

**FAKULTA ELEKTROTECHNIKY A INFORMATIKY
SLOVENSKEJ TECHNICKEJ UNIVERZITY V BRATISLAVE**

Ing. Jozef Prítrský

Autoreferát dizertačnej práce

**METODIKA HODNOTENIA PALIVOVÝCH CYKLOV
Z HĽADISKA DLHODOBEJ BEZPEČNOSTI
PRI UKLADANÍ VJP A VAO**

na získanie akademického titulu philosophiae doctor
v doktorandskom študijnom programe:

5. 2. 31 Jadrová energetika

Bratislava, február 2008

Dizertačná práca bola vypracovaná v dennej forme doktorandského štúdia na Katedre jadrovej fyziky a techniky Fakulty elektrotechniky a informatiky STU v Bratislave a v spoločnostiach DECONTA a. s. Trnava a DECOM a. s. Trnava.

Predkladateľ: Ing. Jozef Prítrský
Slovenská technická univerzita v Bratislave
Fakulta elektrotechniky a informatiky
Katedra jadrovej fyziky a techniky
Ilkovičova 3, 812 19 Bratislava

Školiteľ: prof. Ing. Vladimír Nečas, PhD.
Slovenská technická univerzita v Bratislave
Fakulta elektrotechniky a informatiky
Katedra jadrovej fyziky a techniky
Ilkovičova 3, 812 19 Bratislava

Oponenti: prof. Ing. Vasil Koprda, DrSc.
Slovenská technická univerzita v Bratislave
Ústav chemického a environmentálneho inžinierstva FCHPT
Radlinského 9, 812 37 Bratislava

doc. RNDr. Jozef Kuruc, CSc.
Prírodovedecká fakulta Univerzity Komenského v Bratislave
Katedra jadrovej chémie
Mlynská dolina, 842 15 Bratislava 4

Ing. Lumír Nachmilner, CSc.
International Atomic Energy Agency
Waste Technology Section
Wagramer Strasse 5, P.O.Box 100, A-1400 Vienna, Austria

Autoreferát bol rozoslaný:

Obhajoba dizertačnej práce sa koná: 12.05.2008.. o 10:30 ...h.

pred komisiou pre obhajobu dizertačnej práce v odbore doktorandského štúdia, vymenovanou predsedom odborovej komisie 5. 2. 31 Jadrová energetika, na Fakulte elektrotechniky a informatiky STU v Bratislave, Ilkovičova 3, v zasadačke dekana, blok A, 1. poschodie.

doc. Ing. Ján Vajda, CSc.
dekan fakulty

Slovenská technická univerzita v Bratislave
Fakulta elektrotechniky a informatiky

OBSAH

1. ÚVOD	4
2. SÚČASNÝ STAV PROBLEMATIKY	5
STAV PROBLEMATIKY VO SVETE	5
STAV PROBLEMATIKY NA SLOVENSKU	6
3. CIELE DIZERTAČNEJ PRÁCE	8
4. ZVOLENÁ METÓDA SPRACOVANIA	9
CHARAKTERISTIKA ZVOLENÝCH PALIVOVÝCH CYKLOV	10
POPIS PROCESOV V ÚLOŽNOM SYSTÉME – MECHANIZMY TRANSPORTU RÁDIONUKLIDOV	12
VÝPOČET BEZPEČNOSTNÝCH INDIKÁTOROV	14
KONCEPČNÝ MODEL.....	16
PROCES PREUKAZOVANIA BEZPEČNOSTI	19
5. SÚHRN VÝSLEDKOV A NOVÝCH POZNATKOV, ZÁVERY PRE PRAX A ROZVOJ VEDNEJ DISCIPLÍNY	20
VÝZNAM, VEDECKÝ PRÍNOS A MOŽNOSTI POUŽITIA NAVRHNUTEJ METODIKY	23
6. LITERATÚRA	24
7. ZOZNAM PUBLIKÁCIÍ AUTORA SÚVISIACICH S PROBLEMATIKOU DIZERTAČNEJ PRÁCE	27
PRÁCE PUBLIKOVANÉ V ČASOPISOCH A ZBORNÍKOCH	27
VÝSKUMNÉ SPRÁVY A ŠTÚDIE	29
8. SUMMARY	31

1. ÚVOD

Predkladaná dizertačná práca je zameraná na vypracovanie metodiky pre hodnotenie jadrových palivových cyklov z hľadiska ich dlhodobej bezpečnosti pri hlbinnom ukladaní vyhoreného jadrového paliva (VJP) a vysokoaktívnych odpadov (VAO). Problematika finálneho zneškodňovania VJP a VAO sa v súčasnosti stáva nielen aktuálnym vedecko-technickým problémom, ale aj čoraz častejšie diskutovanou celospoločenskou témou.

Prieskumy verejnej mienky u nás i v zahraničí preukázali, že nedostatočne preukazné riešenie finálneho zneškodnenia rádioaktívnych odpadov (RAO) patrí medzi najčastejšie argumenty proti využívaniu jadrovej energie. Otázka nakladania s RAO sa teda stáva doslova kľúčovou vo vzťahu k jej ďalšiemu rozvoju. Medzinárodné organizácie MAAE, OECD-NEA a EURATOM síce považujú hlbinné ukládanie vyhorených palivových súborov za realizovateľný variant riešenia [1], stále však zostávajú nezodpovedané otázky v súvislosti s preukazovaním dlhodobej bezpečnosti úložísk. Z toho vyplýva aj pretrvávajúca nízka miera akceptácie podobného riešenia u verejnosti, ktorá sa najzreteľnejšie prejavuje pri hľadaní lokalít potenciálne vhodných pre implementáciu hlbinného ukládania. Z dôvodu dlhej doby polpremeny niektorých rádionuklidov obsiahnutých v týchto odpadoch je potrebné preukazovať bezpečnosť na obdobie až niekoľko miliónov rokov. Hodnovernosť takýchto analýz vzhľadom na vysokú mieru neurčitosti môže byť diskutabilná.

Vzniká preto naliehavá potreba hľadať alternatívne riešenia zamerané na zníženie dlhodobej radiotoxicity, pričom nádejnou alternatívou sa v tomto smere javia metódy separácie a transmutácie rádionuklidov. S použitím uvedených technológií je možné premeniť rádionuklidy s dlhým polčasom premeny na stabilné izotopy prípadne na rádionuklidy s krátkou dobou polpremeny. Týmto spôsobom je možné znížiť hodnotiace obdobie pre bezpečnostné analýzy, čo má následne pozitívny dopad na dôveryhodnosť výsledkov.

Jednou z možností praktickej aplikácie metód separácie a transmutácie je použitie alternatívnych druhov paliva v súčasnosti prevádzkovaných ľahkovodných jadrove-energetických reaktoroch. Táto metóda je založená na použití alternatívnych jadrových palivových cyklov s inertnou maticou, alebo paliva typu MOX, kedy sa vyhorené palivo prepracuje, separujú sa nevyužiteľné zvyšky a štiepateľný materiál sa vracia späť do palivového cyklu v podobe nového paliva [2]. Týmto spôsobom je možné dosiahnuť okrem zníženia radiotoxicity tiež výraznú redukciu objemu vzniknutých vysokoaktívnych odpadov, čo má pozitívny vplyv na celkové náklady pri hlbinnom ukladaní. I keď účinnosť transmutácie je v tomto prípade nižšia vzhľadom na obmedzenú neutrónovú bilanciu, výraznou prednosťou zostáva ekonomické kritérium [3].

Pred definitívnym určením spôsobu finálneho zneškodnenia VJP a VAO je logickým predpokladom strategické rozhodovanie s použitím najnovších výsledkov

vedy a výskumu. Cieľom takéhoto rozhodovania bude výber najvhodnejšej stratégie z pohľadu nielen technicko-ekonomického, ale aj environmentálneho. K tomuto účelu je potrebné mať k dispozícii komparatívnu metodiku, ktorá bude schopná komplexne hodnotiť vplyv jednotlivých palivových cyklov na hlbinné ukladanie s použitím viacerých bezpečnostných indikátorov. Predkladaná dizertačná práca si preto kladie za cieľ vypracovať takúto metodiku a stať sa tak dobrým základom pre podrobnejšie práce slúžiace ako podporný materiál k ďalšiemu rozhodovaniu o budúcej jadrovej-energetickej koncepcii Slovenska.

Dizertačná práca vznikla aj vďaka spolupráci s DECOM, a.s., DECONTA, a.s. a VÚJE, a.s. Veľmi prínosná v tomto smere bola aj účasť autora v medzinárodnom projekte RED-IMPACT, ktorý bol riešený v rámci FP-6 (6. rámcový program EC - EURATOM).

2. SÚČASNÝ STAV PROBLEMATIKY

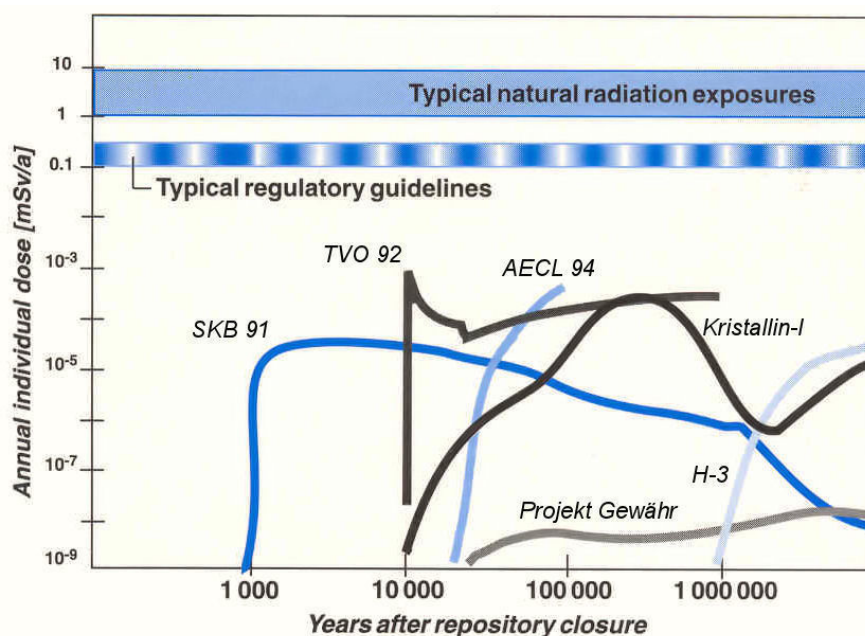
STAV PROBLEMATIKY VO SVETE

Záverečnou etapou jadrového palivového cyklu je definitívne uloženie VJP alebo VAO z prepracovania v hlbinnom úložisku, ktoré je vybudované v stabilných geologických formáciách. Tento prístup bol v mnohých krajinách podrobne rozpracovaný, pričom bola preukázaná dlhodobá bezpečnosť a technická realizovateľnosť takéhoto riešenia. Komisia NEA/OECD pre nakladanie s rádioaktívnymi odpadmi vyjadrila názor, že hlbinné geologické ukladanie s pasívnym systémom bariér je uskutočniteľný prístup, ktorý môže zabezpečiť adekvátnu bezpečnosť a že takéto uloženie môže eventuálne nahradiť sklady vyžadujúce kontinuálne udržiavanie a dohľad spoločnosťou [4].

Prakticky všetky krajiny s rozvinutým jadrovým programom sa venujú problematike hlbinného ukladania, i keď stupeň ich pokroku v tejto oblasti je značne rozdielny [5]. Nemalé finančné prostriedky sú investované najmä do výskumných programov, ktoré smerujú k nájdeniu vhodných lokalít pre vybudovanie hlbinného úložiska. Niektoré z krajín už identifikovali špecifické miesta pre detailnejší prieskum a mnohé z nich aj vybudovali alebo budujú podzemné výskumné laboratória (Belgicko, Fínsko, Švédsko, Švajčiarsko, Kanada a ďalšie). Účelom týchto zariadení je potvrdenie realizovateľnosti navrhovanej koncepcie ukladania, ako aj lepšie poznanie vlastností hostiteľskej geologickej formácie [6].

Zároveň sú zvažované aj iné alternatívne metódy nakladania s VJP, ako je prepracovanie a transmutácia. Ani tieto metódy však nie sú bezodpadové. Ich zmyslom je hlavne využitie štiepateľných transuránov (TRU), prípadne zníženie rádiotoxicity a objemu ukladaných rádioaktívnych odpadov. Bez ohľadu na to, ktorý variant zadnej časti jadrového palivového cyklu sa napokon zvolí, hlbinné ukladanie zostáva nevyhnutné, či už pre priame ukladanie VJP, alebo pre ukladanie sekundárnych odpadov z procesu prepracovania alebo transmutácie [7].

V procese vykonávania bezpečnostných rozborov sa pre modelovanie používajú špeciálne počítačové programy, napr.: GOLDSIM, STMAN, PICNIC, MATDIF, NEFTRAN, MODFLOW, AMBER, TAME a iné [8]. Konečným cieľom zhromažďovania údajov, vývoja scenára a samotného modelovania je popis charakteristík úložiska a kvantifikácia funkčnosti celého úložného systému v zmysle rádiologickej bezpečnosti ako funkcie času. V jednotlivých krajinách boli vykonané mnohé integrované hodnotenia reálnych a koncepčných úložísk v rozličných hostiteľských formáciách. Tieto preukázali, že je možná lokalizácia a výstavba úložiska spôsobom, ktorý môže byť považovaný za bezpečný pre ľudí a životné prostredie dnes i v budúcnosti. Ako príklad môžu poslúžiť bezpečnostné rozbor referenčných konceptov ukladania vykonané vo Švajčiarsku (Gewähr, Kristallin-I), Švédsku (SKB 91), Fínsku (TVO 92), Kanade (AECL 94), Japonsku (H-3) a pod [9]. Získané výsledky jednoznačne dokladujú, že celkové rádiologické dopady na životné prostredie a populáciu sú hlboko pod legislatívnymi požiadavkami (viď Obr. 1).



Obr. 1 Vypočítané ročné individuálne efektívne dávky v niektorých krajinách [9]

STAV PROBLEMATIKY NA SLOVENSKU

V marci roku 1996 bola kolektívom riešiteľov vypracovaná štúdia pod názvom Vývoj hlbinného ukladania VJP a VAO. Táto práca vytvorila základ všetkých ďalších úvah a plánov pre vývoj hlbinného úložiska v samostatnej Slovenskej republike. Následne bola zahájená príprava nového projektu nazvaného Vývoj hlbinného úložiska VJP a VAO v Slovenskej republike. Vlastné riešenie úloh reálne začalo v roku 1997, kedy bol ukončený výberový proces koordinačného pracoviska a riešiteľských organizácií a podpísané príslušné kontrakty.

Riešenie hlbinného ukladania na Slovensku takto dostalo podobu dlhodobého široko koncipovaného národného programu [10]. Konceptia slovenského programu vývoja hlbinného úložiska SR pritom vychádzala z podobných projektov, ktoré sú riešené v krajinách s rozvinutým jadrovým programom, prínosná bola hlavne spolupráca s ČR. Zadávatelom prác pre celý projekt boli Slovenské elektrárne, a.s.

Riešenie v rokoch 1996 - 2001 prebiehalo v nasledovných oblastiach:

- Projektové a realizačné činnosti
- Zdrojový člen
- Blízke interakcie
- Vzdialené interakcie
- Výber lokality
- Bezpečnostné rozborov
- Koordinácia prác pre vývoj HÚ
- Zapojenie verejnosti.

Pre účely bezpečnostných rozborov boli s použitím výpočtových kódov ORIGEN a PAGODA určené fyzikálne a chemické vlastnosti VJP a VAO po medziskladovaní. Boli získané základné údaje o nuklidovom zložení VJP v závislosti od doby skladovania a stupňa vyhorenia, produkciu tepla, neutrónových tokoch, očakávaných dávkach, príspevku pokrytia a iných častí palivových kaziet k celkovému inventáru rádionuklidov a produkciu tepla. V práci [11] je podrobne analyzované chovanie vyhoreného paliva v kontakte s podzemnou vodou a popísaný mechanizmus vylúhovania rádionuklidov z odpadov, ktoré boli vitrifikované alebo cementované. Sú tiež uvedené základné vzťahy pre výpočet zdrojového člena, t.j. množstva a rýchlosti rádionuklidov, ktoré sa môžu uvoľniť z vyhoreného jadrového paliva a vysokoaktívnych odpadov po ich uložení do hlbinného úložiska. Na základe podrobnej literárnej rešerše boli kvantifikované parametre charakterizujúce uvoľňovanie a migráciu rádionuklidov z matrice VJP a VAO pre vybrané rádionuklidy. Tieto údaje predstavujú vstupné údaje pre návrh konceptu úložiska, konštrukciu ukkladacieho kontajnera, výber vhodnej alternatívy ukladania a tiež pre vykonávanie bezpečnostných rozborov [12].

Pri riešení bezpečnostných rozborov boli doterajšie aktivity zamerané na zostavovanie scenárov vývoja úložiska, tvorbu databázy faktorov scenárov a posudzovanie vhodnosti vybraných modelov. Riešenie bolo zahájené spracovaním prehľadu národných konceptov hlbinných geologických úložísk, zahraničných prístupov hodnotenia a preukazovania bezpečnosti hlbinných úložísk a modelových nástrojov s cieľom posúdiť možnosť ich aplikácie v slovenskom programe. Na základe toho bola navrhnutá klasifikácia FEP (Features, Events and Processes - znaky, udalosti a procesy) a popísaná metodika výberu všeobecného zoznamu FEP. Všeobecný zoznam FEP je usporiadaný podľa klasifikačnej schémy v nadväznosti na štruktúru Programu vývoja HÚ v SR a sú z neho vybrané FEP pre scenár

normálneho evolučného vývoja a FEP zvolené pre konštrukciu alternatívnych scenárov. Pozornosť bola tiež venovaná vývoju scenárov. Je podrobne popísaný normálny evolučný scenár s časovou postupnosťou vývoja jednotlivých častí a bariér úložného systému a ďalej sú vypracované aj alternatívne scenáre. Získané výsledky poskytujú základné vstupné informácie o skúsenostiach, poznatkoch, koncepčných modeloch a metodologických aspektoch hodnotenia bezpečnosti hlbinných úložísk [13].

Z dôvodu problémov pri financovaní projektu boli práce na vývoji hlbinného úložiska (HÚ) SR v rokoch 2002-2007 výrazne utlmené. Vyššie uvedený popis stavu riešenia hlbinného ukladania v SR preto odráža situáciu koncom roku 2001, ktorá zostala dodnes prakticky nezmenená. Pretrvávanie tejto situácie však môže spôsobiť rozpadnutie vývojových tímov, odliv skúsených riešiteľov a v konečnom dôsledku stratu kontinuity riešenia. Väčšina hlavných riešiteľských subjektov sa aj napriek tomu snaží sledovať aktuálnu situáciu a vývoj v okolitých krajinách svojou účasťou sa konferenciách, seminároch a workshopoch, významná je aj publikačná činnosť [14, 15]. Prínosné je v tomto smere aj aktívne zapájanie sa do riešenia rôznych medzinárodných projektov (najčastejšie ide o projekty spolufinancované Európskou komisiou). Týmto spôsobom sú získavané cenné skúsenosti a informácie v snahe uľahčiť očakávané pokračovanie výskumných prác na vývoji HÚ SR.

3. CIELE DIZERTAČNEJ PRÁCE

Základným cieľom dizertačnej práce je vypracovanie metodiky pre hodnotenie jadrových palivových cyklov z hľadiska ich dlhodobej bezpečnosti pri hlbinnom ukladaní VJP/VAO. K tomuto účelu má byť použitá skupina indikátorov, ktoré budú s dostatočnou presnosťou popisovať rádiologický vplyv hlbinného úložiska na biosféru a potenciálne riziko. Súčasťou riešenia bude aj aplikácia navrhutej metodiky pre zhodnotenie vplyvu separácie a transmutácie rádionuklidov s použitím alternatívnych palivových cyklov. Jednotlivé úlohy vedúce k splneniu stanoveného cieľa sú nasledovné:

- Charakteristika hodnotených jadrových palivových cyklov.
- Návrh konceptu ukladania, popis základných častí úložného systému a identifikácia ich vzájomných interakcií.
- Zostavenie databázy bezpečnostne významných rádionuklidov a stanovenie skupiny bezpečnostných indikátorov.
- Popis vlastností použitého softvéru, vytvorenie funkčného modelu v tomto softvérovom prostredí a jeho naplnenie vstupnými dátami.
- Realizácia modelových výpočtov pre rôzne palivové cykly, citlivostná analýza a interpretácia získaných výsledkov.

Práca má za cieľ nadviazať na doposiaľ realizované výskumné práce s tematikou hlbinného ukladania a použiť pritom aktuálne vedecko-technické informácie z tejto oblasti. Využitie navrhovanej metodiky v praxi má ambíciu pomôcť pri rozhodovaní o ďalšom smerovaní v oblasti mierového využitia jadrovej energie pre energetické účely.

Vypracovaný model úložného systému bude využiteľný aj pri optimalizácii zloženia inžinierskych bariér z dôvodu ľahšej technickej realizovateľnosti a ekonomickej výhodnosti. Nemenej dôležitým prínosom riešenia bude preukázanie splnenia bezpečnostných kritérií pri hlbinnom ukladaní VJP/VAO v SR, ktoré sú stanovené platnou legislatívou a rozhodnutiami Úradu jadrového dozoru SR.

4. ZVOLENÁ METÓDA SPRACOVANIA

Zvolená metóda spracovania je založená na bezpečnostnej analýze geologického úložného systému pre ukladanie VJP, resp. VAO z prepracovania. V rámci riešenia bolo potrebné najskôr popísať základné charakteristiky hodnotených jadrových palivových cyklov. K tomuto účelu boli využité poznatky získané mojou účasťou v medzinárodnom výskumnom programe RED-IMPACT [16, 17]. V ďalšom kroku som realizoval výber a popis vhodného softvérového prostredia pre implementáciu modelu, ktorým sa stal výpočtový kód AMBER. Ide o dynamický kompartmentový nástroj, ktorý je schopný hodnoverne reprezentovať migráciu kontaminantov v rámci úložného systému [18, 19]. Tento kód je dostatočne flexibilný na to, aby s jeho použitím bolo možné realizovať nielen výpočet ročnej efektívnej dávky, ale aj výpočet rádiotoxicity a iných parametrov. S cieľom umožniť hodnotenie palivových cyklov bol následne realizovaný výber a charakterizácia jednotlivých bezpečnostných indikátorov. Základnou požiadavkou pri ich výbere bola schopnosť s dostatočnou presnosťou charakterizovať mieru potenciálneho dlhodobého rizika vyplývajúceho z prítomnosti rádionuklidov s dlhou dobou polpremeny v inventári úložiska. Vybrané indikátory by mali nielen preukázateľným spôsobom dokladovať splnenie legislatívnych požiadaviek, ale aj poskytnúť dostatok informácií pre správnu voľbu typu úložiska, výber vhodnej lokality a hostiteľského geologického prostredia, typ inžinierskych bariér a pod. Na základe záverov uvedených v dokumentoch MAAE možno konštatovať, že žiadny z uvažovaných indikátorov nespĺňa všetky požiadavky zároveň [20]. Pre komplexný popis vplyvov je preto vhodné uvažovať celú skupinu bezpečnostných indikátorov, ktorá je pre účely predkladanej dizertačnej práce definovaná nasledovne:

- ročná individuálna efektívna dávka (pre evolučný scenár),
 - interné ožiarenie ingesciou (voda, potraviny),
 - interné ožiarenie inhaláciou (vzduch s obsahom kontaminovaného prachu),
 - externé ožiarenie (pobyt na kontaminovanej pôde),

- rádiotoxicita inventára,
 - celková rádiotoxicita inventára,
 - relatívna rádiotoxicita inventára,
 - nutný čas izolácie.

Následne bol vypracovaný zoznam rádionuklidov významných z hľadiska bezpečnosti hlbinného ukladania. Tento krok bol nevyhnutný z toho dôvodu, že modelovať celkový počet štiepných produktov, aktivačných produktov a aktinoidov (vrátane premenových radov) je ťažko realizovateľné a v konečnom dôsledku značne neefektívne. Medzi použité kritériá pri ich výbere patrili hlavne radiačná a chemická toxicita, doba polpremeny, percentuálne zastúpenie a ostatné vlastnosti relevantné z hľadiska ich migrácie. Výsledkom riešenia v tomto bode bol výber skupiny rádionuklidov pre realizáciu výpočtov v rámci bezpečnostnej analýzy.

Nedeliteľnou súčasťou riešenia bola analýza procesov, ktoré prebiehajú v úložnom systéme so zameraním na mechanizmy degradácie matrice VJP/VAO a transport rádiokontaminantov inžinierskymi bariérami a geosférou. S použitím zahraničných, ale i domácich zdrojov [21-24] bol vypracovaný popis multibariérového konceptu ukladania pre podmienky SR, ktorý obsahuje inventár úložiska, zložky inžinierskych bariér, geologickú bariéru a niektoré zložky biosféry.

Riešenie bolo ďalej zamerané na popis základných prvkov úložného systému, ktorými sú pole blízkych interakcií (vrátane inventára VJP/VAO), pole vzdialených interakcií (geosféra) a časť biosféry. Očakávaný vývoj a chovanie sa úložného systému v budúcnosti boli sumarizované v referenčnom scenári, ktorým je v tomto prípade evolučný scenár (niekedy označovaný aj ako scenár normálneho vývoja). Podkladom pre vypracovanie scenára sa stal zoznam relevantných FEP, tvoriaci súčasť zaužívanej metodiky pre tvorbu scenárov.

Mimoriadna pozornosť bola venovaná získavaniu vstupných parametrov použitých na zostavenie koncepčného a matematického modelu. S použitím uvedených informácií bolo možné pristúpiť k implementácii modelu do výpočtového prostriedku AMBER, čo tvorí kľúčový prínos predkladanej dizertačnej práce.

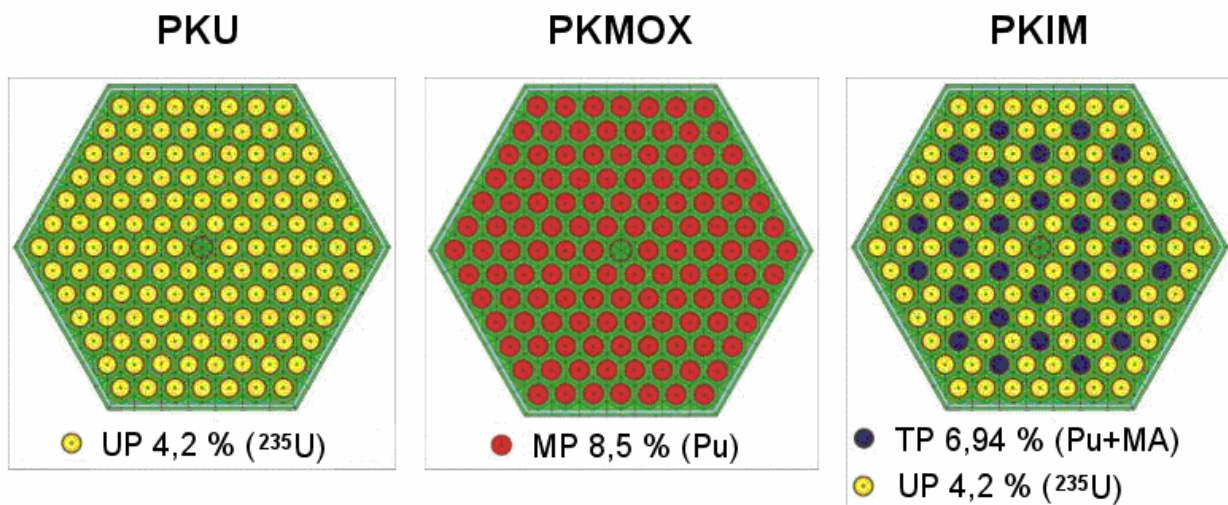
CHARAKTERISTIKA ZVOLENÝCH PALIVOVÝCH CYKLOV

Prvým hodnoteným variantom bol palivový cyklus UOX, ktorý predpokladá použitie homogénnej kazety VVER-440 s obohatením 4,2% ²³⁵U. Jadrové palivo je tvorené palivovými kazetami typu PKU s uránovými palivovými prútikmi UP, pričom matrica paliva pozostáva z oxidu uránu UO₂. Po vybratí z reaktora sa predpokladá dlhodobé skladovanie VJP po dobu 50 rokov v medziskladoch vyhoreného paliva. Po skončení dlhodobého skladovania bude VJP preložené do ukladacích kontajnerov a uložené v hlbinnom úložisku. Tento variant sa častokrát označuje ako priame ukladanie VJP bez prepracovania.

Druhým hodnoteným cyklom bol uzatvorený palivový cyklus MOX, ktorý je založený na prepracovaní VJP. Tento prístup umožňuje nielen využitie štiepateľných produktov z prepracovania VJP, teda ^{235}U a ^{239}Pu , ale následne aj výraznú redukciu objemu VAO pre hlbinné ukladanie. Vyhorené palivové kazety typu PKU sa budú po nutnom dochladení (5 rokov po vybratí z reaktora) odvážať na prepracovanie. Získané Pu bude následne použité na výrobu palivových kaziet typu PKMOX s obsahom 8,5% Pu v palivových prútikoch typu MP. Matrica paliva pozostáva zo zmesi oxidov uránu UO_2 a plutónia PuO_2 . Straty pri prepracovaní VJP sú uvažované 0,1%. V hlbinnom úložisku budú uložené vyhorené kazety PKMOX a VAO z prepracovania PKU po nutnom dochladení cca 50 rokov.

Tretím hodnoteným cyklom bol IMF, ktorý predpokladá použitie kombinovaných palivových kaziet typu PKIM. Tento druh paliva obsahuje okrem palivových prútikov UP aj transmutačné prútiky TP vyrobené s použitím inertnej palivovej matrice na báze ZrO_2 . TP obsahujú okrem uránu aj plutónium a minoritné aktinoidy (MA) z prepracovania VJP, ktorými sú Np, Am, Cm. Cieľom je dosiahnuť ich čiastočnú transmutáciu s využitím toku neutrónov, ktorý vzniká počas prevádzky reaktora. Významným prínosom cyklu IMF je aj dlhodobá stabilita použitej inertnej matrice, čo sa prejaví nízkou mierou degradácie v podmienkach hlbinného úložiska. Pri cykle IMF sa budú vyhorené UP z PKU a z PKIM po nutnom dochladení (5 rokov po vybratí z reaktora) odvážať na prepracovanie. Získané Pu a MA budú následne použité na výrobu transmutačných prútikov s inertnou matricou (TP) a tie na prípravu nových kombinovaných palivových kaziet PKIM. Obsah Pu+MA v transmutačných prútikoch tvorí 6,94%. V hlbinnom úložisku budú po dochladení uložené vyhorené TP a vysokoaktívne odpady z prepracovania UP (hlavne štiepne produkty) [25-27].

Uvažované vyhorenie paliva je 50 GWd/t. Zloženie palivových súborov pre jednotlivé varianty jadrových palivových cyklov je znázornené na Obr. 2.



Obr. 2 Zloženie palivových kaziet typu PKU, PKMOX a PKIM

POPIS PROCESOV V ÚLOŽNOM SYSTÉME – MECHANIZMY TRANSPORTU RÁDIONUKLIDOV

Základnými mechanizmami transportu rádionuklidov v úložnom systéme sú prúdenie podzemnej vody, teda advekcia, ktorá je spôsobená tlakovým gradientom a difúzia inicializovaná koncentračným gradientom. Často sú relevantné obidva mechanizmy súčasne, pričom je potrebné zvažovať aj celý rad sprievodných dejov, ako sú disperzia a sorpcia.

Advekcia

Advekcia je transport vo vode rozpustených kontaminantov prúdením v poréznom prostredí. V kontexte bezpečnostných analýz, pohyb vody v prostredí bude riadený výhradne rozdielom hydraulických gradientov. Prúdenie vody je popísané Darcyho zákonom (1), ktorý vzťahuje celkovú volumetrickú rýchlosť prúdenia vody jednotkovou plochou kolmou na smer prúdenia k hydraulickej vodivosti a tlakovému gradientu [12].

$$q = -K \cdot \partial H / \partial x$$

kde: (1)

q je Darcyho rýchlosť prúdenia vody,

K je hydraulická vodivosť,

$\partial H / \partial x$ je tlakový gradient.

Hydraulická vodivosť „K“ je ďalšou dôležitou charakteristikou hornín pri vykonávaní bezpečnostných analýz. Závisí od vlastností porézneho prostredia i od vlastností kvapaliny, niekedy býva tiež označovaná ako filtračný koeficient alebo koeficient filtrácie. Tento parameter je definovaný ako intenzita toku pri jednotkovom hydraulickom gradiente a podľa vzťahu (2) udáva, do akej miery je sledované prostredie priepustné pre vodu.

$$k = Q \cdot l / \Delta H \cdot A \cdot t$$

kde: (2)

Q je množstvo vody,

l je výška vzorky,

ΔH je rozdiel hladín,

A je plocha,

t je čas.

Podľa hodnoty hydraulickej vodivosti možno určiť, aký transportný mechanizmus bude v danom prostredí dominantný. V prípade bentonitu sa bude významne uplatňovať difúzia (experimentálne bola zistená hydraulická vodivosť bentonitu len $10^{-13} \text{ m.s}^{-1}$).

Difúzia

Difúzia je transportný mechanizmus založený na tepelnom pohybe molekúl. Vplyvom difúzie dochádza k transportu kontaminantov z oblastí s vysokou koncentráciou do oblastí s nízkou koncentráciou, nastáva teda vyrovnávanie koncentračných rozdielov. Miera tohto transportu závisí od gradientu koncentrácií, vzdialenosti transportu a od difúzných vlastností prostredia ktoré sú dané difúznym koeficientom. Matematicky je možné difúzny transport látky vyjadriť s použitím 1. Fickovho zákona (3) ktorý hovorí, že difúzny tok „F“ je priamo úmerný koncentračnému gradientu „ $\partial c / \partial x$ “ a difúznemu koeficientu „D“ [12].

$$F = -D \frac{\partial c}{\partial x} \quad (3)$$

kde:

- F je difúzny tok,
- D je difúzny koeficient,
- c je koncentrácia,
- x je súradnica x (vzdialenosť).

Sorpcia

Pod procesom sorpcia sa v riešenej problematike rozumejú všetky heterogénne reakcie medzi rozpustenými rádiokontaminantmi a pevnou maticou horninového prostredia, ako sú: chemisorpcia, fyzikálna sorpcia, precipitácia alebo iónová výmena. Tieto javy a procesy sú charakterizované lineárnym sorpčným parametrom (distribučný koeficient), ktorý sa označuje K_d a ktorý sa najčastejšie používa pri matematickom modelovaní s použitím softvérových kódov. Koeficient K_d je definovaný ako miera koncentrácie nasorbovaných kontaminantov na pevnú fázu vo vzťahu k ich koncentrácii v kvapalnej fáze podľa vzťahu (4). Základným predpokladom pri týchto úvahách je, že uvedený pomer koncentrácií zostáva stále konštantný. Mernou jednotkou koeficientu K_d môže byť ($\text{m}^3 \cdot \text{kg}^{-1}$) alebo ($\text{ml} \cdot \text{g}^{-1}$).

$$K_d = q_i / c_i \quad (4)$$

kde:

- q_i je miera koncentrácie rádionuklidu „i“ v kvapalnej fáze,
- c_i je miera koncentrácie rádionuklidu „i“ v pevnej fáze.

Dôležitou podmienkou použiteľnosti rovnovážneho distribučného koeficientu je rovnováha medzi roztokom a tuhú fázou. V použitej metodike sa hodnota sorpčného koeficientu vyjadruje vo forme tzv. retardačného koeficientu R, ktorý je možné definovať s použitím nasledovného vzťahu:

$$R = V_i / V_n \quad (5)$$

kde:

R je retardačný koeficient,
 V_i je rýchlosť ideálnej stopovacej látky,
 V_n je rýchlosť sorbujúceho rádionuklidu.

V prípade sorpcie rádionuklidu na poréznu látku je možné retardačný koeficient vyjadriť nasledovne:

$$R = 1 + (\rho \cdot K_d / \theta_w) \quad (6)$$

kde:

ρ je merná hmotnosť,
 K_d je distribučný koeficient,
 θ_w je vodou vyplnená porozita.

Disperzia

Disperzia je jav pozorovateľný pri advekčnom prenose kontaminantov. Tento jav sa vyskytuje v smere prúdenia vody (pozdĺžna disperzia), alebo kolmo na smer prúdenia (pričná disperzia). Disperzia má niekoľko vplyvov na prenos kontaminantov v prostredí:

- Ostré píky v koncentrácii rádiokontaminantov sa stávajú vplyvom disperzivity viac ploché (smerom k redukcii vysokých koncentrácií).
- Rádiokontaminant môže dosiahnuť určitý bod skôr než by vyplývalo z rýchlosti prúdenia, čo môže byť významné najmä pri sledovaní doby dosiahnutia biosféry.
- Rádiokontaminanty sa môžu rozšíriť na väčšej ploche.

VÝPOČET BEZPEČNOSTNÝCH INDIKÁTOROV

Celková ročná individuálna efektívna dávka

Pri výpočte celkovej ročnej individuálnej efektívnej dávky sa vychádza z nasledovného vzťahu (7), ktorý zohľadňuje príspevky jednotlivých expozičných ciest:

$$H = H_{ing} + H_{inh} + H_{ext} \quad (7)$$

kde:

H je celková ročná individuálna efektívna dávka (Sv/rok),
 H_{ing} je ročná individuálna efektívna dávka z ingescie (Sv/rok),
 H_{inh} je ročná individuálna efektívna dávka z inhalácie (Sv/rok),
 H_{ext} je ročná individuálna efektívna dávka z externého ožiarenia (Sv/rok).

Ročná individuálna efektívna dávka z ingescie

Ročná individuálna efektívna dávka z ingescie je daná spotrebou daného druhu potravín za rok, koncentráciou rádionuklidu v tejto potravine a dávkovým konverzným faktorom pre ingesciu podľa vzťahu:

$$H_{ing} = \sum_i (I_x C_x) DF_{ing}$$

kde: (8)

I_x je ročná spotreba potraviny typu „x“ na jedného obyvateľa (kg/rok),

C_x je hmotnostná aktivita rádionuklidu v potravine typu „x“ (Bq/kg),

DF_{ing} je dávkový konverzný faktor pre ingesciu (Sv/Bq).

Ročná individuálna efektívna dávka z inhalácie

Ročná individuálna efektívna dávka z inhalácie je daná koncentráciou rádionuklidu vo vzduchu, expozičným časom na kontaminovanej pôde, rýchlosťou dýchania a dávkovým konverzným faktorom pre inhaláciu podľa vzťahu:

$$H_{inh} = \sum_i C_v T_s Q_{inh} DF_{inh}$$

kde: (9)

C_v je objemová aktivita rádionuklidu vo vzduchu (Bq/m³),

T_s je expozičný čas na kontaminovanej pôde (hod/rok),

Q_{inh} je rýchlosť dýchania (m³/hod),

DF_{inh} je dávkový konverzný faktor pre inhaláciu (Sv/Bq).

Ročná individuálna efektívna dávka z externého ožiarenia

Ročná individuálna efektívna dávka z externého ožiarenia je daná koncentráciou rádionuklidu v pôde, mernou hmotnosťou pôdy, expozičným časom na kontaminovanej pôde a dávkovým konverzným faktorom pre externé ožiarenie podľa vzťahu:

$$H_{ext} = \sum_i C_s \rho_s T_s SF_s DF_s$$

kde: (10)

C_s je hmotnostná aktivita rádionuklidu v pôde (Bq/kg),

ρ_s je merná hmotnosť pôdy (kg/m³),

T_s je expozičný čas na kontaminovanej pôde (hod/rok),

SF_s je tieniaci faktor na kontaminovanej pôde (-),

DF_s je dávkový konverzný faktor pre externé ožiarenie (Sv.hod⁻¹/Bq.m⁻³).

Rádiotoxicita inventára

Rádiotoxicita patrí v súčasnosti medzi najpoužívanejšie kvantify na charakterizáciu dlhodobého rizika, ktoré vyplýva z existencie rádioaktívnych odpadov. Jednotkou rádiotoxicity môže byť Sv ak sa vzťahuje na celkovú aktivitu VJP/VAO, alebo Sv/g (prípadne Sv/kg) v prípade ak sa vzťahuje na mernú hmotnostnú aktivitu [28]. Takto definovaná rádiotoxicita sa dá vyjadriť ako:

$$\Theta_D(t) = \sum_i A_i(t) DF_i$$

kde: (11)

$\Theta_D(t)$ je rádiotoxicita odpadu v čase t (Sv),

$A_i(t)$ je aktivita nuklidu „ i “ v čase t (Bq),

DF_i je dávkový konverzný faktor nuklidu „ i “ (Sv/Bq).

Konverzný faktor DF_i je ekvivalentný dávke vyvolanej jednotkovou aktivitou daného nuklidu. V priebehu prevádzky JEZ je štiepenie uránu a plutónia zdrojom vysokého počtu rádionuklidov. Zavedením pomeru celkovej rádiotoxicity vyprodukovaných rádionuklidov a rádiotoxicity pôvodného uránu, z ktorého vznikli, môžeme zdefinovať tzv. relatívnu rádiotoxicitu, ktorá je daná vzťahom:

$$\Theta_{rel,D}(t) = \frac{\Theta_D(t)}{\Theta_{D,U}(t)}$$

kde: (12)

$\Theta_{rel,D}(t)$ je relatívna rádiotoxicita odpadu v čase t (-),

$\Theta_D(t)$ je rádiotoxicita odpadu v čase t (Sv),

$\Theta_{D,U}(t)$ je rádiotoxicita pôvodného uránu v čase t (Sv).

Vyhorené jadrové palivo musí byť izolované minimálne na obdobie, pokiaľ jeho relatívna rádiotoxicita neklesne pod hodnotu 1. Toto časové obdobie nazývame nutný čas izolácie. V prípade otvoreného palivového cyklu sa môže jednať o dobu až rádovo milión rokov [28].

KONCEPČNÝ MODEL

Pre každý významne sa odlišujúci scenár je potrebné vypracovať zodpovedajúci koncepčný model, ktorý popisuje možné správanie sa úložného systému a tvorí základ pre matematické modelovanie. Koncepčný model sa v tomto kontexte chápe ako súbor hypotéz a predpokladov popisujúcich fyzikálne a chemické procesy, ktoré ovplyvňujú vývoj úložiska a okolitého prostredia. Dobrý koncepčný model pre hodnotenie funkčnosti zohľadňuje všetky dôležité aspekty úložného systému

avšak s určitým zjednodušením v porovnaní s reálnou situáciou, pričom zložitost modelu závisí od účelu analýzy.

Koncepčný model popisuje nasledovné prvky:

- zdroj kontaminantov,
- únikové médiá a mechanizmy úniku,
- geosférické médiá a transportné mechanizmy,
- biosférické médiá a transportné mechanizmy,
- expozičné mechanizmy.

Koncepčný model pre účely hodnotenia dlhodobej bezpečnosti úložiska v rámci predkladanej dizertačnej práce je charakterizovaný nasledovne. Zdrojom kontaminantov je vyhorené jadrové palivo alebo dlhožijúce rádioaktívne odpady fixované vo vhodnej matrici (UO_2 , PuO_2 , vitrifikát, prípadne inertná matrica). Po ukončení funkčnosti kontajnera (strata integrity) tieto kontaminanty začnú prichádzať do styku s podzemnou vodou, ktorá preniká do úložiska cez nadložné vrstvy geologickej bariéry a cez systém inžinierskych bariér. Veľkosť prietoku vody je určovaná miestnymi hydrogeologickými podmienkami a technickým riešením inžinierskych bariér. Koncepčný model predpokladá, že prienik vody do kontajnera nastane okamžite po skončení jeho životnosti.

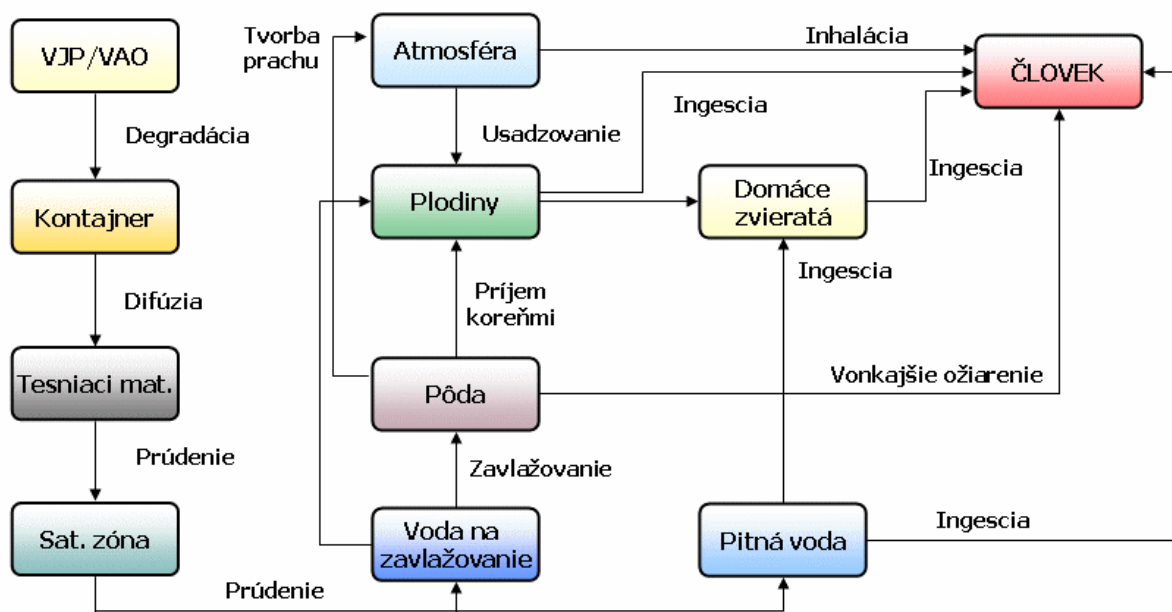
Voda, ktorá sa dostane do kontaktu s odpadmi uloženými v hlbinnom úložisku, bude rádiokontaminanty postupne vymývať v dôsledku degradácie matrice VJP, resp. VAO. Koncentrácia jednotlivých rádionuklidov bude limitovaná úrovňou ich rozpustnosti. Aktivita uvoľnená vplyvom degradácie matrice definuje zdrojový člen a je dôležitým parametrom pre výpočet ďalších bezpečnostných charakteristík úložného systému. V prostredí poľa blízkyh interakcií sa budú rádiokontaminanty šíriť hlavne difúziou vzhľadom na nízku hydraulickú vodivosť bentonitu.

V rámci použitého koncepčného modelu sa ďalej predpokladá, že kontaminovaná voda postupne prenikne cez inžinierske bariéry hlbinného úložiska a prúdi ďalej do okolitého geologického prostredia, kde sa riedi nekontaminovanou podzemnou vodou. Veľkosť tohto nariadenia je určená Darcyho rýchlosťou prúdenia podzemnej vody (objemovým prietokom). Ako geologická bariéra bolo uvažované kryštalické horninové prostredie. Určujúcim transportným mechanizmom v geosfére bude advekčne – disperzný proces, pričom sa bude uplatňovať aj difúzia do prasklín a pórov. To sa v koncepčnom modeli realizuje sériou kompartmentov, medzi ktorými nastáva advekčný transport rádiokontaminantov v smere toku spodnej vody a disperzný transport vo všetkých smeroch. Smerodajnými parametrami transportu sú Darcyho rýchlosť, retardačný koeficient určený z distribučného koeficientu príslušného rádionuklidu a disperzný koeficient či disperzia (disperzná dĺžka). Týmto transportným mechanizmom sa kontaminácia postupne dostane až do hypotetickej studne, ktorá je využívaná ako zdroj pitnej vody a vody pre zavlažovanie.

Dávka z vnútorného ožiarovania spôsobená konzumáciou pitnej vody je závislá od množstva vypitej vody, jej kontaminácie a empiricky stanoveného konverzného dávkového faktora. Vodou určenou na zavlažovanie sa kontaminuje aj pôda. Miera kontaminácie pôdy je určená množstvom závlahovej vody a translokačným faktorom prechodu do pôdy. Kontaminovaná pôda spôsobuje priame externé ožarovanie človeka, ktoré je určené kontamináciou pôdy, dobou pobytu na tejto pôde a konverzným dávkovým faktorom. Tento dávkový faktor je určený geometriou zdroja žiarenia, vzdialenosťou, počtom a energiami fotónov a samotieniacim účinkom pôdy.

Mechanizmom príjmu živín cez koreňový systém nastáva aj kontaminácia plodín, ktorá je určená empirickým translokačným faktorom prechodu rádionuklidov do plodín. Podobne aj domáce zvieratá konzumujú kontaminované plodiny a tým rádionuklidy z kontaminovaných plodín prenikajú do mäsa a iných potravín živočíšneho pôvodu. Úroveň kontaminácie mäsa a potravín je daná množstvom skonzumovaných plodín a translokačným faktorom prechodu do mäsa, mlieka, vajec a podobne. Konzumáciou kontaminovaných potravín rastlinného a živočíšneho pôvodu nastáva vnútorné ožiarovanie človeka ingesciou. Jeho veľkosť určuje množstvo skonzumovaných potravín a empirický konverzný dávkový faktor.

A napokon, pôda je aj zdrojom kontaminovaného prachu v atmosfére, ktorého koncentrácia je opäť určená empirickým faktorom pre tvorbu prachu. Vdychovaním vzduchu s obsahom kontaminovaného prachu nastáva vnútorné ožiarovanie človeka inhaláciou. Jeho veľkosť určuje rýchlosť dýchania, koncentrácia a kontaminácia prachových častíc, doba pobytu v prostredí a empirický konverzný dávkový faktor. Tento vyššie uvedený koncepčný model je ilustrovaný na Obr. 3, kde sú schematicky naznačené jednotlivé uvažované komponenty úložného systému, cesty prenosu kontaminantov a hlavné expozičné cesty.



Obr. 3 Koncepčný model pre referenčný scenár

PROCES PREUKAZOVANIA BEZPEČNOSTI

Praktickým cieľom úložného systému rádioaktívneho odpadu je jeho izolácia od populácie a životného prostredia na dobu nevyhnutnú, aby sa zabezpečilo, že žiadne potenciálne uvoľnenie rádioaktívnych látok do životného prostredia nespôsobí neakceptovateľné riziko. Dlhodobá bezpečnosť akéhokoľvek systému úložiska pre rádioaktívne odpady musí byť uspokojivo demonštrovaná už pred jeho implementáciou.

Kľúčovým záverom bezpečnostných rozborov by malo byť ubezpečenie, že hodnotený úložný systém (koncept ukladania) môže byť vyvinutý a implementovaný takým spôsobom, že pracovníci ani obyvateľstvo nebudú vystavení radiácii vyššej, ako sú legislatívne limity. Vplyvy na životné prostredie by sa mali minimalizovať okrem iného aj starostlivým výberom lokality, čo sa dá docieľiť integrovaným a systematickým prístupom. Taký rozbor popisuje charakteristiky špecifického systému úložiska, pojednáva o dôležitých aspektoch očakávanej a predikovanej dlhodobej evolúcie a kvantifikuje v možnom rozsahu dopady celého systému v zmysle rádiologických rizík [4].

Vypracovaná bezpečnostná analýza charakterizuje správanie sa celého úložného systému, jeho potenciálne dopady na obyvateľstvo a životné prostredie, včítane výsledkov porovnania s bezpečnostnými štandardmi. Za roky výskumu sa dosiahol medzinárodný konsenzus o úlohe a osnove bezpečnostných analýz. Pri realizácii bezpečnostnej analýzy bolo prihliadané najmä tri aspekty tohto konsenzu:

- Vlastnosti úložného systému v budúcnosti musia byť dostatočne známe (i keď sa nevyžaduje predikcia jeho správania v každom detaile), aby sa zaistilo, že výskyt nebezpečných únikov rádioaktívnych látok do životného prostredia je nepravdepodobný. Bezpečnostné rozborov v širšom zmysle zabezpečujú principiálne spôsoby získavania tohto poznania a jeho následnú interpretáciu zodpovedným dozorným orgánom ako aj verejnosti.
- Existujú medzinárodne akceptované prístupy k bezpečnostným analýzám. Tieto sa týkajú nielen postupov pri získavaní údajov, ale aj vývoja a použitia modelov a vykonávaní a vyhodnotenia bezpečnostných analýz. Je zrejmé, že bezpečnostné analýzy vyžadujú efektívne použitie metód prediktívneho modelovania a široký rozsah vedeckých informácií, ktoré popisujú úložný systém a jeho možnú evolúciu.
- Bezpečnostné rozborov musia tvoriť integrálnu súčasť programov vývoja úložiska už v počiatočných krokoch výskumu, pri výbere lokality, návrhu, výstavbe, prevádzke, vyradovaní a konečnom uzatvorení systému úložiska rádioaktívneho odpadu. Pred licencovaním konkrétneho miesta a návrhu úložiska musia bezpečnostné rozborov iteratívne pokračovať s výberom a vývojom lokality úložiska, aby sa zistilo, či sú potrebné ďalšie informácie a ak áno, akého typu. Bezpečnostné rozborov tvoria kľúčovú časť licenčnej dokumentácie úložiska.

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

Výsledky dizertácie potvrdili, že implementácia hlbinného ukladania VJP/VAO zostáva nevyhnutná nielen pre otvorený palivový cyklus, ale aj v prípade použitia alternatívnych palivových cyklov. Metódy separácie a transmutácie dlhožijúcich rádionuklidov však pozitívne ovplyvňujú množstvo a formu odpadov na uloženie a značne redukujú ich rádiotoxicitu. Nemenej významným prínosom ich použitia je skrátenie hodnotiaceho obdobia na preukazovanie bezpečnosti pri hlbinnom ukladaní, čo súvisí so zvyšovaním hodnovernosti získaných výsledkov (z dôvodu redukcie neurčitosti).

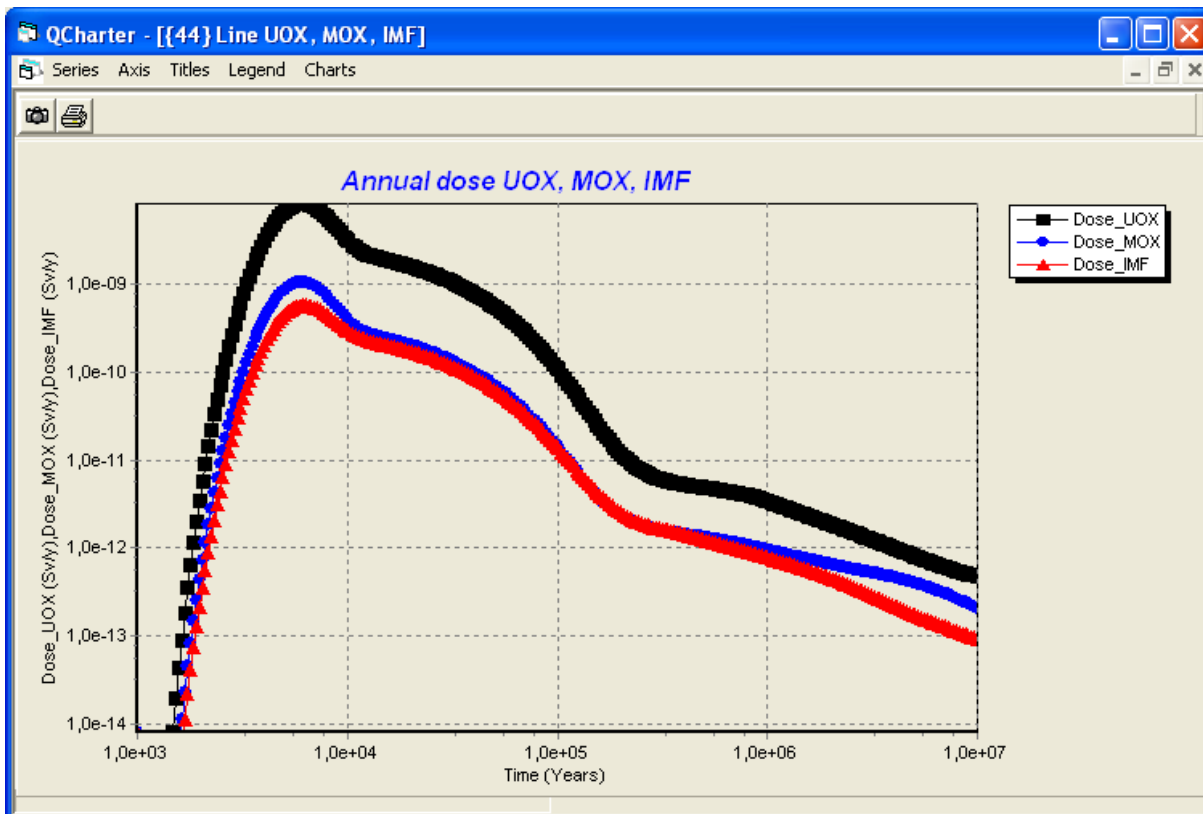
Na základe získaných výsledkov možno konštatovať, že z hľadiska dlhodobej bezpečnosti sa ako najvýhodnejšie javí použitie alternatívnych palivových cyklov typu MOX, resp. IMF. Tieto palivové cykly dosahujú nižšie percentuálne zastúpenie niektorých bezpečnostne významných rádionuklidov vplyvom čiastočného vyhorenia TRU, čo má za následok zníženie ročnej individuálnej efektívnej dávky ako aj celkovej rádiotoxicity inventára. Najmä palivový cyklus IMF je možné považovať z tohto pohľadu za perspektívny variant, avšak jeho reálnu technickú použiteľnosť a hlavne ekonomickú návratnosť bude potrebné dokladovať v reálnej prevádzke. Z dôvodu porovnateľnosti získaných výsledkov boli výpočty bezpečnostných indikátorov realizované pre množstvo VJP/VAO ekvivalentné produkcii 1 TWhe.

S ohľadom na maximálnu ročnú efektívnu dávku medzi dominantné rádiokontaminanty v dobe do 10^6 rokov patria takmer výhradne dlhožijúce štiepne produkty, najmä ^{129}I , ^{14}C , ^{36}Cl , ^{79}Se , ^{99}Tc a ^{135}Cs . V neskorších časových obdobiach sa stávajú dominantnými rádionuklidy premenových radov $4n+1$ a $4n+2$ (najmä ^{226}Ra , ^{237}Np , ^{233}U a ^{229}Th), čo súvisí s veľmi dlhou dobou polpremeny rodičovských aktinoidov a tiež s nízkou rýchlosťou ich migrácie. Výsledky pre cykly IMF a MOX majú podobné charakteristiky, menej priaznivé hodnoty boli zistené pre referenčný cyklus UOX. Pre cyklus UOX má vypočítaná maximálna dávka z ožiarenia hodnotu $8,14 \cdot 10^{-9}$ Sv/rok, pre cyklus MOX $1,04 \cdot 10^{-9}$ Sv/rok a pre cyklus IMF $5,69 \cdot 10^{-10}$ Sv/rok. Maximálna dávka z ožiarenia nastáva v dobe $6,13 \cdot 10^3$ rokov pre všetky hodnotené cykly. Číselné výsledky ročnej efektívnej dávky pre jednotlivé varianty palivových cyklov sú uvedené v Tab. 1, závislosť ročnej efektívnej dávky od času je znázornená na Obr. 4.

Získané výsledky potvrdili výrazný vplyv použitej matrice VJP resp. VAO. Sklená matrica používaná pre fixáciu VAO z prepracovania vykazuje o 1-2 rády nižšiu rýchlosť degradácie v porovnaní s VJP a odstraňuje nežiaduce okamžité uvoľňovanie niektorých rádionuklidov. Táto skutočnosť zvyhodňuje varianty MOX a IMF v porovnaní s referenčným variantom UOX pri výpočte ročnej efektívnej dávky z ožiarenia.

Tab. 1 Číselné hodnoty ročnej efektívnej dávky pre jednotlivé varianty

Obdobie (roky)	UOX (Sv/rok)	MOX (Sv/rok)	IMF (Sv/rok)
6,13E+03	8,14E-09	1,04E-09	5,69E-10
1,00E+04	3,13E-09	4,02E-10	2,94E-10
1,00E+05	1,08E-10	1,43E-11	1,39E-11
1,00E+06	3,43E-12	9,52E-13	7,78E-13
1,00E+07	4,81E-13	2,07E-13	9,33E-14



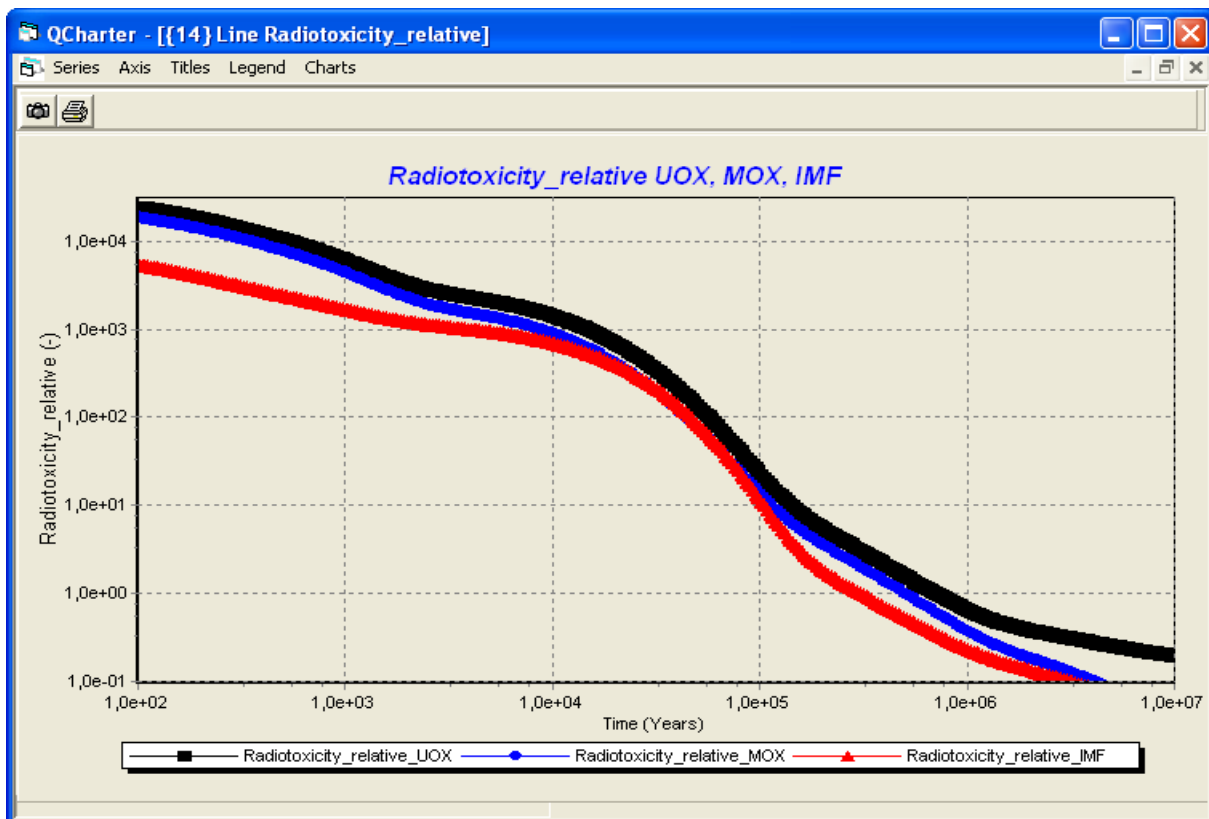
Obr. 4 Závislosť ročnej efektívnej dávky od času pre jednotlivé varianty

S ohľadom na rádiotoxicitu, medzi dominantné rádiokontaminanty v čase od 10^3 do 10^5 rokov patria ^{241}Am , ^{240}Pu a ^{239}Pu , neskôr v období od 10^5 do 10^7 rokov dominujú ^{210}Po , ^{229}Th a ^{210}Pb . Najvyššiu rádiotoxicitu vykazuje variant UOX, pri variante MOX sa prejavilo vyhorenie Pu a pri variante IMF aj vyhorenie niektorých minoritných aktinoidov výraznejším poklesom rádiotoxicity. Hodnota relatívnej rádiotoxicity pre cyklus UOX klesá pod hodnotu 1 v roku $7,07 \cdot 10^5$, pre cyklus MOX v roku $5,12 \cdot 10^5$ a pre cyklus IMF v roku $2,95 \cdot 10^5$. Tieto hodnoty predstavujú tzv. nutný čas izolácie.

Priebeh relatívnej rádiotoxicity v závislosti od času pre jednotlivé varianty je znázornený na Obr. 5, číselné hodnoty relatívnej rádiotoxicity pre jednotlivé varianty sú uvedené v Tab. 2.

Tab. 2 Číselné hodnoty relatívnej rádiotoxicity pre jednotlivé varianty

Obdobie (roky)	UOX	MOX	IMF
1,00E+02	2,43E+04	1,85E+04	5,36E+03
1,00E+03	6,14E+03	4,41E+03	1,68E+03
1,00E+04	1,40E+03	8,82E+02	6,85E+02
1,00E+05	2,19E+01	1,32E+01	1,10E+01
1,00E+06	6,45E-01	3,72E-01	2,28E-01
1,00E+07	1,97E-01	3,55E-02	3,99E-02



Obr. 5 Závislosť relatívnej rádiotoxicity od času pre jednotlivé varianty

Vypracovaný model umožnil efektívnym spôsobom realizovať citlivostnú analýzu s cieľom identifikovať relatívnu významnosť jednotlivých vstupných parametrov a sledovať ich vplyv na celkový výsledok hodnotenia. V rámci citlivostnej analýzy bolo zistené, že výsledné hodnoty ožiarovania sú citlivé hlavne na Darcyho rýchlosť prúdenia podzemnej vody. Zmena rýchlosti prúdenia pomerne výrazne vplýva na lokálne maximá všetkých zastúpených rádiokontaminantov, čo sa prejaví posunutím maxima dávky z ožiarovania smerom vpravo a následný pokles jeho hodnoty z dôvodu rádioaktívnej premeny. Pri vysokých rýchlostiach prúdenia vody vzniká na začiatku hodnoteného obdobia výrazný lokálny pík, ktorý je spôsobený dominantným jódom.

VÝZNAM, VEDECKÝ PRÍNOS A MOŽNOSTI POUŽITIA NAVRHNUTEJ METODIKY

Kľúčové prínosy predkladanej dizertačnej práce pre rozvoj vednej disciplíny a možnosti jej použitia je možné zhrnúť nasledovne:

- Navrhnutá metodika prináša nový komplexný prístup k hodnoteniu palivových cyklov z hľadiska dlhodobej bezpečnosti pri hlbinnom ukladaní VJP a VAO, ktorý je založený na použití viacerých bezpečnostných indikátorov.
- Predkladaná práca vytvára základ pre strategické rozhodovanie o ďalšom smerovaní jadrovej energetiky s ohľadom na aplikáciu alternatívnych palivových cyklov. S jej použitím je možné získať viac vstupných informácií, ktoré sú využiteľné v rámci multikriteriálnej analýzy.
- Významným prínosom práce je zostavenie podrobného modelu hlbinného geologického úložiska pre kryštalické horninové prostredia, ktorý je plne aplikovateľný pri preukazovaní bezpečnosti v podmienkach SR. Model je zostavený s použitím softvéru AMBER. V rámci modelu je integrovaná sústava matematických vzťahov a databáza relevantných vstupných parametrov, ktoré charakterizujú uvoľňovanie a transport rádiokontaminantov z úložiska až po biosféru.
- Funkčnosť vypracovaného modelu bola verifikovaná realizáciou modelových výpočtov pre referenčný palivový cyklus UOX a alternatívne palivové cykly MOX a IMF. Výsledky jednoznačne preukázali potenciál pokročilých palivových cyklov pre znižovanie ročnej efektívnej dávky z ožiarenia, ako aj celkovej radiotoxicity inventára.
- Nemenej dôležitým prínosom je citlivostná analýza, ktorá hodnotí významnosť a vplyv niektorých vstupných parametrov na celkový výsledok hodnotenia. Výsledky citlivostnej analýzy určujú najmä smerovanie ďalších výskumno-vývojových prác s cieľom zvýšiť presnosť predmetných vstupných parametrov, čo sa následne prejaví zlepšením hodnovernosti výsledkov.
- Predkladaná práca otvára tiež široké možnosti optimalizácie inžinierskych bariér s ohľadom na ich zloženie a rozmery. S použitím vypracovaného modelu je možné sledovať ich významnosť v rámci celého multibariérového systému ukladania. Proces optimalizácie je dôležitý nielen z pohľadu celkovej funkčnosti úložného systému, ale aj z hľadiska ekonomického.

S použitím vypracovanej metodiky vzniká možnosť hodnotiť a porovnávať jednotlivé jadrové palivové cykly z hľadiska dlhodobej bezpečnosti pri hlbinnom ukladaní VJP a VAO podľa viacerých kritérií. Keďže doposiaľ používané prístupy riešili uvedenú problematiku len parciálne, bol k tomuto účelu vypracovaný komplexný model. Vďaka tomu sme schopní počítať nielen efektívnu ročnú dávku pre jedinca z kritickej skupiny obyvateľstva, ale hodnotiť aj ostatné bezpečnostné indikátory, teda radiotoxicitu a nutný čas izolácie. Pre kvalifikované rozhodovanie

však bude potrebné v budúcnosti zvažovať aj také kritériá, ako sú: celkové náklady, prevádzková bezpečnosť, prevádzkové vplyvy na životné prostredie, použiteľnosť existujúcich technológií a zariadení, množstvo a aktivita vzniknutých sekundárnych nízko a stredne aktívnych RAO a pod.

Vypracovaný model je priamo použiteľný v rámci programu vývoja hlbinného úložiska SR. Pre oblasť bezpečnostných rozborov bude prioritnou možnosťou jeho uplatnenia preukazovanie súladu s požiadavkami dozorných orgánov a splnenie dávkových limitov pre jednotlivé scenáre. Legislatíva v tomto zmysle používa striktné deterministický prístup, ktorý je uplatnený aj v predkladanej dizertačnej práci. Význam hodnoverného a transparentného preukazovania bezpečnosti je nielen vo vzťahu k dozorným orgánom, ale aj s ohľadom na verejnú mienku a názory laickej resp. odbornej verejnosti.

Navrhnutý model geologického úložného systému otvára aj ďalšie možnosti jeho využitia, ktoré spočívajú v porovnávaní funkčnosti jednotlivých variantov úložných systémov pri rovnakom palivovom cykle, avšak zmenených vstupných podmienkach. Týmto spôsobom je možné porovnávať napr. dlhodobú bezpečnosť ukladania v kryštalických horninách s výsledkami pre sedimentárne horniny. Použitý model je zostavený takým spôsobom, že dokáže pracovať variantne s prúdením vody puklinovým, alebo poréznym horninovým prostredím. Zmena horninového prostredia je možná pomerne jednoducho zmenou predvoleného spôsobu prúdenia vody, pričom sa predpokladá znalosť základných vlastností použitého horninového prostredia.

Záverom je potrebné zdôrazniť nemenej významnú možnosť využitia navrhnutej metodiky spolu s vypracovaným modelom v školstve. V poslednom období môžeme sledovať renesanciu jadrovej energetiky a s ňou súvisiaci narastajúci dopyt po vedeckých pracovníkoch v tomto sektore. Hodnoteniu bezpečnosti úložísk RAO bola doteraz venovaná pomerne malá pozornosť v porovnaní s významom, ktorý táto problematika predstavuje. Užívateľsky komfortný spôsob práce s výpočtovým kódom AMBER dáva k tomuto cieľu dobré predpoklady. V tomto smere bude nepochybne prínosná aj doposiaľ rozvinutá medzinárodná spolupráca s organizáciami používajúcimi navrhnutý softvér a následná výmena informácií.

6. LITERATÚRA

- [1] Geological Disposal of Radioactive Waste. Safety Standards Series No. WS-R-4. IAEA, Vienna, 2006.
- [2] EWING, R. C.: Ceramic matrices for plutonium disposition. In: Progress in Nuclear Energy. Special Issue: Options for the Long-Term Management of Separated Plutonium. Volume 49, Number 8/2007, ELSEVIER 2007, ISSN 0149-1970, pp.635-643.

- [3] NEČAS, V. et al.: Štúdiá vplyvu neutrónovej transmutácie na prepracovanie a hlbinné ukládanie vyhoreného jadrového paliva. STU-FEI-KJFT, Bratislava. 2002.
- [4] MATEJOVIČ, I.: Hodnotenie vybraných modelov vývoja hlbinného úložiska - I. časť. Výskumná správa. VÚJE, a.s. Trnava, 1998.
- [5] DUTTON, M. et al.: The comparison of alternative waste management strategies for long-lived radioactive wastes (COMPAS). In: Euradwaste 2004. Sixth European Commission Conference on the Management and Disposal of Radioactive Waste. European Commission, Luxembourg, 2004.
- [6] WITHERSPOON, P., A., BODVARSSON, G. S.: Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation: Fourth Worldwide Review, Berkeley National Laboratory, Report LBNL 59808, 2006.
- [7] MEŠTER, M.: Nakladanie s rádioaktívnymi odpadmi. In: EE - Časopis pre elektrotechniku a informatiku 2/2005, ISSN 1335-2547.
- [8] PRVÁKOVÁ, S.: Modelling of Radionuclide Migration in the Deep Clay Geological Repository Environment. Doctoral thesis. STU-FEI-KJFT, Bratislava, 2003.
- [9] SLÁVIK, O. et al.: Kritický prehľad modelov oblastí bezpečnostných rozborov. Technická správa za pracovnú etapu BER-01. VÚJE Trnava, a.s., 1998.
- [10] PRÍTRSKÝ, J.: Súhrnná ročná správa o stave riešenia vývojových prác HÚ za rok 2000, č. dokumentu: HÚ/KOC/VD/001-01, DECOM Slovakia, spol. s r.o., Trnava, 03/2001.
- [11] VOKÁL, A.: Modelování zdrojového členu. Číslo dokumentu HÚ/ZDR/VD/001-2000. ÚJV Řež, 2000.
- [12] LIGAUNOVÁ, M. et al.: Analýza transportných a retardačných procesů migrace v konstrukčních bariérách hlubinného úložiště, č. dokumentu HÚ/PBI/VD/003-00. Ústav jaderného výskumu, a.s. Řež, 2000.
- [13] MRŠKOVÁ, A.: Vývoj scenárov pre bezpečnostné analýzy, č. dokumentu HU/BER/VD/001-99. VÚJE Trnava, 2000.
- [14] MATEJOVIC, I., HOK, J., MADARAS, J., SLANINKA, I., PRITRSKY, J.: Status of the Deep Geological Disposal Program in the Slovak Republic. In: Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation. Fourth Worldwide Review. Ernest Orlando Lawrence Berkeley National Laboratory, University of California Berkeley, California 94720 U.S.A. April 2006. Report LBNL-59808, pp. 173-190.
- [15] SLANINKA, I., HÓK, J., FRANZEN, J.: Vývoj a stav hlbinného úložiska RAO v Slovenskej Republike z hľadiska geologického poznania. In: Acta Montanistica Slovaca Ročník 12 (2007), mimoriadne číslo 1, s.17-23, 2007.

- [16] RED-IMPACT – Impact of Partitioning and Transmutation and Waste Reduction Technologies on the Final Nuclear Waste Disposal. Contribution to WP4 and WP6 of VUJE, a.s. and DECOM Slovakia, spol. s r.o., Trnava, 2007.
- [17] MARIVOET, J. et al.: RED-IMPACT - Impact of Partitioning, Transmutation and Waste Reduction Technologies on the Final Nuclear Waste Disposal, Deliverable No. 4.2 Second Report on Waste Management and Disposal. SCK•CEN, 06/2006.
- [18] AMBER 4.4 Reference Guide. Uživatelská příručka. Enviros QuantiSci – Quintessa, UK, 04/2002.
- [19] LITTLE, R. et al.: The Application of the AMBER Software Tool to the Geological Disposal of Radioactive Waste, Quintessa Limited, 2003.
- [20] Safety indicators in different time frames for the safety assessment of underground radioactive waste repositories. First report of the INWAC Subgroup on Principles and Criteria for Radioactive Waste Disposal. IAEA-TECDOC-767. IAEA, Vienna, 1994.
- [21] Kristallin-I, Safety Assessment Report. Technical Report 93-22. Nagra, Wettingen, Switzerland, 1994.
- [22] SAVAGE, D.: The scientific and regulatory basis for the geological disposal of radioactive waste. John Wiley and Sons, England, 1995.
- [23] Scientific and Technical Basis for Geological Disposal of Radioactive Wastes, Technical Report No. 413, IAEA, 2003.
- [24] VIENO, T., NORMAN, H.: Safety assessment of spent fuel disposal in Hästholmen, Kivetty, Olkiluoto and Romuvaara, Posiva OY, Helsinki, 1999.
- [25] BREZA, J., ZAJAC, R., DAŘÍLEK, P., NEČAS, V.: Non-proliferation aspects of advanced fuels under light water reactor conditions. In: Proceedings of 29th Annual Meeting – Symposium on Safeguards and Nuclear Management. European Commission - JRC. Aix en Provence, France, 22-24 May 2007. ISBN 987-92-79-06338-1.
- [26] NEČAS, V., ŠEBIAN, V., KOČÍŠKOVÁ, K., DAŘÍLEK, P.: LWR Radiotoxicity and Risk Reduction of TRU Elements from Spent Fuel by Transmutation in the Light Water Reactor. In: International Conference on Nuclear Data for Science and Technology, Santa Fe, New Mexico, 26.9-1.10.2004, AIP Melville-New York 2005, Vol. 769, pp. 1474-1477.
- [27] DAŘÍLEK, P., ZAJAC, R., BREZA, J., NEČAS, V.: Comparison of PWR-IMF and FR Fuel Cycles. In: Proceedings of Conference GLOBAL 2007 - Advanced Fuel Cycles and Systems, Boise, Idaho, September 9-13, 2007.
- [28] KOČÍŠKOVÁ, K.: Prehľad spôsobov hodnotenia a vývoj komparatívnej metodiky hodnotenia bezpečnosti nakladania s VA RAO, VUJE Trnava, 2003. s.14-19.

7. ZOZNAM PUBLIKÁCIÍ AUTORA SÚVISIACICH S PROBLEMATIKOU DIZERTAČNEJ PRÁCE

PRÁCE PUBLIKOVANÉ V ČASOPISOCH A ZBORNÍKOCH

- [1] PRÍTRSKÝ, J., TIMULÁK, J.: Technical Aspects of Deep Repository in Slovakia, In: Proceedings ENS Topseal '99, International TOPical Meeting „Radioactive Waste management: Commitment to the Future Environment“. Antverpy, Belgium, October 10-14, 1999. ISBN 3 9520691 4 0, pp. 155-158.
- [2] MATEJOVIČ, I., PRÍTRSKÝ, J., TIMULÁK, J., SALZER, P.: Vývoj hlbinného úložiska pre vyhorené jadrové palivo a vysokoaktívne odpady v SR, In: Zborník konferencie Zneškodňovanie a uskladňovanie odpadov v zemskej kôre a podzemných priestoroch. TU Košice, F BERG, Vyšná Boca, 2000.
- [3] SALZER, P., PRÍTRSKÝ, J., TIMULÁK, J.: Public Involvement in the Slovak Deep Repository Development Programme. In: Proceedings DISTEC 2000 – Disposal Technologies and Concepts 2000. International Conference on Radioactive Waste Disposal. Berlín, Germany, September 4-6, 2000. ISBN 3-9806415-3-8, pp. 675.
- [4] MATEJOVIČ, I., TIMULÁK, J., PRÍTRSKÝ, J.: Deep Geological Disposal Programme in the Slovak Republic – current status. In: Proceedings DISTEC 2000 – Disposal Technologies and Concepts 2000. International Conference on Radioactive Waste Disposal. Berlín, Germany, September 4-6, 2000, ISBN 3-9806415-3-8, pp. 133-137.
- [5] TIMULÁK, J., MATEJOVIČ, I., SALZER, P., PRÍTRSKÝ, J., LUKAJ, M.: Site Selection Criteria and their Application in the Deep Geological Repository. Development in the Slovak Republic. In: Proceedings DISTEC 2000 – Disposal Technologies and Concepts 2000. International Conference on Radioactive Waste Disposal. Berlín, Germany, September 4-6, 2000, ISBN 3-9806415-3-8, pp. 107-110.
- [6] PRÍTRSKÝ, J., TIMULÁK, J., MATEJOVIČ, I.: Slovak and Czech Co-operation at Deep Geological Repository Development. In: Proceedings DISTEC 2000 – Disposal Technologies and Concepts 2000. International Conference on Radioactive Waste Disposal. September 4-6, 2000, Berlín, Germany. ISBN 3-9806415-3-8, pp. 60-63.
- [7] PRÍTRSKÝ, J., SENČÁKOVÁ, E.: Development of Deep Geological Repository in the Slovak Republic, In: Medzinárodná konferencia NUSIM 2001, 20. 3. – 23. 3. 2001, České Budějovice, Česká republika.
- [8] DANIŠKA, V., BEZÁK, P., KRIŠTOFOVÁ, K., PRÍTRSKÝ, J., SCHULTZ, O., REHÁK, I., VAŠKO, M., TITLOVÁ, E.: OMEGA - Computer Code for Standardised Decommissioning Cost Calculation. In: Japan - Slovak Workshop on Decommissioning NPP A-1, Tokai-Mura, Japan, October 2002.

- [9] DANIŠKA, V., REHÁK, I., VAŠKO, M., PRÍTRSKÝ, J., BEZÁK, P., KRIŠTOFOVÁ, K.: Decommissioning Cost Calculation Code Based on Proposed Standardised List of Items for Costing Purposes with Integrated Material and Radioactivity Flow Control and Integrated Cost Allocating System. In: Proceedings of ICEM '03: The 9th International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation, September 21 – 25, 2003, Examination School, Oxford, UK. (CD-ROM). New York: ASME, 2003. ISBN 0-7918-3731-9.
- [10] DANIŠKA, V., REHÁK, I., SCHULTZ, O., VAŠKO, M., PRÍTRSKÝ, J., BEZÁK, P., KRIŠTOFOVÁ, K.: Current Status of Development of the Decommissioning Calculation Code OMEGA and Future steps in Development. In: Japan-Slovak Workshop on Decommissioning NPP A-1. Tokai-Mura, RANDEC, 2004.
- [11] DANIŠKA, V., REHÁK, I., VAŠKO, M., PRÍTRSKÝ, J., KRIŠTOFOVÁ, K., BEZÁK, P.: Computer Code OMEGA for Calculation of Costs and other Decommissioning Parameters. In: Energia budúcnosti – publikácia Slovenského jadrového fóra, ISSN 1335-7735, 2004, Vol. 5, No. 05/2004, pp. 6-9.
- [12] DANIŠKA, V., VAŠKO, M., ONDRA, F., BEZÁK, P., SCHULTZ, O., KRIŠTOFOVÁ, K., PRÍTRSKÝ, J., TIMULÁK, J., REHÁK, I., TATRANSKÝ, P., NEČAS, V.: Riadenie a optimalizácia vyradovania jadrových zariadení z prevádzky výpočtovým kódom OMEGA. In: EE - Časopis pre elektrotechniku a energetiku, ročník 11, mimoriadne číslo: Elektrotechnika a informatika 2005. Október 2005. ISSN 1335-2547, s. 67-70.
- [13] ONDRA, F., DANIŠKA, V., PRÍTRSKÝ, J., TATRANSKÝ, P., NEČAS, V.: Stanovenie neurčitostí pri výpočte nákladových položiek vyradovania. In: EE - Časopis pre elektrotechniku a energetiku, ročník 11, mimoriadne číslo: Elektrotechnika a informatika 2005. Október 2005. ISSN 1335-2547, s. 110-112.
- [14] DANIŠKA, V., VAŠKO, M., ONDRA, F., BEZÁK, P., PRÍTRSKÝ, J., KRIŠTOFOVÁ, K., TATRANSKÝ, P., ZACHAR, M., NEČAS, V.: Comparative analysis of decommissioning technologies based on model calculations and multi-attribute analysis of specific decommissioning cases of nuclear facilities, IAEA Coordinated Research Project on Innovative and Adaptive Technologies in Decommissioning of Nuclear Facilities, T2.40.07, (CD-ROM), November 11-17, 2006, Keswick, England.
- [15] PRÍTRSKÝ, J., MATEJOVIČ, I., ONDRA, F., NEČAS, V.: Safety assessment of gas producing radioactive waste disposal. In: Journal of Electrical Engineering No. 4/2006. Júl-August, 2006. ISSN 1335-3632, pp. 235-237.
- [16] MATEJOVIC, I., HOK, J., MADARAS, J., SLANINKA, I., PRITRSKY, J.: Status of the Deep Geological Disposal Program in the Slovak Republic. In:

Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation. Fourth Worldwide Review. Ernest Orlando Lawrence Berkeley National Laboratory, University of California Berkeley, California 94720 U.S.A. April 2006. Report LBNL-59808, pp. 173-190.

- [17] DANIŠKA, V., SCHULTZ, O., VAŠKO, M., BEZÁK, P., ONDRA, F., PRÍTRSKÝ, J., KRIŠTOFOVÁ, K., TIMULÁK, J., TATRANSKÝ, P.: Lessons Learnt from Application of the Standardised Cost Calculation Code OMEGA in Decision Making Process and Planning in Decommissioning. In: International Conference on Lessons Learned from the Decommissioning of Nuclear Facilities and the Safe Termination of Nuclear Activities, IAEA-CN-143, Athens, Greece, December 11-15, 2006, pp. 249-258.
- [18] PRÍTRSKÝ, J., ONDRA, F.: Impact of the Alternative Fuel Cycles on the Long Term Safety of Deep Geological Repository. In: 16th Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety. Bratislava, Slovakia, September 25-29, 2006, pp. 699-707.
- [19] PRÍTRSKÝ, J.: Safety Assessment of a Deep Geological Repository Using AMBER Code. In: Konferencia doktorandov FEI – ELITECH 2007, (CD-ROM), Bratislava, 16. mája 2007.
- [20] PRÍTRSKÝ, J., NEČAS, V.: Impact of Alternative Nuclear Fuel Cycles on Geological Disposal Safety - Comparison of Long-Term Safety and Sensitivity Analysis. (Zaslané do vedeckého časopisu: IEEE Transactions on Nuclear Science).

VÝSKUMNÉ SPRÁVY A ŠTÚDIE

- [1] PRÍTRSKÝ, J., TIMULÁK, J., SALZER, P., PAULOVÁ, I., LADZIANSKY, S.: Súhrnná ročná správa o stave riešenia vývojových prác HÚ za rok 1997, č. dokumentu: HU/KOC/VD/001-98, DECOM Slovakia, spol. s r.o., Trnava, 01/1998.
- [2] MATEJOVIČ, I., TIMULÁK, J., SALZER, P., PRÍTRSKÝ, J., PAULOVÁ, I.: Rámcový plán vývoja hlbinného úložiska v SR na roky 2001-2005, č. dokumentu: HU/KOC/PL/003-98, DECOM Slovakia, spol. s r.o., Trnava, 1998.
- [3] SALZER, P., TIMULÁK, J., MATEJOVIČ, I., PRÍTRSKÝ, J., PAULOVÁ, I.: Súhrnná ročná správa o stave riešenia vývojových prác HÚ za rok 1999, č. dokumentu: HÚ/KOC/VD/002-00, DECOM Slovakia, spol. s r.o., Trnava, 02/2000.
- [4] MATEJOVIČ, I., TIMULÁK, J., SALZER, P., PRÍTRSKÝ, J., SENČÁKOVÁ, E.: Podkladová štúdia ako základ zámeru na posúdenie vplyvu HÚ na životné prostredie v zmysle Zákona č. 127/1994 Z.z., č.

dokumentu: HÚ/KOC/VD/003-00, DECOM Slovakia, spol. s r.o., Trnava, 05/2000.

- [5] PRÍTRSKÝ, J.: Ekonomická analýza kombinácie definitívneho uloženia časti VJP v HÚ SR a odvozu časti VJP do zahraničia, č. dokumentu: STD/SE/VD/27-00, DECOM Slovakia, spol. s r.o., Trnava, 05/2000.
- [6] PRÍTRSKÝ, J.: Súhrnná ročná správa o stave riešenia vývojových prác HÚ za rok 2000, č. dokumentu: HÚ/KOC/VD/001-01, DECOM Slovakia, spol. s r.o., Trnava, 03/2001.
- [7] SALZER, P., PRÍTRSKÝ, J., MATEJOVIČ, I., SENČÁKOVÁ, E.: Podrobný plán vývoja hlbinného úložiska v SR na roky 2002-2005 a rámcový plán na roky 2006-2010, č. dokumentu: HÚ/KOC/PL/001-01, DECOM Slovakia, spol. s r.o., Trnava, 03/2001.
- [8] PRÍTRSKÝ, J.: Vzťah verejnej mienky k nakladaniu s rádioaktívnymi odpadmi, č. dokumentu: HÚ/ZAV/VD/001-01, DECOM Slovakia, spol. s r.o., Trnava 07/2001.
- [9] PRÍTRSKÝ, J.: Analýza hospodárenia s vyhoreným jadrovým palivom v SR, č. dokumentu: STD/SE/VD/13-01, DECOM Slovakia, spol. s r.o., Trnava 09/2001.
- [10] PRÍTRSKÝ, J., KUSÝ, I., GINDLOVÁ, D.: Návrh programu zapojenia verejnosti do rozhodovacieho a informačného procesu vývoja hlbinného úložiska, č. dokumentu HÚ/ZAV/VD/004-01, DECOM Trnava, spol. s r.o., 12/2001.
- [11] PRÍTRSKÝ, J.: Vplyv separačných a transmutačných postupov VJP na bezpečnostné a technicko-ekonomické aspekty ukladania VJP a VAO v hlbinných úložiskách, č. dokumentu: TED/VJP/VUJE/SK/007/03, DECOM Slovakia, spol. s r.o., Trnava 12/2003.
- [12] DUTTON, M., HILLS, K., STANSBY, J., KENNET, L., SEPPÄLÄ, T., MACIAS, R. M., ROHLING, K. J., HAVERKATE, B., O'SULLIVAN, J., MRŠKOVÁ, A., PRÍTRSKÝ, J., DÍAZ-TERÁN, J. A., VALDIVIESO RAMOS, J. M., MORÉN, L., HUGI, M., ZUIDEMA, P., KING, S., BREEN, B.: The comparison of alternative waste management strategies for long-lived radioactive wastes. Technical report. EUR 21021 EN, European Commision, Brussels, 2004.
- [13] MATEJOVIČ, I., PRÍTRSKÝ, J.: Bezpečnosť ukladania biologicky degradovateľných netriedených predlisovaných pevných RAO do VBK. Tvorba plynov v dôsledku korózie a biodegradácie kontajnerov, obalov a ukladaných rádioaktívnych odpadov. DECOM Slovakia, spol. s r.o., Trnava 05/2005.
- [14] SALZER, P., BUTLER, G., McGLYNN, G., KRIŠTOFOVÁ, K., PRÍTRSKÝ, J., McCOMBIE, CH., CHAPMAN, N., BOUTELLIER, CH.:

Regulations governing radioactive waste disposal in EU countries (HERALD). 1st Interim Report. DECOM Slovakia, spol. s r.o., Trnava 06/2005.

- [15] PRÍTRSKÝ, J., BEZÁK, P., MATEJOVIČ, I., MEDVEĎ, J.: Predbežný plán nakladania s rádioaktívnymi odpadmi, s vyhoretým jadrovým palivom vrátane ich prepravy. Technická správa. Číslo dokumentu: DMO/052/0101/T/P0/S. VUJE, a.s., Trnava, 04/2007.
- [16] SJÖBERG, B. M., PRÍTRSKÝ, J., RICHARDSON, P., ENGEN, O. A.: Assumptions and Considerations Underlying Current Approaches in Nuclear Waste Management. Deliverable no. 5 of project ARGONA - Arenas for Risk Governance Support Action. University of Stavanger, Norway, 12/2007.

Okrem uvedených publikácií je doktorand autorom, alebo spoluautorom viac než 40 ďalších štúdií a výskumných správ z oblasti nakladania s rádioaktívnymi odpadmi.

8. SUMMARY

Methodology of Fuel Cycles Long-Term Safety Assessment of SNF/HLW Geological Disposal

Methodology for the long-term safety assessment of nuclear fuel cycles is given in the presented doctoral thesis. The aim of work was to develop a geological repository model for disposal of spent nuclear fuel (SNF) and high level waste (HLW) using an appropriate software code able to calculate the influence of partitioning and transmutation in advanced fuel cycles. The first step in this process was specifying of indicators which can be used to quantify the radiological impact of each fuel cycle. Indicators such as annual effective dose and radiotoxicity of inventory have been quantitatively analysed to determine the potential risk and radiological consequences associated with production of SNF/HLW.

Advanced fuel types bring a number of advantages in comparison to uranium oxide fuel UO_2 used worldwide nowadays in terms of safety improvement due to minor actinides transmutation and non-proliferation aspects as well. Within the scope of work, three different fuel cycles are compared from the point of view of long-term safety of deep geological repository. The first considered fuel cycle is the currently used open fuel cycle (UOX) which uses only U-FA (Uranium Fuel Assembly). The second assessed cycle is a closed fuel cycle (MOX) with MOX-FA (Mixed Oxides Fuel Assembly) and the third considered one is a partially closed fuel cycle (IMF) with IMC-FA (Inert Matrix Combined Fuel Assembly). Description and input data of advanced fuel cycles have been gained by participation in the EC project RED-IMPACT.

Results were calculated using code AMBER, which is a flexible software tool that allows building dynamic compartmental models to represent the migration and fate of contaminants in a system, for example in the surface and sub-surface environment. Contaminants in solid, liquid and gaseous phases can be considered. AMBER gives the user the flexibility to define any number of compartments; any number of contaminants and associated decays; deterministic, probabilistic and time varying parameter values; algebraic expressions to represent the uptake of contaminants by humans, other biota and additional output quantities of interest. This software has been used as well to calculate the total and relative radiotoxicity.

The results showed that the advanced fuel cycles MOX and IMF are most perspective from the long-term safety point of view. Calculated maximal annual effective doses are as follows: 8.14×10^{-9} Sv/year for the cycle UOX, 1.04×10^{-9} Sv/year for the cycle MOX and 5.69×10^{-10} Sv/year for the cycle IMF. Maximal annual effective dose occurs at time 6.13×10^3 years for all considered cycles. Most important contributors to the total dose are long-lived fission products in the period from 10^3 to 10^6 years (^{129}I , ^{14}C , ^{36}Cl , ^{79}Se , ^{99}Tc and ^{135}Cs). Later on, the decay series $4n+1$ and $4n+2$ become dominant, which is related to the slow movement of actinides due to sorption in the host rock. Performed sensitivity analysis showed that Darcy velocity of water movement and distance of the well are ranked among the most important input parameters that affect the values of maximal annual effective dose. Safety indicators have been calculated for amount of waste equivalent to production of 1 TWhe due to comparability of the outcomes.

Presented doctoral thesis confirmed possibility to reduce significantly both the radiotoxicity and annual effective dose of advanced fuel cycles MOX and IMF in comparison with the conventional once-through UOX fuel cycle. Works performed and presented results have met expectations and can be finally used for the comparative assessment of the advanced nuclear fuel cycles based on the multi-criteria analysis approach.