej meracej aparatúry.

Tab. 6.2 Namerané údaje pre vzorku A201/2 č.1.

Nuklid	Aktivita [Bq/g]	Neistota [Bq/g]	MDA [Bq/g]	Uvoľňovacia úroveň
				Aktivita [Bq/g]
K-40	1,86E-01	6,77E-03	8,83E-04	1,00E+01
Fe-59	1,28E-03	1,07E-04	2,78E-04	1,00E+00
Co-60	2,12E-02	4,48E-04	1,10E-04	1,00E-01
Zn-65	3,15E-04	9,98E-05	2,85E-04	1,00E-01
Cs-134	6,75E-03	1,48E-04	1,99E-04	1,00E-01
Cs-137	-7,71E-04	1,11E-04	2,26E-04	1,00E-01
Eu-152	4,78E-02	6,28E-04	4,41E-04	1,00E-01
Eu-154	4,41E-03	1,90E-04	4,18E-04	1,00E-01
Ra-226	1,65E-02	3,65E-03	8,80E-03	3,00E-02
Ac-228	6,68E-03	2,95E-04	7,34E-04	1,00E+01

Tab. 6.3 Namerané údaje pre vzorku A201/2 č.2, kolmo na materiál betónu.

Nuklid	Aktivita [Bq/g]	Neistota [Bq/g]	MDA [Bq/g]	Uvoľňovacia úroveň
				Aktivita [Bq/g]
K-40	1,76E-01	6,87E-03	7,27E-04	1,00E+01
Fe-59	3,68E-04	7,00E-05	2,15E-04	1,00E-01
Co-60	3,61E-04	7,78E-05	9,69E-05	1,00E+00
Cs-134	5,44E-04	4,61E-05	1,22E-04	1,00E-01
Cs-137	-7,56E-04	8,19E-05	1,31E-04	1,00E-01
Eu-152	2,42E-03	1,22E-04	3,23E-04	1,00E-01
Ra-226	6,41E-03	2,39E-04	5,84E-03	1,00E+01
Ac-228	1,86E-02	2,90E-03	5,84E-03	1,00E+01

Tab. 6.4 Namerané údaje pre vzorku A201/2 č.2, kolmo na materiál oceľovej výstuhy.

Nuklid	Aktivita [Bq/g]	Neistota [Bq/g]	MDA [Bq/g]	Uvoľňovacia úroveň
				Aktivita [Bq/g]
K-40	1,51E-01	5,94E-03	6,91E-04	1,00E+01
Mn-54	3,58E-04	5,82E-05	1,14E-04	1,00E-01
Fe-59	1,02E-03	8,68E-05	2,31E-04	1,00E+00
Co-60	4,52E-03	1,14E-04	1,03E-04	1,00E-01
Cs-134	3,62E-04	3,88E-05	1,08E-04	1,00E-01
Cs-137	-7,28E-04	8,38E-05	1,32E-04	1,00E-01
Eu-152	1,95E-03	1,12E-04	3,68E-04	1,00E-01
Ra-226	1,65E-02	3,10E-03	6,15E-03	3,00E-02
Ac-228	5,53E-03	2,09E-04	4,20E-04	1,00E+01

V **Tab. 6.5** sú zobrazené iba výsledky výpočtu indukovanej aktivity v betóne BŠR v miestach odberov vzoriek A201/2 č. 1 a A201/2 č. 2 nakoľko výpočtový model bol vytvorený na výškovej úrovni aktívnej zóny.

Tab. 6.5 Výsledky výpočtu indukovanej aktivity v mieste odberu vzorky A201/2 č. 1 a A201/2 č. 2 prepočítané k času vykonania meraní t.j. 09/2021.

Nuklid	A201/2 č. 1		A201/2 č. 2		Uvoľňovacia úroveň
	Hmotnostná aktivita [Bq/g]	Neistota [Bq/g]	Hmotnostná aktivita [Bq/g]	Neistota [Bq/g]	Aktivita [Bq/g]
1-H-3	2,37E-14	2,18E-15	3,82E-11	2,04E-12	1,00E+02
6-C-14	9,44E-10	8,69E-11	1,52E-06	8,13E-08	1,00E+00
11-Na-22	0,00E+00	0,00E+00	3,19E-13	2,74E-13	1,00E-01
13-Al-26	0,00E+00	0,00E+00	6,36E-18	5,68E-18	1,00E+01
20-Ca-41	1,36E-11	1,25E-12	2,20E-08	1,17E-09	2,00E+01
20-Ca-45	2,58E-09	2,37E-10	4,16E-06	2,22E-07	1,00E+02
25-Mn-54	1,97E-12	4,49E-13	8,71E-09	1,25E-09	1,00E-01
26-Fe-55	1,70E-09	1,57E-10	2,75E-06	1,47E-07	1,00E+03
27-Co-60	6,59E-11	6,16E-12	1,07E-07	5,74E-09	1,00E-01
55-Cs-134	1,18E-11	1,20E-12	1,95E-08	1,07E-09	1,00E-01
58-Ce-139	1,15E-14	1,13E-15	1,99E-11	1,55E-12	1,00E+00
62-Sm-145	1,50E-14	1,39E-15	2,44E-11	1,30E-12	1,00E+02
62-Sm-151	6,18E-13	5,90E-14	1,01E-09	5,43E-11	1,00E+03
63-Eu-150	5,81E-20	4,57E-20	8,16E-15	4,95E-15	1,00E+01
63-Eu-152	2,45E-10	2,26E-11	3,95E-07	2,11E-08	1,00E-01
63-Eu-154	1,24E-11	1,18E-12	2,02E-08	1,09E-09	1,00E-01
63-Eu-155	4,17E-26	3,72E-28	7,91E-20	2,28E-22	1,00E+00

Na základe nameraných údajov z dostupných materiálových vzoriek BŠR nie je možná relevantná validácia s údajmi získanými z výpočtu nakoľko sa ukázalo a zároveň aj potvrdilo, že materiál betónu v takejto vzdialenosti od osi AZ je možné aj na základe porovnania s uvoľňovacími úrovňami, [18], prehlásiť za uvoľniteľný do životného prostredia, nakoľko aktivácia je na veľmi nízkej úrovni. Dôležitým faktorom pri vzorkách s takto nízkou úrovňou aktivity a ich umiestnením v blízkosti bazénu skladovania vyhoreného jadrového paliva (BSVP) môže byť prípadná kontaminácia pri únikoch vôd z BSVP ako aj vplyv neutrónov z kaziet v BSVP.

6.1. Geoanalytické meranie zloženia odobratých vzoriek betónov EMO2 (Štátny geologický ústav Dionýza Štúra)

Chemické zloženie betónu BŠR s daným obsahom prímiesí, ktoré bolo použité pri výpočte indukovanej aktivity predstavuje iba predpoklad skutočného zloženia betónu použitého na BŠR 3. bloku EBO. Nakoľko zloženie betónu BŠR nie je obmedzené žiadnym smernicovým zložením a v zdrojový dokumentoch sa vyskytovali značné rozdiely, bolo prístupné k vykonaniu prvkovej analýzy dostupných vzoriek betónu BŠR 2. bloku EMO. Gamaspektrometrické merania týchto vzoriek ukázali, že sú veľmi nízko aktívne až neaktívne, vzhľadom na vzdialenosť, v ktorej boli odobrané, preto je možné ich použiť z pohľadu verifikácie zdrojového zloženia betónu pre výpočet indukovanej aktivity. Keďže ÚJFI FEI STU nemá potrebnú aparatúru pre vykonanie prvkovej analýzy zloženia betónu BŠR 2. bloku EMO, boli tieto vzorky zaslané do Štátneho geodetického ústavu Dionýza Štúra (SGUDS). V **Tab. 6.6** je zobrazené porovnanie výsledných hodnôt prvkovej analýzy a hodnôt uvažovaných vo výpočte. Výsledky prvkovej analýzy ukázali správnosť výberu zastúpenia najdôležitejších prvkov z pohľadu aktivácie na úrovni daného rádu pre: Ca, Co a Eu. Vo väčšine ostatných prvkov bola dosiahnutá taktiež rádová zhoda. Výsledné hodnoty indukovanej aktivity pre betón BŠR nie je potrebné prepočítavať aj napriek rozdielom pri jednotlivých prvkoch nakoľko citlivostné analýzy zastúpenia prímiesných prvkov ukázali v podstate lineárnu závislosť medzi zmenou zastúpenia daného prvku a indukovanou aktivitou.

Tab. 6.6 porovnanie výsledných hodnôt prvkovej analýzy betónu BŠR 2. bloku EMO a hodnôt uvažovaných vo výpočte.

Chemický prvok	Podiel prvku [% hm.]		Rozdiel vzhľadom na hodnoty uvažované v modeli [%]
	Analýza SGUDS	Hodnoty použité v modeli	
H	6,19E-01	3,50E-01	-4,34E+01
C	7,64E-01	2,50E+00	2,27E+02
N	2,98E-02	2,00E-01	5,72E+02
O	5,05E+01	4,81E+01	-4,80E+00
Na	5,15E-01	1,34E+00	1,60E+02
Mg	5,74E-01	1,70E-01	-7,04E+01
Al	2,30E+00	3,85E+00	6,71E+01
Si	3,41E+01	3,24E+01	-4,91E+00
P	2,60E-02	3,00E-02	1,55E+01
S	1,11E-01	2,20E-01	9,78E+01
K	1,28E+00	1,35E+00	5,11E+00
Ca	8,15E+00	8,30E+00	1,83E+00
Ti	8,29E-02	6,00E-02	-2,77E+01
V	2,40E-03	8,87E-04	-6,30E+01
Cr	7,80E-03	8,54E-04	-8,91E+01
Mn	5,38E-02	2,00E-02	-6,28E+01
Fe	8,25E-01	1,13E+00	3,69E+01
Co	1,00E-04	1,52E-04	5,20E+01
Ni	1,30E-03	-	
Zn	3,00E-03	-	
Sb	5,00E-05	1,95E-05	-6,10E+01
Cs	3,00E-04	5,30E-05	-8,23E+01
Ba	5,39E-02	-	
La	1,06E-03	-	
Ce	2,18E-03	-	
Pr	2,51E-04	-	
Nd	1,05E-03	-	
Sm	2,08E-04	7,19E-05	-6,54E+01
Eu	6,10E-05	1,62E-05	-7,34E+01
Gd	1,77E-04	-	
Tb	1,90E-05	-	
Dy	1,37E-04	-	
Ho	2,30E-05	-	
Er	6,60E-05	-	
Tm	9,00E-06	-	
Yb	6,50E-05	-	
Lu	9,00E-06	-	

7. Diskusia

V rámci dizertačnej práce bola navrhnutá metodika výpočtu indukovanej aktivity v jednotlivých tieniacich a konštrukčných komponentoch reaktora VVER-440/V-213. Metodika bola navrhnutá spôsobom, ktorý umožňuje jej využitie nielen pre typ reaktorov VVER-440, ale aj na ľubovoľnom komerčne prevádzkovanom reaktore typu VVER. Samotnú metodiku výpočtu je možné zhrnúť do nasledujúcich krokov:

- zber vstupných údajov,
- tvorba modelu v transportnom kóde MCNP,
- výpočet hustoty neutrónového toku,

- výpočet aktivácie a jej priebehu v čase.

Pre dosiahnutie presných hodnôt bolo navrhnuté výpočty realizovať trojrozmerným transportným kódom pracujúcim na princípe metódy Monte Carlo, MCNP5. Na základe navrhnutej metodiky bol vykonaný zber všetkých potrebných údajov a bolo pristúpené k tvorbe celo-zónového modelu reaktora na výskovej úrovni AZ v prostredí výpočtového kódu MCNP5 v 5.1.6. Model pozostáva z nasledujúcich častí:

- aktívna zóna reaktora vrátane modelov palivových a kontrolných kaziet,
 - vnútro-reaktorových komponentov, kôš aktívnej zóny pozostávajúci z dna, plášťa a hnaného plechu,
 - nosný valec s ožarovacími kanálmi,
 - tlaková nádoba reaktora,
 - vonkajšie tieniace časti reaktora: tepelná izolácia valcovej časti reaktora, oporný rám, suchá biologická ochrana reaktora s kanálmi ionizačných komôr a betónová šachta reaktora.
- Vytvorený model reaktora disponuje veľkou flexibilitou a je možné jeho využitie v širokom spektre rôznych oblastí reaktorovo-fyzikálnych a bezpečnostných výpočtov. Zároveň model umožňuje:
- definovať ľubovoľný plán zavezenia AZ,
 - zadávať nuklidové zloženie paliva zodpovedajúce danej úrovni vyhorenia v 20-tich výškových segmentoch, v každej kazete individuálne,
 - uvážiť axiálny a radiálny profil teploty a hustoty chladiva v objeme aktívnej zóny,
 - nastaviť požadované prevádzkové parametre reaktora ako koncentrácia kyseliny boritej v chladive, poloha 6. skupiny kaziet HRK, vstupná teplota chladiva do reaktora, stredná teplota chladiva v aktívnej zóne a stredná teplota paliva,
 - definovať teploty vnútorných a vonkajších častí reaktora.

Model bol zároveň pre zvýšenie presnosti výpočtu, možnosti aplikácie metód redukcie variancie a skráteniu výpočtového času segmentovaný na radiálne, axiálne a azimutálne segmenty v rámci jednotlivých komponentoch. Výpočtový čas potrebný pre jeden vstupný súbor bol 332 hodín, t.j. približne 13,8 dňa. Na dĺžku výpočtového času vplyva komplexnosť modelu, jeho rozsiahlosť ako aj použitá metóda redukcie variancie (Russian roulette s delením geometrie a selektívne definovanie neutrónových významností). Dĺžka výpočtového času bola spôsobená rozsiahlosťou modelu pričom ak by bolo uvažované so šírkou betónu BŠR iba 50cm, výpočtový čas by bol skrátený na úroveň približne 1 deň.

Vypočítané údaje hodnôt neutrónových tokov poskytujú prehľad zoslabenia hustoty neutrónového toku v rámci jednotlivých vrstiev konštrukčných častí reaktora. Samotná citlivostná analýza miery vplyvu nodalizácie PK a HRK na zmenu hustoty neutrónového toku ukázala význam nodalizácie vzhľadom na navrhnutú metodiku výpočtov. Výsledky analýzy ukázali približne 10% rozdiel v hustote toku neutrónov pri použití nodalizačného prístupu oproti použitiu stredných hodnôt parametrov v daných kazetách. Pri použití nodalizačného prístupu na 7. okrajových radoch, t.j. 53 kazetách, (~90%), v 1/6 AZ a stredných hodnôt pri zvyšných 6 kazetách bola dosiahnutá rovnaká úroveň presnosti v porovnaní s použitím nodalizačného prístupu v celej 1/6 symetrii.

Výpočtovo stanovené údaje o indukovanej aktivite jednotlivých komponentov reaktora JE V2 na výskovej úrovni AZ v čase plánovaného ukončenia prevádzky, t.j. po 60. rokoch komerčnej prevádzky (odhadovaný dátum 05.10.2045), možno použiť pre účely budúcej aktualizácie koncepčného plánu vyradovania. Vypočítané údaje zohľadňujú skutočné geometrické a materiálové parametre, vlastnú prevádzkovú históriu a zahŕňajú celkovú výšku AZ (323 cm, celková výška pracovných kaziet a ich uchytienia v koši AZ) v porovnaní so súčasnými odhadovanými a extrapolovanými hodnotami z iných JE, ktoré sú uvažované v koncepčnom pláne vyradovania JE V2. Výpočty indukovanej aktivity sú zhrnuté v **Tab. 7.1**.

V prípade BŠR bolo na základe uvoľňovacích úrovní v zákone č. 87/2018 o radiačnej ochrane a o zmene a doplnení niektorých zákonov, [22], overené že, už v čase odstavenia reaktora je betón, ktorý je vo väčšej vzdialenosti ako 362 cm od osi AZ, t.j. od vrstvy BŠR_5 označenej v **Tab. 4.2**, uvoľnitelný do životného prostredia. Zároveň bolo overené, že betón vo vrstve BŠR_4, označené v **Tab. 4.2** nie je uvoľnitelný ani po 11. rokoch od odstavenia reaktora, v čase začiatku 2. etapy vyradovania pri okamžitej demontáži. Celková hrúbka betónu od vrstvy BŠR_1 až BŠR_4 je 50cm.

Citlivostná analýza vplyvu zastúpenia prímiesnych prvkov v konštrukčných komponentoch reaktora ukázala vysoký význam potreby poznania presných nuklidových vektorov. Najvýznamnejšie materské prvky stanovené v jednotlivých materiáloch sú pre oceľové komponenty 27-Co, 28-Ni a 42-Mo, v serpentinitovom betóne 17-Cl, 20-Ca a 26-Fe, v materiáli zásypanej zmesi 26-Fe a 28-Ni a v betóne BŠR 6-C, 20-Ca, 26-Fe, 27-Co, 55-Cs a 63-Eu. Dcérske nuklidy, kritické z pohľadu ukladania rádioaktívnych odpadov do RÚ RAO v čase začiatku 2. etapy

vyraďovania pri okamžitej demontáži sú: Ni-59, Ni-63 a Nb-94 v oceliach a Eu-152, Eu-154 v betónoch. Ďalej najmä vplyv obsahu Co-60 v ktorýchkoľvek z materiálov je najvýznamnejším z hľadiska dávkového príkonu pre personál a plánovanie tienení vzniknutých obalových súborov s fragmentami reaktora. Nuklid Co-60 je významný aj pri uvoľňovaní do ŽP. Násobná zmena v zmene zastúpenia prímiesnych prvkov vyvolala zmenu rovnakého charakteru vo výslednej hodnote indukovanej aktivity. Na základe toho je možné povedať, že materiálový vektor predstavuje kritický výpočtový parameter pre stanovenie indukovanej aktivity nakoľko presné stanovenie týchto nuklidov má vplyv na vyraďovanie z pohľadu dávkovej záťaže pracovníkov a návrhu tienení, a zároveň pri procese nakladania s RAO, uvoľnenie do ŽP alebo ukladania na úložisku RÚ RAO v Mochovciach.

Tab. 7.1 Zhrnutie vypočítaných parametrov aktivovaných komponentov reaktora na úrovni AZ po 60 ročnej prevádzke k dátumu 5.10.2045.

Komponent	Hmotnosť na úrovni AZ (kg)	Maximálna Hmotnostná Aktivita (Bq/kg)	Celková Indukovaná Aktivita (Bq)	Nuklidový vektor
Kôš AZ	2,250E+04	7,122E+12	9,517E+16	RNV_1
Šachta reaktora (nosný valec)	1,516E+04	1,692E+12	2,475E+16	RNV_1
TNR_vnútrotný návar	2,547E+03	1,93E+11	4,978E+14	RNV_2
TNR_základný materiál	3,976E+04	6,136E+10	8,172E+14	RNV_3
Oceľová konštrukcia tepelnej izolácie vnútorná (OKTI_1)	1,067E+03	2,445E+09	2,609E+12	RNV_4
Tepelná izolácia	1,228E+04	1,348E+09	8,752E+12	RNV_5
Oceľová konštrukcia tepelnej izolácie vonkajšia (OKTI_2)	3,706E+03	5,080E+07	1,883E+11	RNV_4
Oceľová konštrukcia suchej biologickej ochrany vnútorná (OKSO_1)	4,545E+03	5,659E+07	2,572E+11	RNV_4
Suchá biologická ochrana (serpentinový betón)	8,065E+04	2,220E+07	8,012E+11	RNV_6
Oceľová konštrukcia suchej biologickej ochrany vonkajšia (OKSO_2)	5,861E+03	9,236E+05	5,414E+09	RNV_4
Zásypná zmes v opornom ráme BŠR	7,904E+02	3,993E+08	3,157E+11	RNV_7
Výstelka betonovej šachty reaktora	5,961E+03	1,099E+06	6,550E+09	RNV_1
Aktivovaný betón šachty reaktora (hrúbka 50 cm)	4,927E+04	1,276E+05	3,743E+09	RNV_8
Spolu	2,441E+05		1,213E+17	

Následná verifikácia výpočtov aktivácie bola vykonaná na základe výpočtov vykonaných Ústavom jadrovej techniky, Technickej univerzity Budapešť (NTI BME Budapest), pre VVER-440/V213 JE Paks. Porovnanie údajov preukázalo vysokú mieru korelácie medzi hmotnostnými aktivitami komponentov JE V2 a JE Paks, pričom rozdiely medzi týmito hodnotami dosahovali úrovne v rozmedzí 2,36% – 11%. Zároveň vidíme rádovú zhodu hodnôt indukovanej aktivity komponentov KAZ a TNR s výpočtami pre JE Metsamor, [16], a rádovú zhodu pri komponentoch KAZ, TNR návar, TNR a BŠR s výpočtami pre JE V1, [17]. Celkový inventár aktivácie bol pri JE Loviisa a JE V1, (VVER-440/V-230), výrazne navýšený kvôli použitým tieniacim kazetám v periférii AZ. Pri 3. bloku EBO, (VVER-440/V-213), na základe prevádzkovej histórie, kap. 2, tieniace kazety použité neboli.

Pre validáciu výsledných údajov materiálu betónu BŠR bolo vykonané meranie dostupných vzoriek 4 jadrových vrstov z betónu BŠR 2. bloku EMO. Nakoľko vzorky betónov boli odobrané v relatívne veľkej vzdialenosti od osi AZ (11m pre A201/2 č. 1 a 7,8m pre A201/2 č. 2), merania ako aj výpočet indukovanej aktivity v miestach odberov ukázali hodnoty pod uvoľňovacími hranicami pre nuklidy obsiahnuté v betóne BŠR. Keďže gamaspektrometrické merania týchto vzoriek ukázali, že sú veľmi nízko aktívne až neaktívne, vzhľadom na vzdialenosť, v ktorej boli odobrané, bolo možné ich použiť z pohľadu overenia zdrojového zloženia betónu pre výpočet indukovanej aktivity. ÚJFI FEI STU nemá potrebnú aparatúru pre vykonanie prvkovej analýzy zloženia betónu BŠR 2. bloku EMO, preto boli tieto vzorky zaslané do Štátneho geodetického ústavu Dionýza Štúra (SGUDS).

Výsledky prvkovej analýzy ukázali správnosť výberu zastúpenia najdôležitejších prvkov z pohľadu aktivácie na úrovni daného rádu pre: Ca, Co a Eu. Vo väčšine ostatných prvkov bola dosiahnutá taktiež rádová zhoda. Výsledné hodnoty indukovanej aktivity pre betón BŠR nie je potrebné prepočítavať aj napriek rozdielom pri jednotlivých prvkoch nakoľko citlivostné analýzy zastúpenia prímiesnych prvkov ukázali v podstate lineárnu závislosť medzi zmenou zastúpenia daného prvku a indukovanou aktivitou. Zároveň sa však ukazuje potreba odberu vzoriek konštrukčných materiálov EBO34 pre prípadnú budúcu validáciu.

Záver

Predložená dizertačná práca poskytuje prehľad problematiky a výpočtov vykonaných v oblasti stanovenia indukovanej aktivity reaktorov typu VVER na území SR a vo svete. Podrobnejšie sa práca venuje technologickému popisu reaktorových komponentov reaktora VVER-440/V-213 a prevádzkovej histórii blokov reaktora JE V2. Následne je v práci spracovaná metodika výpočtu indukovanej aktivity v programe MCNP. Ďalej bol vytvorený geometrický a materiálový výpočtový model reaktora JE V2 na úrovni aktívnej zóny. Bol definovaný zdrojový člen neutrónov, pre ktorý bola vybraná 23. kampaň 3. bloku ako referenčná. Vykonaný výpočet kritickosti preukázal zhodu výpočtového modelu s údajmi uvedenými v neutrónovo-fyzikálnych charakteristikách pre 23. kampaň 3. bloku, na základe čoho bolo pristúpené k výpočtu priebehu hustoty toku neutrónov v radiálnom smere od koša aktívnej zóny až po betónovú šachtu reaktora. Priebeh hustoty toku neutrónov poskytuje informáciu o predpokladanej miere aktivácie jednotlivých komponentov reaktora a pomáha pri identifikácii oblastí, na je potrebné klásť väčší doraz pri výpočte indukovanej aktivity a samotnej rádiologickej charakterizácii.

Rádiologická charakterizácia vytvára prepojenie medzi prevádzkou reaktora a fázou vyradovania a je nevyhnutná v procese vypracovania plánu vyradovania jadrových reaktorov z prevádzky. Podľa správnej charakterizácie je možné optimalizovať časový rámec a zvoliť vhodný postup demontáže počas likvidácie vnútorných a vonkajších komponentov reaktora.

Po výpočte hustoty toku neutrónov bola urobená citlivostná analýza miery vplyvu nodalizácie palivových a kontrolných kaziet na zmenu hustoty neutrónového toku. Výsledky týchto analýz ukazujú, že najväčší vplyv geometrickej a materiálovej nodalizácie palivových a regulačných kaziet je od najkrajnejšej periférnej rady pozícií v AZ až po 4. centrálny rad.

Následne bol vykonaný výpočet indukovanej aktivity jednotlivých konštrukčných komponentov reaktora AZ, stanovený inventár indukovanej aktivity jednotlivých materiálov na úrovni výšky AZ po 60 rokoch komerčnej prevádzky a definované radionuklidové vektory pre dané materiály. Celková indukovaná aktivita komponentov na úrovni výšky AZ po 20-tich rokoch prevádzky dosahuje rádovo $1,03E+17$ Bq, čo predstavuje viac ako 85,3% z celkovej hodnoty $1,213E+17$ Bq v čase predpokladaného ukončenia prevádzky v roku 2045 po 60-tich rokoch. Na základe prehľadu výpočtov z kapitoly 1 a stanovenými hodnotami pre výškovú úroveň AZ, 3. bloku EBO, dostávame, že podiel indukovanej aktivity nadobudnutej vo výške AZ predstavuje približne 92% hodnoty indukovanej aktivity celého bloku. Ďalej bolo pristúpené k citlivostným analýzám prímiesnych prvkov konštrukčných komponentov. Analýzy ukázali v podstate lineárnu závislosť zmeny zastúpenia prímiesnych prvkov vzhľadom na úroveň indukovanej aktivity. Zároveň boli stanovené kritické nuklidy z pohľadu ukladania rádioaktívnych odpadov do RÚ RAO v čase začiatku 2. etapy vyradovania pri okamžitej demontáži: Ni-59, Ni-63 a Nb-94 v oceliach a Eu-152, Eu-154 v betónoch. Najmä vplyv obsahu Co-60 v ktorýchkoľvek z materiálov je významný z hľadiska dávkového príkonu pre personál a plánovanie tienení vzniknutých obalových súborov s fragmentami reaktora. Nuklid Co-60 je významný aj pri uvoľňovaní do ŽP.

Verifikácia výpočtov aktivácie preukázala vysokú mieru korelácie medzi hmotnostnými aktivitami komponentov JE V2 a JE Paks, pričom rozdiely medzi týmito hodnotami dosahovali úroveň v rozmedzí 2,36% – 11%. Validácia výsledných údajov materiálu betónu BŠR bola vykonaná meraním vzoriek jadrových vrstev z betónu BŠR. Na základe nameraných údajov z dostupných materiálových vzoriek BŠR nie je možná relevantná validácia s údajmi získanými z výpočtu nakoľko sa ukázalo, že materiál betónu v takejto vzdialenosti od osi AZ je možné aj na základe porovnania s uvoľňovacími úrovňami, [18], prehlásiť za uvoľniteľný do životného prostredia, nakoľko aktivácia je na veľmi nízkej úrovni. Nakoľko zloženie betónu BŠR nie je obmedzené žiadnym smernicovým zložením a v zdrojových dokumentoch sa vyskytovali značné rozdiely, bolo pristúpené k vykonaniu prvkovej analýzy dostupných vzoriek betónu BŠR 2. bloku EMO na Štátnom geodetickom ústave Dionýza Štúra (SGUDS). Výsledky prvkovej analýzy ukázali správnosť výberu zastúpenia najdôležitejších prvkov z pohľadu aktivácie na úrovni daného rádu pre: Ca, Co a Eu, pričom pri ostatných prvkov bola dosiahnutá taktiež rádová zhoda.

Na záver bolo pojednané o možnostiach využitia výsledkov tejto práce pre potreby budúceho vyradovania JE V2 na konci plánovanej 60 ročnej prevádzky v rámci aktualizácie koncepčných plánov vyradovania pre JE V2.

Na základe cieľov práce definovaných v kap. 0, je možné konštatovať, že dizertačná práca spĺňa stanovené ciele v daných bodoch.

V budúcom riešení danej problematiky by bolo potrebné rozšírenie výpočtového modelu nad a aj pod úroveň AZ, odobratie vzoriek materiálov vonkajších tienení reaktora nakoľko v súčasnosti nie sú k dispozícii a presné stanovenie obsahu ich prímiesnych prvkov. Následne vykonať výpočet aktivácie všetkých aktivovaných komponentov reaktora a tým vytvoriť databázové rádiologické údaje, ktorých aplikácia bude prínosná pre spresnenie aktualizácií koncepčných plánov vyradovania v rámci periodických hodnotení bezpečnosti.

Referencie

- [1] Operational & Long-Term Shutdown Reactors, Dostupné na: <https://pris.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/OperationalReactorsByCountry.aspx>.
- [2] OECD Nuclear Energy Agency: The Economics of Long-Term Operation of Nuclear Power Plants. OECD/NEA PUBLISHING, 2012, ISBN: 9789264992054.
- [3] Vnútroštátna politika nakladania s vyhoretým jadrovým palivom a rádioaktívnymi odpadmi v SR. RS NJF, 26.08.2014, Dostupné na: <https://www.njf.sk/wpcontent/uploads/2020/01/N%c3%a1vrhVn%c3%bato%c5%a1t%c3%a1nej-politiky-a-Vn%c3%bato%c5%a1t%c3%a1neho-programu-nakladania-s-VJP-a-RAO-v-SR.pdf>.
- [4] Narkunas, E., Poskas, G., Smaizys, A. Impact of shield elements on the WWER-440 reactor pressure vessel activation. Nuclear Engineering Laboratory, Lithuanian Energy Institute, Breslaujos 3, 44403 Kaunas, Lithuania, 2019, Dostupné na: <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0306454919301331>.
- [5] Šnírer, M. Validácia Monte Carlo výpočtu aktivácie betónovej šachty reaktora JE V-1. Diplomová práca, FEI-104410-74484, FEI STU Bratislava 2019.
- [6] Babcsány, B., Czifrus, S., Féher, S. Methodology and conclusion of activation calculation of WWER-440 type nuclear power plants. Institute of Nuclear Techniques, Budapest University of Technology and Economics, April 2015, Hungary.
- [7] Kaisanlahti, M. et al. Decommissioning of the Loviisa NPP. TJATE-G12-145, Edition December 2012.
- [8] Oinonen, V. Loviisan Voimalaitoksen Käytöstäpoiston Säteilyturvallisuussuunnitelma (Radiation protection plan during Loviisa nuclear power plant decommissioning). Diploma thesis, Lappeenranta University of Technology, 2018 (vo finštine).
- [9] Bezpečnostná správa JE V-2. 6-BSP-001, Revízia 3, EBO34, SE a.s. 2012.
- [10] Chrapčiak, V. et. al. Neutrónovo-fyzikálne charakteristiky AZ pre prevádzku reaktora 3. bloku EBO v 23. kampani. 2006.
- [11] Šnírer, M. et. al. Methodology of the neutron flux distribution calculation in VVER-440 reactor components, Elitech 21, 23rd Conference of Doctoral Students, May 26, 2021.
- [12] Oravkin, M. Stanovenie zdrojového člena neutrónov pre výpočet inventára indukovanej aktivity VVER-440/V230 kódom MCNP. Diplomová práca, FEI-104410-9040, FEI STU Bratislava 2016.
- [13] Krištofová, K. et al. Comparicion of determinated MCNP source terms for VVER-440/V230 decommissioning. 26th Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety, october 2016, Helsinki, Finland.
- [14] Chrapčiak, V. et al. Výpočet databázy rádionuklidového zloženia vyhorenia paliva VVER-440. V01-TS-2969/0250/2009,05, 18.03.2009.
- [15] Maček, L., Šišpera, D. Aktualizácia koncepčného plánu vyrad'ovania JE EBO V2 a vytvorenie vstupnej inventárnej databázy vyrad'ovania, 24-5249-26-001 EGP Invest, s.r.o., Uherský Brod, 04/2017.
- [16] Koudriavtseva, A.V. et al. The induced radioactivity of structure and shielding materials at NPPS with reactors of VVER-Type. IAEA-CN-78/44, Scientific Engineering Centre on Nuclear and Radiation Safety of Gosatomnadzor, 2000, Russian Federation.
- [17] Krištofová, K., Rapant, T., Svitek, J. Radiological characterization of V1 NPP technological systems and buildings – Activation. Workshop on Radiological characterization for decommissioning“, Studsvik, Sweden, April 2012. Dostupné na: http://www.oecd-nea.org/rwm/wpdd/rcd-workshop/WPDD_TG-RCD_WS_Full_Comp_03-09-12.pdf
- [18] Zbierka zákonov Slovenskej republiky: Zákon č. 87/2018 o radiačnej ochrane a o zmene a doplnení niektorých zákonov, 13. marec 2018.
- [19] National Report on the Targeted Safety Re-assessment of Paks Nuclear Power Plant. Hungarian Atomic Energy Authority, December 2011, Budapest.
- [20] Babcsány B., Czifrus S., Fehér S. Methodologies For The Determination Of The Activation Of Steel Components And Concrete Structures Of Wwer-440 Type Nuclear Power Plants. 23rd Symposium of AER, Štrbské Pleso, 2013.
- [21] Canberra-Packard, s.r.o.: Protokol o vyskúšaní zariadení na meranie ionizujúceho žiarenia podľa Zmluvy CPSK-0802-2015 č. p. SVS-01-CPSK-0802-2015, december 2016, Jaslovské Bohunice.
- [22] Zbierka zákonov Slovenskej republiky: Zákon č. 87/2018 o radiačnej ochrane a o zmene a doplnení niektorých zákonov, 13. marec 2018.

Zoznam publikácií

Vedecké články v zahraničných karentových časopisoch:

ŠNÍRER, Michal - SLUGENĚ, Vladimír - MACÁŠEK, Martin - KRIŠTOFOVÁ, Kristína - HAUSNER, Peter - FARKAS, Gabriel - HINCA, Róbert. Validation of Monte Carlo activation calculation for V1 NPP reactor concrete shaft. In Annals of Nuclear Energy. Vol. 163, (2021), Art. no. 108556, ISSN 0306-4549.

ŠNÍRER, Michal - KRIŠTOFOVÁ, Kristína - FARKAS, Gabriel - HAUSNER, Peter - SLUGENĚ, Vladimír - BORÁK, Ján. Advanced approach to the induced activity determination of VVER-440 structural components. In Nuclear Engineering and Design. Vol. 386, (2022), Art. no. 111571, ISSN 0029-5493

Vedecké práce v ostatných zahraničných časopisoch:

MACÁŠEK, Martin - SLUGENĚ, Vladimír - ŠNÍRER, Michal. Slovak legal system for ensuring feasible nuclear back-end system implementation: Part 1: Description of the current status. In Nuclear Law Bulletin. Vol. 2020/2, No. 105 (2020), s. 79-86. ISSN 1609-7378.

Publikované príspevky na domácich vedeckých konferenciách:

ŠNÍRER, Michal - KRIŠTOFOVÁ, Kristína - FARKAS, Gabriel - HAUSNER, Peter - SLUGENĚ, Vladimír. Methodology of the neutron flux distribution calculation in VVER-440 reactor components. In ELITECH'20 [elektronický zdroj]: 22nd Conference of doctoral students. Bratislava, Slovakia. May 27, 2020. 1. ed. Bratislava: Vydavateľstvo Spektrum STU, 2020, [5] s. ISBN 978-80-227-5001-1.

ŠNÍRER, Michal - FARKAS, Gabriel - HAUSNER, Peter - SLUGENĚ, Vladimír - KRIŠTOFOVÁ, Kristína. Determination of neutron flux distribution in structural components of EBO V2 reactor. In ELITECH'21 [elektronický zdroj]: 23th Conference of Doctoral Students, May 26, 2021. 1. ed. Bratislava: Vydavateľstvo Spektrum STU, 2021, [6] s. ISBN 978-80-227-5098-1.

ŠNÍRER, Michal - KRIŠTOFOVÁ, Kristína - FARKAS, Gabriel - HAUSNER, Peter - SLUGENĚ, Vladimír. Determination of VVER-440/ V-213 long-term operation induced activity. In APCOM 2021: 26th International conference on applied physics of condensed matter. Štrbské Pleso, Slovak Republic. June 23-25, 2021. 1. ed. Melville: AIP Publishing, 2021, Art. no. 070008 [8] s. ISBN 978-0-7354-4138-5. V databáze: DOI: 10.1063/5.0071697; SCOPUS: 2-s2.0-85118847093.

HAUSNER, Peter - KAPRINAYOVÁ, Katarína - ŠNÍRER, Michal - FARKAS, Gabriel. Determination of ex-core detector spatial weight functions for VVER-440 reactor. In ELITECH'20 [elektronický zdroj]: 22nd Conference of doctoral students. Bratislava, Slovakia. May 27, 2020. 1. ed. Bratislava: Vydavateľstvo Spektrum STU, 2020, [4] s. ISBN 978-80-227-5001-1.

HAUSNER, Peter - FARKAS, Gabriel - KAPRINAYOVÁ, Katarína - ŠNÍRER, Michal. Calculation of spatial weight function of the SNM-11 ex-core detector for VVER-440 reactor. In APCOM 2021: 26th International conference on applied physics of condensed matter. Štrbské Pleso, Slovak Republic. June 23-25, 2021. 1. ed. Melville: AIP Publishing, 2021, Art. no. 070002 [6] s. ISBN 978-0-7354-4138-5. V databáze: DOI: 10.1063/5.0069950; SCOPUS: 2-s2.0-85118847465.

Odborné práce v ostatných zahraničných časopisoch:

ŠNÍRER, Michal - KRIŠTOFOVÁ, Kristína - FARKAS, Gabriel - SLUGENĚ, Vladimír. Validácia Monte Carlo výpočtu aktivácie betónovej šachty reaktora JE V1. In Jaderná energie. Roč. 2 (67), č. 1 (2021), s. 30-35. ISSN 2694-9024.

Odborné práce v zahraničných zborníkoch (konferenčných aj nekonferenčných):

ŠNÍRER, Michal - KRIŠTOFOVÁ, Kristína - FARKAS, Gabriel - HAUSNER, Peter - SLUGENĚ, Vladimír. Validácia Monte Carlo výpočtu aktivácie betónovej šachty reaktora JE V-1. In Jaderná energetika v prácich mladej generácie - 2019 [elektronický zdroj]: 19. Mikulášské setkání mladej generácie ČNS. Brno, Czech Republic. 4.-6.12.2019. 1. vyd. Praha: Česká nukleární společnost, 2020, S. 134-139. ISBN 978-80-02-02895-6.

HAUSNER, Peter - FARKAS, Gabriel - KAPRINAYOVÁ, Katarína - KRIŠTOFOVÁ, Kristína - ŠNÍRER, Michal - SLUGENĚ, Vladimír. Zjednodušený výpočet bezpečnostnej analýzy kritickosti skladovacieho bazénu vyhoreného paliva. In Jaderná energetika v prácich mladej generácie - 2019 [elektronický zdroj]: 19. Mikulášské setkání mladej generácie ČNS. Brno, Czech Republic. 4.-6.12.2019. 1. vyd. Praha: Česká nukleární společnost, 2020, S. 54-59. ISBN 978-80-02-02895-6.

Odborné práce v domácich zborníkoch (konferenčných aj nekonferenčných):

ŠNÍRER, Michal - KRIŠTOFOVÁ, Kristína - FARKAS, Gabriel - SLUGENĚ, Vladimír. Validation of Monte Carlo activation calculation for V1 NPP reactor concrete shaft. In Proceedings of the twenty-ninth symposium of AER: Mochovce, Slovakia. October 14-18, 2019. s. ISBN 978-963-7351-32-7.

Rôzne publikácie a dokumenty, ktoré nemožno zaradiť do žiadnej z predchádzajúcich kategórií:

ŠNÍRER, Michal. Stanovenie distribúcie hustoty neutrónového toku v konštrukčných komponentoch. In NUSIM 2021: Jaderná cesta k bezemisní energetice. Česká Republika. 29. 4. 2021. Praha: Česká nukleární společnost, 2021, S.

Summary

Dissertation thesis provides an overview of the issues and calculations performed in the field of determining the induced activity of VVER type reactors in the Slovak Republic and in the world. In more detail the technological description of the reactor components of the VVER-440 / V-213 reactor and the operating history of the V2 NPP reactor units was analysed. Subsequently, the methodology of calculation of induced activity in the MCNP program is elaborated in the work. Furthermore, a geometric and material calculation model of the V2 NPP reactor at the level of the core was created. The neutron source term was defined, for which the 23rd fuel cycle of Unit 3 was selected as the reference. The performed criticality calculation proved the conformity of the calculation model with the data given in the neutron-physical characteristics for the 23rd fuel cycle of Unit 3, on the basis of which the course of neutron flux density in the radial direction from the core basket to the concrete shaft of the reactor was calculated. The course of the neutron flux density provides information about the expected degree of activation of the individual components of the reactor and helps to identify areas where more emphasis needs to be placed in the calculation of the induced activity and the radiological characterization itself. Radiological characterization creates a link between the reactor operation and the decommissioning phase and is essential in the process of developing the decommissioning plan for nuclear reactors. According to the correct characterization, it is possible to optimize the time frame and choose a suitable disassembly procedure during the disposal of the internal and external components of the reactor. After calculating the neutron flux density, a sensitivity analysis of the effect of nodalization of fuel and control assemblies on the change in neutron flux density was performed. The results of these analyses show that the greatest influence of geometric and material nodalization of fuel and control assemblies is from the outermost peripheral series of positions in core to the 4th central series.

Subsequently, the calculation of the induced activity of individual structural components of the reactor, the inventory of induced activity of individual materials at the level of the core height after 60 years of commercial operation and the defined radionuclide vectors for the given materials were determined. The total induced activity of components at the level of AZ after 20 years of operation reaches the order of $1.03E + 17$ Bq, which represents more than 85.3% of the total value of $1.213E + 17$ Bq at the time of the expected termination of operation in 2045 after 60 years. Furthermore, sensitivity analyses of impurity elements of structural components were performed. Analyses showed a substantially linear dependence of the change in the proportion of impurities with respect to the level of induced activity. At the same time, critical nuclides were determined from the point of view of depositing radioactive waste in the RAW Repository at the time of the beginning of the 2nd phase of decommissioning during immediate dismantling: Ni-59, Ni-63 and Nb-94 in steels and Eu-152, Eu-154 in concretes. In particular, the effect of the Co-60 content in any of the materials is significant in terms of dose rate for personnel and shielding planning. Nuclide Co-60 is also important when released into the environment.

Verification of the activation calculations showed a high degree of correlation between the mass activities of the V2 and Paks NPP components, while the differences between these values reached levels in the range 2.36% - 11%. Validation of the reactor concrete shaft (BŠR) material data was performed by measuring samples of the reactor concrete shaft. Based on measured data from available BŠR material samples, relevant validation with data obtained from the calculation is not possible as it has been shown that concrete material at such a distance from the core axis can also be declared releasable to the environment, as activation is at a very low level. As the composition of BŠR concrete is not limited by any directive composition and there were significant differences in the source documents, an elemental analysis of available BŠR concrete samples of Unit 2 EMO at the Dionýz Štúr State Geodetic Institute (SGUDS) was performed. The results of the elemental analysis showed the correctness of the choice of the representation of the most important elements from the point of view of activation at the level of the given order for: Ca, Co and Eu, while the order of other elements was also reached.