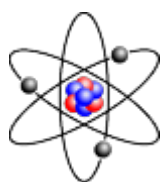


Analýza obalových súborov s materiálmi a RAO z procesu vyradovania JZ z prevádzky z pohľadu dávkového zaťaženia

Hornáček Martin · Elektrotechnika, Študentské práce

29.10.2012



Práca sa zaoberá výpočtom hodnôt príkonu dávkového ekvivalentu obalových súborov obsahujúcich materiály a RAO z procesu vyradovania JZ z prevádzky (vlákno-betónové kontajnery (VBK) a ingoty). Použité výpočtové prostriedky OMEGA (zloženie obalových súborov z hľadiska aktivít nuklidov) a Microshield (hodnoty dávkového príkonu, resp. príkonu dávkového ekvivalentu) sú v stručnosti popísané v úvodnej časti práce.

V ďalších častiach sú prezentované dosiahnuté výsledky a vykonaná analýza vypočítaných hodnôt (v závislosti od variabilných vstupných parametrov) ako aj porovnanie hodnôt stanovených výpočtom s príslušnými limitmi pre prepravu, resp. uvoľnenie do ŽP. Záverečná časť prezentuje verifikáciu a validáciu zostaveného modelu VBK a analyzuje zistené rozdiely.

1. Úvod

Proces vyradovania jadrových zariadení (JZ) z prevádzky je náročný po časovej, technickej, organizačnej a ekonomickej stránke. Z tohto dôvodu je potrebné dopredu plánovať činnosti spojené s vyradovaním a mať dostatočné znalosti o predpokladanom množstve, druhu a kategórie RAO, o materiáloch uvoľniteľných do životného prostredia (ŽP) ako aj o dávkovom zaťažení personálu vykonávajúcim vyradovacie činnosti a obyvateľstva.

V rámci práce boli uvažované VBK pre povrchové úložisko (PÚ) a ingoty s uhlíkovou a nerezovou ocelou po pretavbe predstavujúce materiály uvoľniteľné do ŽP. V nasledujúcich kapitolách sú popísané základné charakteristiky a metodiky výpočtu použitých výpočtových prostriedkov.

2. Výpočtový prostriedok OMEGA

Na stanovenie predpokladaného množstva a nuklidového zloženia RAO a materiálov uvoľniteľných do ŽP, počtu obalových súborov pre daný typ úložného systému, ako aj iných parametrov vyradovania (nákladové položky, personálne parametre, doba trvania procesov) bol v spoločnosti DECOM, a.s. vyvinutý výpočtový prostriedok OMEGA (Oracle Multicriterial General Assessment of Decommissioning). V tomto

prostriedku je implementovaná tzv. ISDC štruktúra (International Structure for Decommissioning Costing), ktorá bola v roku 2012 prijatá medzinárodnými organizáciami (IAEA, OECD/NEA, Európska komisia) ako štruktúra systematizujúca nákladové parametre vyradovania.

Dôvodom na zavedenie boli značné rozpory v určovaní nákladov a rozsahu vykonávaných činností pri rôznych projektoch vyradovania a s tým spojené ťažkosti pri vzájomnom porovnávaní jednotlivých projektov [1], [2]. ISDC štruktúra sa skladá z 3 úrovní, ktoré je možné doplniť ďalšími podúrovňami. Základná úroveň ISDC štruktúry pokrýva nasledovné činnosti [2]:

1. Činnosti pred začatím vyradovania,
2. Činnosti ukončovania prevádzky,
3. Doplnkové činnosti pre uzavretie s dozorom alebo uloženie na mieste,
4. Demontážne činnosti v kontrolovanom pásme,
5. Spracovanie, skladovanie a uloženie RAO,
6. Infraštruktúra a prevádzka lokality ,
7. Konvenčná demontáž, demolácia a úprava lokality,
8. Manažment, inžinierske činnosti a podpora,
9. Výskum a vývoj,
10. Palivo a jadrový materiál,
11. Ostatné náklady.

Vstupná výpočtová databáza prostriedku OMEGA pozostáva z 2 častí [3]:

- Materiálové a rádiologické vstupy - obsahujú tabuľky (číselníky), ktoré identifikujú inventárne parametre JZ na úrovni jadrové zariadenie - objekt - podlažie - miestnosť - technologické zariadenie, resp. stavebné časti, v tabuľkách sú uvedené fyzikálne parametre (napr. výška, šírka miestnosti, hmotnosť, objem, vnútorný a vonkajší povrch technologického zariadenia) ako aj rádiologické parametre reprezentované kontamináciou vnútorných a vonkajších povrchov, indukovanou aktivitou, dávkovým príkonom na úrovni príslušných rádionuklidov,
- Parametre výpočtového postupu - obsahujú podpoložky a príslušné tabuľky s údajmi potrebnými pre beh príslušného výpočtu.

Uvedené údaje predstavujú informácie o množstve a druhu materiálov ako aj o ich aktivite. Je zrejmé, že počas činností realizovaných počas procesu vyradovania dochádza k toku materiálov a aktivity. Vo všeobecnosti existujú 2 prístupy k previazaniu rádioaktivity s materiálmi [3]: off-line a on-line. On-line prístup zohľadňuje pokles aktivity prirodzenou rádioaktívnou premenou počas realizácie jednotlivých etáp (napr. skladovanie materiálov) ako aj jej pokles v dôsledku aplikácie dekontaminačných techník. Tento prístup je implementovaný v nástroji integrovaného materiálového toku.

Jednou z jeho významných častí je tzv. nástroj dekompozície materiálov a aktivít [4], ktorý matematicky rozoberá danú kategóriu zariadenia na čiastkové jednomateriálové komponenty, a to na základe súčinov celkov hodnôt kategórie zariadenia a parciálnych hodnôt jednomateriálových komponentov. Ďalej prebieha prenos kontaminácie, resp. indukovanej aktivity zo zariadenia na jednotlivé už vytvorené materiálové položky, na

ktoré sa zariadenie rozpadá. Tento prenos sa uskutočňuje na úrovni jednotlivých nuklidov [4]. Ďalšou časťou výpočtového prostriedku OMEGA sú nasledovné nástroje pre riadenie distribúcie rádioaktivity [4], [5]:

- Nuklidové vektory - reprezentujú kvalitatívny charakter rádioaktivity (nuklidové zloženie) vstupujúcej do výpočtu parametrov vyradovania, ide o množinu nuklidov s uvedením ich pomerného zastúpenia (celkový súčet pomerov v rámci nuklidového vektora je 1),
- Rozdeľovacie koeficienty - predstavujú distribúciu rádioaktivity v rámci výpočtového algoritmu (procedúry) reprezentujúcej činnosť vyradovania (napr. prenos aktivity pri dekontaminácii z primárnych RAO na sekundárne RAO - použité dekontaminačné roztoky),
- Aktualizácia úrovne rádioaktivity - reprezentuje časový pokles aktivity prirodzenou rádioaktívnou premenou, používa sa v každej výpočtovej procedúre pred samotnými výpočtami.
- Limity a matematické triedičky rádioaktivity - triedička in situ kontrolujúca splnenie limitov napr. pre vstup do technologických liniek a apriori triedička kontrolujúca splnenie príslušných limitov po predpokladanej aplikácii dekontaminačných techník a rozhodujúca, či daná cesta konkrétneho materiálového typu aj skutočne výpočtovo prebehne (napr. pokiaľ by ingot po pretavbe nespĺňal limity na uvoľnenie do ŽP, triedička rozhodne o uložení kovových RAO do príslušného typu úložiska bez aplikácie ekonomicky náročnej pretavby, prostredníctvom ktorej by pre dané materiály nebolo možné ich uvoľnenie do ŽP).

3. Výpočtový prostriedok Microshield

V rámci práce bol na stanovenie hodnôt príkonu dávkového ekvivalentu od jednotlivých obalových súborov s RAO ako aj od materiálov uvoľniteľných do ŽP použitý výpočtový prostriedok Microshield verzie 8.03 vyvinutý firmou Grove Software, Inc. Postup výpočtu je nasledovný [6]:

Po voľbe jednej z preddefinovaných geometrií zdroja je následne možné vytvoriť príslušný model, a to v nasledujúcej štruktúre [6]: Rozmery, Materiály, Zdroj, Buildup, Integrácia, Názov a Citlivosť. Na karte Rozmery sú zadávané rozmery zdroja, tieniacich vrstiev a bodov výpočtu dávkového príkonu (dose point). Vzhľadom na fakt, že intenzita žiarenia je nepriamoúmerná kvadrátu vzdialenosti od zdroja, nie je možné počítať dávkový príkon na povrchu zdroja (keďže pre $r \rightarrow 0$ sa $1/r^2 \rightarrow \infty$). Na karte Materiály sú zadávané materiálové vlastnosti zdroja a tienenia, a to buď z 12 preddefinovaných materiálov alebo užívateľom vytvorených materiálov (custom material). Zadávaným parametrom je hustota, ktorú je možné meniť.

Na karte Zdroj sa zadávajú jednotlivé nuklidy a ich aktivita (v Ci alebo v Bq), program následne zo zadaných rozmerov zdroja vypočíta plošnú aktivitu. Nuklidy je možné zadávať z knižníc Grove alebo ICRP-38, v rámci uskutočnených výpočtov bola zvolená knižnica ICRP-38. Pre vybrané nuklidy (^{140}Ba , ^{137}Cs , ^{144}Ce , ^{106}Ru , ^{90}Sr , ^{113}Sn a ^{103}Ru) môže program dopočítavať aktivity ich rovnovážnych dcérskych nuklidov (pre ^{137}Cs je to ^{137}mBa , pre ^{90}Sr je to ^{90}Y). Táto funkcionalita bola v rámci všetkých realizovaných výpočtov využitá. Po zadaní aktivít a stlačení tlačidla „Group photons“ dôjde k vytvoreniu skupín fotónov (vznikajúcich pri premenách jednotlivých rádionuklidov a ich dcérskych nuklidov) podľa ich energií.

Karta Buildup - Nárastový faktor - vo všetkých realizovaných výpočtoch sa postupovalo podľa zásady, že nárastový faktor bol stanovený pre poslednú významnú tieniacu vrstvu medzi zdrojom a prvým bodom výpočtu dávkového príkonu. Karta Integrácia: V prípade bodového zdroja, nekonečnej roviny alebo nekonečnej dosky je dávkový príkon počítaný pomocou analytických vzťahov. Pre ostatné geometrie sústavy zdroj - tienenie sa na numerickú integráciu používa Gaussova kvadratura.

Metóda numerickej integrácie spočíva v rozdelení zdroja na určitý počet bodov (tzv. metóda „point-kernel“), ktorý závisí od nastaveného stupňa kvadratury. Po zadaní požadovaných hodnôt sa spustí výpočet a po jeho ukončení je možné zistiť hodnoty dávkového príkonu v jednotlivých bodoch. Dávkový príkon („Absorbed Dose Rate in Air“) je vyjadrený v jednotkách mGy/h, vzhľadom na fakt, že sa jedná o fotónové žiarenie, je možné používať bez prepočtu jednotky príkonu dávkového ekvivalentu mSv/h.

4. Výpočty

V nasledujúcich častiach sú popísané vstupné parametre, vstupujúce do výpočtov a analyzované výstupné parametre.

4.1. Vstupné parametre - výpočtový prostriedok OMEGA

Vstupom pre výpočty bola modelová databáza zariadení primárneho okruhu a jeho pomocných systémov pre reaktor typu VVER 440 bez samotného telesa tlakovej nádoby reaktora a jeho vnútorných častí pri úrovni kontaminácie vychádzajúcej z databázy JZ, označenie „1K“. Modelová databáza zariadení teda obsahuje tie komponenty, ktorých jediným zdrojom aktivity je kontaminácia. Variabilné vstupné parametre boli nasledovné:

- Nuklidové vektory kontaminácie vonkajších a vnútorných povrchov technologických zariadení,
- Doba začiatku vyradovania aktívnych častí.

Nuklidové vektory kontaminácie boli uvažované 2, a to SO (standard operation - prevádzka JE bez prevádzkových udalostí) a AO (accident operation - prevádzka JE s prevádzkovou udalosťou, pri ktorej prišlo k rozptylu štíepnych produktov a transuránov do primárneho okruhu). Ich izotopické zloženie k 1.1.2010 je uvedené v Tab. 1 a Tab. 2 :

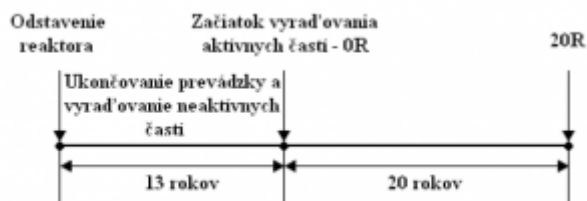
Tab. 1 Nuklidový vektor SO.

Nuklid	Podiel v nuklidovom vektore	Nuklid	Podiel v nuklidovom vektore
^{110m} Ag	3,00E-03	⁹⁴ Nb	5,00E-04
²⁴¹ Am	5,00E-05	⁵⁹ Ni	1,00E-03
⁶⁰ Co	2,20E-01	⁶³ Ni	1,80E-01
¹³⁷ Cs	2,00E-03	²⁴¹ Pu	5,00E-04
⁵⁵ Fe	5,67E-01	⁹⁰ Sr	1,00E-03
⁵⁴ Mn	2,50E-02	-	-

Tab. 2 Nuklidový vektor AO.

Nuklid	Podiel v nuklidovom vektore	Nuklid	Podiel v nuklidovom vektore
²⁴¹ Am	1,05E-02	⁶³ Ni	1,12E-01
⁶⁰ Co	6,42E-02	²³⁸ Pu	1,38E-03
¹³⁷ Cs	4,71E-01	²³⁹ Pu	4,86E-03
¹⁵² Eu	9,26E-03	¹⁵¹ Sm	3,24E-03
³ H	6,90E-04	¹²⁶ Sn	7,08E-06
¹²⁹ I	3,00E-04	⁹⁰ Sr	3,21E-01
⁹³ Mo	8,14E-06	⁹⁹ Tc	1,40E-04
⁹⁴ Nb	1,98E-04	⁹³ Zr	2,04E-05
⁵⁹ Ni	1,11E-03	-	-

Doba začiatku vyradovania aktívnych častí - časová štruktúra uvažovaného procesu vyradovania je na obr. 1



Obr. 1 Časová štruktúra procesu vyradovania.

4.2. Vstupné parametre - výpočtový prostriedok Microshield

Pre výpočtové stanovenie dávkovej záťaže je potrebná znalosť daného zdroja žiarenia z hľadiska nuklidového i materiálového zloženia. Nuklidové zloženie daného obalového súboru bolo získané výpočtovým prostriedkom OMEGA a je uvedené v Tab. 3 - Tab. 6:

Tab. 3 Nuklidová štruktúra - SO_1K_0R.

Aktivita [Bq]	Materiál/ obalový súbor	
	Nuklid	VBK pre PÚ
^{110m} Ag	3,832E+02	1,556E-02
²⁴¹ Am	3,588E+06	1,472E-01
⁶⁰ Co	2,941E+09	1,195E+05
¹³⁷ Cs	1,087E+08	4,459E+00
⁵⁵ Fe	1,473E+09	5,982E+04
⁵⁴ Mn	5,123E+04	2,081E+00
⁹⁴ Nb	3,662E+07	1,487E+03
⁵⁹ Ni	7,326E+07	2,976E+03
⁶³ Ni	1,205E+10	4,895E+05
²⁴¹ Pu	1,954E+07	8,019E-01
⁹⁰ Sr	5,348E+07	2,194E+00

Spolu	1,676E+10	6,733E+05
-------	-----------	-----------

Tab. 4 Nuklidová štruktúra - SO_1K_20R.

Aktivita [Bq]	Materiál/ obalový súbor	
	Nuklid	VBK pre PÚ
^{110m} Ag	1,432E-06	1,046E-11
²⁴¹ Am	9,167E+06	6,847E-01
⁶⁰ Co	5,658E+08	4,188E+04
¹³⁷ Cs	1,811E+08	1,352E+01
⁵⁵ Fe	2,278E+07	1,687E+03
⁵⁴ Mn	1,328E-02	0,000E+00
⁹⁴ Nb	9,644E+07	7,139E+03
⁵⁹ Ni	1,931E+08	1,429E+04
⁶³ Ni	2,765E+10	2,047E+06
²⁴¹ Pu	1,961E+07	1,465E+00
⁹⁰ Sr	8,693E+07	6,493E+00
Spolu	2,882E+10	2,112E+06

Tab. 5 Nuklidová štruktúra - AO_1K_0R.

Aktivita [Bq]	Materiál/ obalový súbor	
	Nuklid	VBK pre PÚ
²⁴¹ Am	8,620E+07	7,135E+01
⁶⁰ Co	9,790E+07	8,062E+04
¹³⁷ Cs	2,935E+09	2,429E+03
¹⁵² Eu	3,969E+07	3,268E+04
³ H	1,027E+06	0,000E+00
¹²⁹ I	2,520E+06	2,086E+00
⁹³ Mo	6,790E+04	4,795E+01
⁹⁴ Nb	1,655E+06	1,363E+03
⁵⁹ Ni	9,314E+06	7,669E+03
⁶³ Ni	8,564E+08	7,052E+05
²³⁸ Pu	1,047E+07	8,663E+00
²³⁹ Pu	4,082E+07	3,379E+01
¹⁵¹ Sm	2,456E+07	2,023E+04
¹²⁶ Sn	5,917E+04	4,872E+01
⁹⁰ Sr	1,967E+09	1,628E+03
⁹⁹ Tc	1,172E+06	9,653E+02
⁹³ Zr	1,706E+05	1,405E+02
Spolu	6,074E+09	8,531E+05

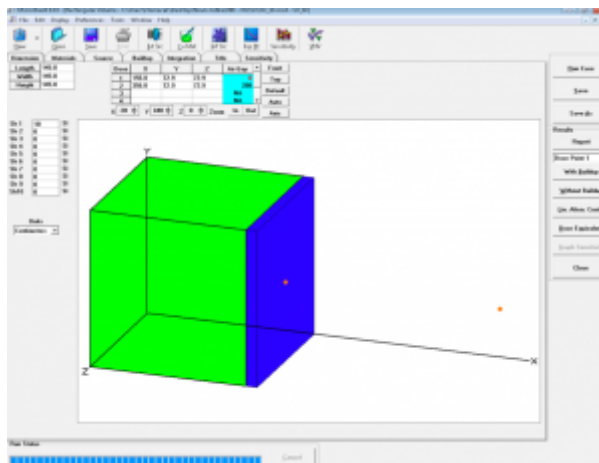
Tab. 6 Nuklidová štruktúra - AO_1K_20R.

Aktivita [Bq]	Materiál/ obalový súbor	
	VBK pre PÚ	Ingot
²⁴¹ Am	1,632E+08	1,318E+02
⁶⁰ Co	1,387E+07	1,122E+04
¹³⁷ Cs	3,621E+09	2,925E+03
¹⁵² Eu	2,757E+07	2,231E+04
³ H	1,785E+05	0,000E+00
¹²⁹ I	4,925E+06	3,978E+00
⁹³ Mo	1,319E+05	6,130E+01
⁹⁴ Nb	3,211E+06	2,597E+03
⁵⁹ Ni	1,808E+07	1,463E+04
⁶³ Ni	1,447E+09	1,171E+06
²³⁸ Pu	1,746E+07	1,411E+01
²³⁹ Pu	7,974E+07	6,441E+01
¹⁵¹ Sm	4,108E+07	3,323E+04
¹²⁶ Sn	1,149E+05	9,291E+01
⁹⁰ Sr	2,369E+09	1,913E+03
⁹⁹ Tc	2,276E+06	1,841E+03
⁹³ Zr	3,312E+05	2,679E+02
Spolu	7,809E+09	1,262E+06

Ďalej bol namodelovaný VBK pre PÚ a ingot.

VBK pre PÚ

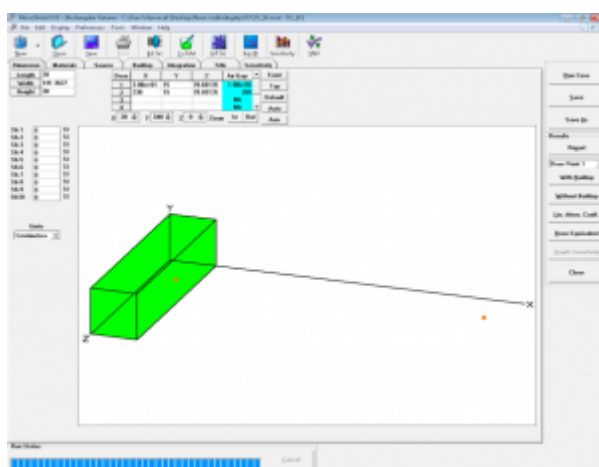
VBK pre PÚ bol modelovaný zo známych údajov dostupných v [7]. Rozmery vnútorného objemu VBK boli zadané nasledovne: $1,458 \times 1,458 \times 1,458$ m (vnútorný objem $3,1 \text{ m}^3$), hrúbka steny z vláknobetónu je 10 cm. Z dôvodu konzervatívneho prístupu predstavuje aktivita ukladaných RAO výlučne aktivitu cementovej zálievky, čím sa vylúči samotienenie kovovými RAO ako aj stenami sudov. Materiálové zloženie VBK pre PÚ je teda nasledovné: vnútorný objem - cementová zálievka (betón o hustote $1,73 \text{ g/cm}^3$ [7]), stena kontajnera (tienenie) - vláknobetón (betón o hustote $2,7 \text{ g/cm}^3$). Zostavený model je na Obr. 2.



Obr. 2 VBK pre PÚ.

Ingot

Rozmery ingotov sú závislé od daného pretavovacieho zariadenia, v rámci modelu bol vytvorený ingot tvaru hranola s rozmermi 30x30x141cm, takýto ingot zo železa (hustota 7,86 g/cm³) má potom hmotnosť 1t. Body výpočtu dávkového príkonu boli umiestnené na strane najväčšej steny ingotu, kde možno očakávať najväčšie hodnoty dávkového príkonu. Vzhľadom na skutočnosť, že bod výpočtu povrchového dávkového príkonu by sa priamo dotýkal netieneného ingotu (kap. 2), bola zadaná jeho vzdialenosť od povrchu $1 \cdot 10^{-6}$ cm. Túto vzdialenosť však možno v praktických aplikáciách považovať za nulovú. Model ingotu je na Obr. 3.



Obr. 3 Ingot.

Body výpočtu dávkového príkonu boli zadané na povrchu a vo vzdialenosti 2 m od povrchu, aby bolo možné stanovené hodnoty porovnať s limitmi z hľadiska prepravy, ktoré sú uvedené v §5 ods. 3 písm. f) Vyhlášky č. 57/2006 [8]. Podľa uvedenej vyhlášky nesmie príkon dávkového ekvivalentu na ktoromkoľvek mieste povrchu dopravného prostriedku (a teda konzervatívne povrchu obalového súboru) presiahnuť hodnotu 2 mSv/h a vo vzdialenosti 2 m od povrchu dopravného prostriedku hodnotu 0,1 mSv/h. V prípade materiálov uvoľniteľných do ŽP (ingoty) bola vykonaná analýza dodržania ročného limitu ožiarovania jednotlivca 10 μ Sv, ktorý platí pre materiály uvoľnené do ŽP [9].

4.3. Analýza výsledkov výpočtov

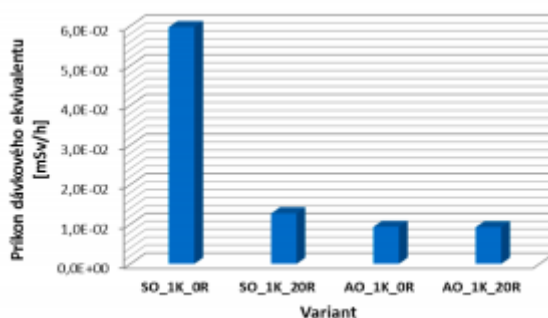
V nasledujúcej časti sú uvedené výsledky výpočtov a je vykonaná analýza ich závislosti od variabilných vstupných parametrov. Výsledky sú uvedené v Tab. 7 a Tab. 8 a na Obr. 4 a Obr. 5:

Tab. 7 Príkony dávkového ekvivalentu - VBK pre PÚ.

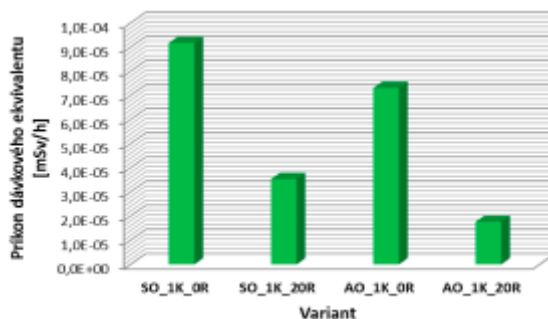
Variant	Príkony dávkového ekvivalentu[mSv/hod]	
	Povrch	2 m od povrchu
SO_1K_OR	5,969E-02	9,040E-03
SO_1K_20R	1,270E-02	1,951E-03
AO_1K_OR	9,311E-03	1,627E-03
AO_1K_20R	9,197E-03	1,660E-03

ab. 8 Príkony dávkového ekvivalentu - ingot.

Variant	Príkony dávkového ekvivalentu[mSv/hod]	
	Povrch	2 m od povrchu
SO_1K_OR	9,174E-05	1,399E-06
SO_1K_20R	3,538E-05	5,398E-07
AO_1K_OR	7,315E-05	1,117E-06
AO_1K_20R	1,760E-05	2,687E-07



Obr. 4 Hodnoty príkonu dávkového ekvivalentu na povrchu - VBK pre PÚ.



Obr. 5 Hodnoty príkonu dávkového ekvivalentu na povrchu - ingot.

Na Obr. 4 a Obr. 5 sú uvedené hodnoty príkonu dávkového ekvivalentu na povrchu obalového súboru, resp. materiálu. Z dôvodu rovnakej geometrie pre príslušný obalový súbor, resp. materiál a nuklidové zloženie zodpovedajúceho zdroja žiarenia je zřejmé, že priebehy hodnôt príkonu dávkového ekvivalentu vo vzdialenosti 2 m od povrchu

budú podobné ako v prípade hodnôt príkonu dávkového ekvivalentu na povrchu. Z tohto dôvodu budú pri nasledujúcich analýzach využité závislosti uvedené na Obr. 4 a Obr. 5 pre povrch a ich výsledky možno aplikovať aj pre hodnoty príkonu dávkového ekvivalentu vo vzdialenosti 2 m od povrchu.

Analýza vplyvu nuklidového vektora kontaminácie

Z Obr. 4 a Obr. 5 je zrejmé, že pri rovnakej dobe začiatku vyradovania aktívnych častí je hodnota príkonu dávkového ekvivalentu vyššia vo variantoch s nuklidovým vektorom SO oproti variantom s nuklidovým vektorom AO. Tento jav je možné vysvetliť pomocou veličiny ožiarenie (expozičia) a expozičnej konštanty gama Γ [10], [11].

Veličina ožiarenie charakterizuje množstvo elektrického náboja vytvoreného žiarením v jednotkovom objeme vzduchu. Je definovaná ako podiel strednej hodnoty súčtu elektrických nábojov dQ všetkých iónov s rovnakým znamienkom vzniknutých v nejakom množstve vzduchu (po dolete všetkých elektrónov a pozitronov), uvoľnených dopadajúcimi fotónmi γ v objemovom elemente vzduchu s hmotnosťou dm tohto objemu vzduchu [10], [11]. Z uvedeného pre expozičnú platí:

$$X = \frac{dQ}{dm} [\text{C.kg}^{-1}] \quad (1)$$

a pre expozičný príkon

$$\dot{X} = \frac{dX}{dt} [\text{C.kg}^{-1}.\text{s}^{-1}] \quad (2)$$

Ďalej je možné uviesť vzťah medzi expozičiou, resp. expozičným príkonom a aktivitou zdroja A a vzdialenosťou zdroja l od ožarovaného objektu:

$$X = \Gamma \frac{At}{l^2} \quad (3)$$

$$\dot{X} = \Gamma \frac{A\dot{t}}{l} \quad (4)$$

Následne možno uviesť vzťah medzi dávkou vo vzduchu a expozičiou:

$$D_{vzd} \cong \frac{W_{vzd}}{e} X \quad (5)$$

kde W_{vzd} - je stredná energia ionizácie vo vzduchu (34eV), e - je náboj jedného iónu ($1,602 \cdot 10^{-19} \text{C}$). Konštanta Γ zohľadňuje počet rôznych energetických skupín fotónov γ na jednu premenu daného rádionuklidu [11]. Jej rozmer je $[\text{C.m}^2.\text{kg}^{-1}]$. V praktických aplikáciách je často uvádzaná v jednotkách príkonu dávkového ekvivalentu pri danej aktivite a vzdialenosti od zdroja žiarenia. V Tab. 9 [12] sú pre nuklidy vyskytujúce sa vo výpočtových variantoch uvedené hodnoty príkonu dávkového ekvivalentu (mSv/h) na 1 MBq vo vzdialenosti 1 m od zdroja zoradené zostupne:

Tab. 9 Hodnoty konštanty gama pre jednotlivé rádionuklidy (bodový zdroj) [12]

Nuklid	Γ [(mSv/h)/MBq]	Nuklid	Γ [(mSv/h)/MBq]
$^{110\text{m}}\text{Ag}$	4,466E-04	^{238}Pu	2,135E-05
^{60}Co	3,703E-04	^{239}Pu	8,145E-06

⁹⁴ Nb	2,648E-04	⁹⁹ Tc	2,420E-11
¹⁵² Eu	2,012E-04	⁵⁵ Fe	-
⁵⁴ Mn	1,382E-04	³ H	-
¹³⁷ Cs	1,032E-04	⁵⁹ Ni	-
²⁴¹ Am	8,479E-05	⁶³ Ni	-
⁹³ Mo	7,963E-05	²⁴¹ Pu	-
¹²⁶ Sn	3,408E-05	⁹⁰ Sr	-
¹²⁹ I	3,401E-05	⁹³ Zr	-
¹⁵¹ Sm	2,442E-05	-	-

Chýbajúce hodnoty znamenajú, že pri premene daného nuklidu nie sú emitované žiadne γ fotóny, resp. ich energia je menšia než 0,01 MeV.

Z Tab. 9 [12] je zrejmé, že najväčšiu hodnotu Γ majú nuklidy ^{110m}Ag, ⁶⁰Co, ⁹⁴Nb, ¹⁵²Eu, ⁵⁴Mn a ¹³⁷Cs. Z hľadiska aktivít a podielu v rámci oboch nuklidových vektorov SO a AO sú však dominantné len dva nuklidy, a to ⁶⁰Co a ¹³⁷Cs. Z tohto dôvodu bude výsledná hodnota príkonu dávkového ekvivalentu vo výraznej miere závisieť na zastúpení týchto nuklidov v príslušnom obalovom súbore, resp. materiáli (Tab. 3 – Tab. 6). Vo všetkých variantoch s nuklidovým vektorom SO je aktivita ⁶⁰Co vyššia než v prípade variantov s nuklidovým vektorom AO.

Nárast aktivity ¹³⁷Cs vo variantoch s nuklidovým vektorom AO, kde je dominantným nuklidom, je menej výrazný ako pokles aktivity ⁶⁰Co, ktorý je dominantný v nuklidovom vektore SO (a ktorého hodnota konštanty Γ je približne 3,6-krát väčšia ako u ¹³⁷Cs [12]). Z tohto dôvodu je možné spozorovať pokles hodnoty príkonu dávkového ekvivalentu vo variantoch s nuklidovým vektorom AO oproti variantom s nuklidovým vektorom SO.

Pokles, resp. nárast aktivít jednotlivých nuklidov pre varianty v rámci nuklidových vektorov SO a AO je dôsledkom plnenia príslušných limitov a činnosti triedičiek výpočtového prostriedku OMEGA (kap. 2). Nárasty, resp. poklesy aktivít jednotlivých nuklidov sú preto rôzne. Vo všeobecnosti možno teda skonštatovať, že hodnota príkonu dávkového ekvivalentu v značnej miere závisí na aktivite ⁶⁰Co a ¹³⁷Cs a miere úbytku, resp. prírastku ich aktivity v rámci príslušného variantu a materiálu, resp. obalového súboru.

Analýza vplyvu doby začiatku vyradovania aktívnych častí

Na Obr. 4 a Obr. 5 je zrejмый výrazný vplyv času na hodnoty príkonu dávkového ekvivalentu. Tento jav potvrdzuje skutočnosti uvedené v predchádzajúcich častiach, že najväčší podiel na výslednej hodnote príkonu dávkového ekvivalentu má ⁶⁰Co, ktorého doba polpremeny je 5,27 roka, čo znamená, že po uplynutí doby 20 rokov klesne jeho aktivita na približne 7,2% pôvodnej hodnoty. Trend poklesu hodnoty príkonu dávkového ekvivalentu má rôznu strmúť (VBK pre PÚ - varianty SO_1K_0R/SO_1K_20R a AO_1K_0R/ AO_1K_20R), čo je opäť dôsledkom činnosti matematických triedičiek.

Kontrola splnenia limitov

Z hľadiska limitov pre prepravu, ktoré sú uvedené v [8] možno skonštatovať, že všetky obalové súbory spĺňajú uvedené limity.

V prípade materiálov uvoľniteľných do ŽP (ingot) bola vypočítaná hodnota dávkového príkonu prepočítaná na ročný dávkový ekvivalent, ktorý bol následne porovnaný s príslušným ročným limitom 10 μSv [9]. Výsledky sú uvedené v Tab. 10:

Tab. 10 Ročný dávkový ekvivalent pre ingot.

Variant	Príkon dávkového ekvivalentu[mSv/hod]	
	Povrch	2 m od povrchu
SO_1K_0R	8,036E+02	1,226E+01
SO_1K_20R	3,099E+02	4,729E+00
AO_1K_0R	6,408E+02	9,785E+00
AO_1K_20R	1,542E+02	2,354E+00

Z Tab. 10 je zrejmé, že k prekročeniu ročného limitu 10 μSv dochádza na povrchu ingotu vo všetkých variantoch, vo vzdialenosti 2 m od jeho povrchu sa ročný limit prekračuje len vo variante SO_1K_0R. Uvedené skutočnosti opäť demonštrujú významný vplyv ^{60}Co na hodnotu príkonu dávkového ekvivalentu (vplyv ^{137}Cs nie je v prípade ingotov dominantný vzhľadom na to, že jeho aktivita je pri pretavbe viazaná v sekundárnych odpadoch (troske a aerosóloch) a nie v samotnom ingote).

Pri uvedenom porovnaní však bolo konzervatívne uvažované, že jedinec sa nachádza v bezprostrednej blízkosti materiálu (resp. 2 m od neho) po celý rok (8760 hodín), čo je v praxi v podstate vylúčené. Priaznivejšie z hľadiska dávkového zaťaženia sa javí podmienené využitie materiálov, t.j. ich použitie na takých stavbách, resp. zariadeniach, kde je vylúčená možnosť neustáleho pobytu osôb (mosty, koľajnice a pod.), prípadne vzdialenosť osôb od týchto materiálov spôsobí zníženie hodnoty príkonu dávkového ekvivalentu pod limitnú hodnotu (tienenie vzduchom, betónom a pod.).

Verifikácia a validácia modelu

Verifikácia bola uskutočnená porovnaním výsledkov výpočtu pomocou prostriedku Microshield s výsledkami výpočtu pomocou prostriedku VISIPLAN 3D ALARA, ktorý bol realizovaný v [7]. Validácia bola vykonaná porovnaním výsledkov výpočtu pomocou prostriedku Microshield s meranými hodnotami v sprievodnom liste VBK, ktoré sú uvedené v [7].

Model VBK je totožný s modelom uvedeným v kap. 4.2 s tým rozdielom, že bod výpočtu dávkového príkonu je vo vzdialenosti 1 m od povrchu VBK (merania sú uskutočňované na povrchu a vo vzdialenosti 1 m od povrchu). Zdrojom aktivity je ^{60}Co ($9,25 \cdot 10^7$ Bq) a ^{137}Cs ($1,37 \cdot 10^{10}$ Bq). Údaje o aktivite boli získané z [7]. Výsledky výpočtov pomocou oboch výpočtových prostriedkov ako aj nameraných hodnôt (merajú sa všetky 4 steny, z ktorých bola určená stredná hodnota) sú uvedené v Tab. 11 a Tab. 12

Tab. 11 Príkion dávkového ekvivalentu na povrchu [mSv/h].

Výpočet Microshield	Výpočet VISIPLAN	Meranie
3,47E-02	5,43E-02	6,80E-02

Tab. 12 Príkion dávkového ekvivalentu vo vzdialenosti 1 m od povrchu [mSv/h].

Výpočet Microshield	Výpočet VISIPLAN	Meranie
1,61E-02	1,90E-02	2,00E-02

V prípade hodnôt príkonu dávkového ekvivalentu vo vzdialenosti 1 m možno skonštatovať, že jednotlivé vypočítané a namerané hodnoty vykazujú dobrú zhodu. V prípade hodnôt príkonu dávkového ekvivalentu na povrchu dochádza k výraznejším, ale nie rádovým rozdielom medzi jednotlivými hodnotami. Je to spôsobené nasledovnými dôvodmi [7]: nezahrnutie hodnôt pozadia – oba výpočtové prostriedky ich vo svojich výpočtoch neuvažujú, pričom reálne merania boli uskutočňované v BSC RAO (Bohunické spracovateľské centrum), kde je hodnota pozadia vyššia; nepresnosť meraní vykonaných na VBK; štatistická chyba vo výpočtoch pomocou oboch výpočtových prostriedkov.

Ďalej je potrebné zdôrazniť, že v prípade modelových výpočtov pomocou prostriedku Microshield sa predpokladalo, že celková aktivita obalových súborov sa rovnomerne rozdelí medzi jednotlivé obalové súbory (Tab. 3 – Tab. 6). V skutočnosti je situácia odlišná, dochádza k rôznemu „aktívnemu naplneniu“ priestoru VBK, a teda hodnoty príkonu dávkového ekvivalentu môžu byť vyššie. Vo všeobecnosti však možno skonštatovať, že hodnoty vypočítané oboma výpočtovými prostriedkami ako aj hodnoty získané meraním sa zhodne pohybujú na úrovni desiatok $\mu\text{Sv/h}$.

5. Záver

Predmetom práce bola analýza vplyvu variabilných vstupných parametrov (nuklidové vektory kontaminácie, doba začiatku vyradovania aktívnych častí) na sledovaný výstupný parameter (dávkové zaťaženie). Výpočty boli realizované na modelovej databáze zariadení primárneho okruhu reaktora typu VVER 440.

Predmetom prvej časti je poskytnutie prehľadu o štruktúre a základných vlastnostiach použitých výpočtových prostriedkov, a to výpočtového prostriedku OMEGA a Microshield. V kapitolách sú postupne popísané ich základné charakteristiky ako aj metodika výpočtu, v prípade výpočtového prostriedku OMEGA sú to predovšetkým nástroje integrovaného materiálového toku (nuklidové vektory, rozdeľovacie koeficienty, limity a matematické triedičky rádioaktivity, aktualizácia úrovne rádioaktivity), v prípade výpočtového prostriedku Microshield je dôraz kladený na postup zostavovania výpočtového modelu.

V ďalšej časti práce sú uvedené vstupné parametre výpočtov, a to postupne pre oba výpočtové prostriedky. V záverečnej časti sú dosiahnuté výsledky výpočtov prezentované tak v tabelárnej ako aj grafickej forme. Následne sa pristupuje k ich analýze, a to z pohľadu limitov uvedených v príslušných právnych predpisoch (Vyhláška ÚJD SR č. 57/2006 [8], Nariadenie vlády SR č. 345/2006 [9]). Na záver je

prezentovaná verifikácia a validácia modelu VBK.

Verifikácia bola realizovaná vzájomným porovnaním výsledkov výpočtu pomocou prostriedkov Microshield a VISIPLAN 3D ALARA, validácia bola uskutočnená porovnaním s hodnotami meranými v BSC RAO a zistené rozdiely boli zdôvodnené. Možno skonštatovať, že analyzované variabilné vstupné parametre a ich kombinácie v uvažovaných scenároch majú významný vplyv na dávkové zaťaženie, čo bolo preukázané tak teoreticky, ako aj pomocou uskutočnených výpočtov.

6. PodĎakovanie

Projekt bol podporený MŠ SR v rámci projektu CONRELMAT a agentúrou VEGA 1/0685/09.

7. Odkazy na literatúru

1. DANIŠKA, V. et. al.: Computer Code OMEGA for Calculation of Costs and other Decommissioning Parameters. In *Energia budúcnosti*, máj 2004, pp. 6-9.
2. International Structure for Decommissioning Costing (ISDC) of Nuclear Installations. OECD: 2012. NEA No. 7088. ISBN 978-92-64-99173-6. 2011
3. REHÁK, I., PRÍTRSKÝ, J. Manuál pre prácu s prostriedkom OMEGA - Oracle Multicriterial General Assessment of Decommissioning. Trnava: DECOM Slovakia spol. s r. o., 2004.
4. REHÁK, I. Výpočtové stanovovanie parametrov vyradovania jadrových zariadení z prevádzky pomocou integrovaného materiálového toku. Bratislava : FEI STU, 2005. Kandidátska dizertačná práca.
5. VAŠKO, M. Metódy riadenia distribúcie rádioaktivity a výpočtu ožiarenia personálu vo výpočtovom prostriedku pre stanovovanie parametrov vyradovania jadrových zariadení. Bratislava : FEI STU, 2007. Kandidátska dizertačná práca.
6. MicroShield User's Manual. Grove Software, Inc.© Copyright 1992 - 2009 Grove Software, Inc.
7. PÁNIK, M. Hodnotenie dávkovej záťaže pracovníkov spôsobenej upravenými rádioaktívnymi odpadmi. Bratislava : FEI STU, 2009. Diplomová práca.
8. Vyhláška Úradu jadrového dozoru Slovenskej republiky z 12. januára 2006, ktorou sa ustanovujú podrobnosti o požiadavkách pri preprave rádioaktívnych materiálov. Zbierka zákonov č. 57/2006.
9. Nariadenie vlády Slovenskej republiky z 10. mája 2006 o základných bezpečnostných požiadavkách na ochranu zdravia pracovníkov a obyvateľov pred ionizujúcim žiarením. Zbierka zákonov č. 345/2006.
10. HINCA, R.: Radiačná bezpečnosť a ochrana pred žiarením. Bratislava : FEI STU, 2011. Dostupné na:
http://www.nuc.elf.stuba.sk/lit/doz/RB_2011.pdf
11. LIPKA, J. et al. Jadrová fyzika a technika: Návody na laboratórne cvičenia. Bratislava: FEI STU, 2003. ISBN 80-227-1906-4.
12. TRUBEY, D., UNGER, L. In Specific Gamma-Ray Dose Constants for Nuclides Important to Dosimetry and Radiological Assessment. Oak Ridge National Laboratory: 1981. ORNL/RSIC-45. [cit. 2.4.2012]. Dostupné na internete:
www.osti.gov/bridge/servlets/purl/6246345/6246345.pdf

Spoluautormi článku sú Vladimír Nečas, Matej Zachar, Ústav jadrového a fyzikálneho inžinierstva, Fakulta elektrotechniky a informatiky STU Bratislava a Decom, a.s.
