

SLOVENSKÁ TECHNICKÁ UNIVERZITA V BRATISLAVE
Fakulta elektrotechniky a informatiky

Ústav jadrového a fyzikálneho inžinierstva

Ing. Jiřina Vitázková

Autoreferát dizertačnej práce

**METODIKA URČENIA A KVANTIFIKÁCIE
UKAZOVATEĽA PRÍPUSTNÉHO RIZIKA PRE ŤAŽKÉ
HAVÁRIE JADROVÝCH ELEKTRÁRNÍ
ZALOŽENÁ NA PRINCÍPE STUPNICE INES**

Na získanie akademického titulu
philosophiae doctor

v doktorandskom študijnom programe
5.2.31 Jadrová energetika

Bratislava, máj 2014

Dizertačná práca bola vypracovaná v externej forme doktorandského štúdia na Ústave jadrového a fyzikálneho inžinierstva, Fakulty elektrotechniky a informatiky Slovenskej technickej univerzity v Bratislave.

Predkladateľ: Ing. Jiřina Vitázková
Vitázková-Vitty
Sládkovičova 24
900 28 Ivanka pri Dunaji
Slovenská republika

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

Školiteľ - konzultant: Dr. Errico Cazzoli
Cazolli Consulting
Villigen, Švajčiarsko

Oponenti: 1. prof. RNDr. Pavel Povinec, DrSc.
Univerzita Komenského v Bratislave,
Fakulta matematiky, fyziky a informatiky,
Katedra jadrovej fyziky a biofyziky,
Mlynská dolina, 842 48 Bratislava

2. Ing. Ján Procháska, PhD.
VUJE, a.s.
Okružná 5, 918 64 Trnava

Autoreferát bol rozoslaný dňa:

Obhajoba dizertačnej práce sa koná dňaoh.

v

prof. RNDr. Gabriel Juhás, PhD.
dekan FEI STU

OBSAH

ÚVOD.....	4
1. STAV PROBLEMATIKY VO SVETE.....	5
1.1 DIVERZITA POJMOV, METÓD A PARAMETROV POUŽÍVANÝCH V OCEŇOVANÍ SPOLAHLIVOSTI PREVÁDZKY JADROVÝCH ELEKTRÁRNÍ.....	5
1.2 POTREBA JEDNOTNÉHO UKAZOVATEĽA.....	9
1.3 NAJPOUŽÍVANEJŠÍ PARAMETER PSA L2 LERF.....	10
2. CIELE PRÁCE.....	12
3.ZVOLENÁ METÓDA SPRACOVANIA.....	13
3.1 PROGRAM MELCOR a MACCS2.....	13
3.2 MEDZINÁRODNÁ STUPNICA ZÁVAŽNOSTI JADROVÝCH UDALOSTÍ INES.....	13
3.3 KONTAJNMENTOVÁ MATICA.....	15
4. SÚHRN VÝSLEDKOV.....	16
4.1 OKRAJOVÉ PODMIENKY PRE ODVODENIE UNIVERZÁLNEHO UKAZOVATEĽA RIZIKA PRE ŤAŽKÉ HAVÁRIE JADROVÝCH ELEKTRÁRNÍ.....	16
4.2 ODVODENIE UNIVERZÁLNEHO UKAZOVATEĽA RIZIKA PRE ŤAŽKÉ HAVÁRIE S VYUŽITÍM METÓD PRAVDEPODOBNOST- NÝCH ANALÝZ SA L2.....	17
4.3 VERIFIKÁCIA VLASTNOSTÍ ODVODENÉHO UKAZOVATEĽA.....	22
5. PRÍKLADY POUŽITIA METODIKY A UKAZOVATEĽA CRT A PRÍNOSY PRE VEDNÝ ODBOR A PRAX.....	23
5.1 PRÍKLAD POUŽITIA UKAZOVATEĽA CRT PRE JEDNU Z APLIKÁCIÍ PSA – RIADENIE ŤAŽKÝCH HAVÁRIÍ.....	24
5.2 PRÍNOS PRE PRAX A NÁMETY PRE ĎALŠÍ VÝVOJ.....	24
5.2.1 Teoretické prínosy.....	25
5.2.2 Praktické prínosy.....	25
5.2.3 Priestor pre vývoj.....	27
VÝBER Z POUŽITEJ LITERATÚRY.....	28
ZOZNAM PUBLIKOVANÝCH PRÁC AUTORKY.....	29
CITÁCIE PRÁC AUTORKY.....	36
AUTORSTVO A SPOLUAUTORSTVO METÓD PRE VYRIEŠENIE RÔZNYCH PROBLÉMOV TÝKAJÚCICH SA POSUDZOVANIA RIZIKA PREVÁDZKY JADROVÝCH ELEKTRÁRNÍ.....	36
SUMMARY.....	38

ÚVOD

Vyriešenie akéhokoľvek problému vyžaduje kvalitnú analýzu a stupeň vedeckosti riešenia by mal byť daný objektivnosťou, teda vnímaním problému v súvislostiach. Dodržiavanie tejto zásady je základom vypracovávanía predkladanej dizertačnej práce v snahe nájsť riešenie harmonizácie praktík používaných pri oceňovaní rizík spojených s ťažkými haváriami jadrových elektrární. Ako základ principiálneho podchytenia problému harmonizácie bolo vybrané dielo René Descartesa *Discours de la Méthode*, v ktorom v roku 1637 definoval 4 základné princípy vedeckej metodológie. Táto spočíva v postupe od počiatočného čo najneustranenejšieho a nezaujatého pohľadu na problém zbaveného vonkajších vplyvov, cez rozklad problému do najmenších možných detailov, po ich opätovné spojenie v nových súvislostiach až po spätnú čo najobjektívnejšiu kontrolu komplexnosti a správnosti riešenia.

Procesy spojené s nadprojektovými resp. ťažkými haváriami jadrových elektrární sú predmetom skúmania pravdepodobnostných analýz druhého stupňa (Probabilistic Safety Assessment Level 2 – PSA L2), pričom hlavnou všeobecnou charakteristikou resp. požiadavkou analýz PSA stanovenou Medzinárodnou agentúrou pre atómovú energiu vo Viedni (MAAE) je **ocenenie rizika** a požiadavkou stanovenou nielen MAAE je požiadavka jednotného medzinárodného chápania bezpečnosti jadrových elektrární vyjadrená **potrebou jednotného univerzálneho parametra** pre posúdenie bezpečnosti. Predkladaná práca predstavuje výsledok rozsiahlej štúdie praktík používaných v analýzach PSA, ktorá preukazuje, že v súčasnosti vykonávané analýzy PSA nevyhodnocujú riziko, ale množstvo rôznorodých ukazovateľov, medzi nimi aj tzv. **miery rizika**, a že neexistuje univerzálny parameter, ktorý by reprezentoval maximálne prípustné riziko pre ťažké havárie. V súčasnosti najpoužívanejšie, nie však v plnej miere univerzálne miery rizika a ich limitné hodnoty v PSA, sú frekvencia tavenia aktívnej zóny pre pravdepodobnostné analýzy PSA L1 (Core Damage Frequency CDF), frekvencia veľkých skorých únikov (Large Early Release Frequency LERF) pre pravdepodobnostné analýzy PSA L2 a ročná dávka pre obyvateľstvo pre PSA L3.

Predkladaná práca má za cieľ navrhnutie **metodiky na ocenenie rizika** ťažkých havárií jadrových elektrární na základe používaných praktík v PSA L2, ako aj **kvantifikáciu prípustného rizika** v súlade s požiadavkami MAAE pre bezpečnú jadrovú elektrárň. Navrhovaná metodika a univerzálny ukazovateľ prípustného rizika CRT (Common Risk Target), ktoré sú predmetom predkladanej práce, tak predstavujú zosúladenie množiny administratívnych požiadaviek na spoľahlivosť prevádzky jadrových elektrární na jednej strane s technickou aplikáciou týchto požiadaviek na strane druhej.

1. STAV PROBLEMATIKY VO SVETE

1.1 DIVERZITA POJMOV, METÓD A PARAMETROV POUŽÍVANÝCH V OCEŇOVANÍ SPOĽAHLIVOSTI PREVÁDZKY JADROVÝCH ELEKTRÁRNÍ

Analýzy PSA používajú a vyhodnocujú množstvo rôznych ukazovateľov, z ktorých mnohé sa vyvíjali v jednotlivých krajinách samostatne, čo sťažuje harmonizáciu súvisiacich praktík. Používané praktiky sú premietnuté do legislatívnych bezpečnostných cieľov jednotlivých krajín, ktoré sú pre analytikov a prevádzkovateľov záväzné. Týmto sú napr. periodická povinnosť vykonávania PSA analýz rôznych úrovní v určitých časových intervaloch, hodnota kritérií pre jednotlivé úrovne PSA a pod. Problémy harmonizácie podmienok a vykonávania spoľahlivostných analýz spočívajú v rozdieloch používaných technických definícií a pojmov, ako aj v rozdieloch používaných parametrov a metód.

Hoci existuje množstvo snáh o harmonizáciu praktík v oblasti jadrovej bezpečnosti, existuje množstvo rozdielov v stanovených bezpečnostných kritériách. Táto skutočnosť bola konštatovaná aj v záveroch európskych záťažových testov [1]: *“V súčasnosti neexistujú jednotné bezpečnostné štandardy alebo kritériá pre jadrové elektrárne”*. Nasledujúci prehľad stručne sumarizuje rôznorodosť výsledkov, limitov/kritérií, definícií a praktík, ktoré boli zdokumentované mnohými fórami zaoberajúcimi sa problematikou jadrovej bezpečnosti a boli analyzované aj v rámci vypracovávania návodov pre vykonávanie PSA L2 v rámci projektu Európskej komisie ASAMPSA2.

PSA L1

- a) **výsledky:** frekvencia tavenia aktívnej zóny (Core Damage Frequency)*;
- b) **limity:** CDF s hodnotou $10^{-4}/\text{Ry}$ pre prevádzkované bloky, $10^{-5}/\text{Ry}$ pre nové bloky;
- c) **definície:**
 - c.1) tavenie aktívnej zóny;
 - *všeobecné ponímanie* – pre plný výkon, odstávku, len aktívna zóna (CDF), alebo aj ako FDF (Fuel Damage Frequency) - palivo ktoré je v bazéne resp. v kontajneroch, len pre vnútorné iniciátory, alebo aj vonkajšie (požiare, záplavy, seizmické udalosti, tornáda, pád lietadla) a pod.;
 - *technické definície* – porušenie pokrytia, produkcia H-2 nad rámec projektového množstva, teplota pokrytia palivového článku (PČ) 1200°C , porušenie viac ako

1 palivového kanálu, výstupná teplota aktívnej zóny (AZ) > 1200°C, začiatok uvoľňovania rádioaktívnych látok z AZ nad rámec prevádzkových limitov, odkrytie AZ a porušenie riadiacej tyče pred porušením pokrytia PČ;

c.2) časový interval pre analýzu – obvykle 24 h;

d) **praktiky:** malé stromy porúch a veľké stromy udalostí, veľké stromy porúch a malé stromy udalostí

* V súvislosti s mierou rizika reprezentovanou frekvenciou tavenia aktívnej zóny CDF je potrebné uviesť, že nespĺňa požiadavku MAAE z roku 2002 [2] na vyhodnocovanie frekvencie tavenia paliva aj v bazénoch vyhoreného paliva alebo kontajneroch, nielen tavenia paliva v aktívnej zóne.

PSA L2

a) **výsledky:** frekvencia porušenia kontajnementu, individuálne spôsoby porušenia kontajnementu, frekvencia únikov – veľké úniky zohľadňujúce únik Cs-137, veľké skoré úniky zohľadňujúce únik I-131, kontajnementová matica;

b) **limity (ak sú):** napr. LERF rozsah od 5×10^{-7} /rok po 10^{-5} /rok, rôzne limity v TBq, rôzne limity v % obsahu AZ a pod. (viď tiež Tabuľku 1);

c) **definície:**

c.1) skorý únik – časový interval pre efektívnu implementáciu havarijných opatrení, napr. 24 hodín, 12 hodín od iniciačnej udalosti, 2 hodiny po poškodení reaktorovej nádoby, 10 hodín od iniciačnej udalosti, únik I-131 ekvivalentu, pred porušením reaktorovej nádoby;

c.2) veľký únik – väčší ako 3% obsahu AZ, únik vyžadujúci evakuáciu obyvateľstva, okamžité zdravotné následky v blízkosti JE, atmosférický únik Cs-137 alebo ekvivalentu, 100 TBq, žiadne úmrtia v blízkosti JE, hodnota všetkých únikových kategórií so zdrojovým členom rovným alebo väčším ako 10% obsahu AZ, od 1 do 10% obsahu I-131 v AZ ako prahová hodnota okamžitých úmrtí, 0.1% Cs-137 z AZ do okolia, zdrojový člen všetkých únikov > 10% AZ, 5-10% rádioaktívnych jódov, 10% AZ I-131 ako prah pre okamžité úmrtia;

c.3) časový interval pre analýzu – obvykle 48 hodín, niekedy 1 týždeň, 2 týždne začiatok intervalu – čas začiatku tavenia AZ, začiatok pred poškodením reaktorovej nádoby, začiatok po poškodení reaktorovej nádoby;

d) **praktiky:**

d.1) rôzny rozsah PSA - obmedzený (hlavne hodnotenie LERF), plný – podrobnejšie zmapovanie počiatočných stavov reaktora, detailná analýza fyzikálnych javov a pod.;

- d.2) ciele PSA môžu byť rôzne – analýza dizajnu jadrovej elektrárne (JE) a jeho konfrontácia s hlavnými bezpečnostnými cieľmi, demonštrácia vyrovnaného dizajnu, t.j. žiaden jav nie je zdrojom významného príspevku k celkovému riziku, demonštrácia, že malé odchýlky nevedú k veľkým následkom (cliff edge effect), odhady pravdepodobnosti ťažkých poškodení AZ vedúcich k únikom (najmä skorým), ktoré vyžadujú krátkodobé opatrenia, vyhodnotenie rizík spojených s vonkajšími vplyvmi, identifikácia systémov, ktorých modifikácia môže viesť k redukcii pravdepodobnosti ťažkých havárií alebo k zmierneniu ich následkov, posúdenie adekvátnosti havarijných plánov JE a overenie súladu výsledkov s pravdepodobnostnými ukazovateľmi v prípade, že sú stanovené;
- d.3) rozsah rozhrania PSA L1 a L2 môže byť rôzny – k systémom analyzovaným v PSA L1 pre vyhodnotenie CDF je potrebné do analýzy pridať systémy slúžiace na potlačenie následkov tavenia AZ a na ochranu kontajntentu, pričom sa jednotlivé sekvencie vedúce k taveniu AZ zoskupia podľa odozvy bloku do tzv. Stavov poškodenia bloku (Plant Damage States - PDS); množstvo PDS ako aj zoskupenie sekvencií je vysoko subjektívne a závisí od analytika a jeho skúsenostiach a úsudku, čím ovplyvňuje výsledky PSA L2;
- d.4) rôzne postupy a expertný úsudok používaný pri kontajntmentových stromoch udalostí (Containment Event Tree - CET) sú zdrojom ďalšieho množstva rozdielov vnášaných do analýz;
- d.5) rôzne programy používané pri analýzach: MELCOR, AZTEC, MAAP, THALES, ECART, EVNTRE, SPSA, KANT, and RISK SPECTRUM.

Tabuľka 1 obsahuje limitné hodnoty pre PSA L2 používané v rôznych krajinách transformované výpočtom programom MACCS2 do následkov v podobe potenciálnych úmrtí, poškodení zdravia, premiestnenia obyvateľstva, rozsah stratených území a pod. Tabuľka 1 demonštruje rôznorodosť bezpečnostných cieľov používaných v jednotlivých krajinách, ktoré boli prevzaté z informácií spracovaných v rámci projektu ASAMPSA2. Hodnotám jednotlivých bezpečnostných cieľov z druhého stĺpca Tabuľky 1 boli pre názornosť priradené v treťom stĺpci odpovedajúce úrovne stupnice INES, ktoré sú v stĺpcoch 4 a 5 vyjadrené v ekvivalentoch I-131 a Cs-137. Tieto boli prepočítané programom MACCS2 pre ich konvertovanie do podoby absolútnych následkov. Z uvedeného vyplýva, že bezpečnostné ciele jednotlivých krajín sa líšia aj o niekoľko rádov. Posledný riadok vyznačený červeným pozadím reprezentuje minimálne následky odpovedajúce spodnej hranici stupnice INES 5, ktorá odpovedá spodnej hranici následkov ťažkej havárie.

Tabuľka1: Následky “skorého” úniku odpovedajúce existujúcim bezpečnostným PSA L2 limitom vybraných krajín *

Krajina	Parameter	INES	Ekvivalent		Následky				
			I-131 [TBq]	Cs-137 [TBq]	Skoré úmrtia	Skoré zranenia	Neskoré úmrtia - rakovina	Trvalá alebo dočasná strata pôdy (km ²)	Počet osôb presídlených dočasne alebo trvalo
USA + spolu s viacerými:	LERF	7	20 E ⁴ - > 100 E ⁴	2 E ⁴ - > 10 E ⁴	0 - > 2 (0,2 - > 5)	2 - > 300	8,7 E ³ - > 1,8 E ⁴	8 E ² - > 2 E ⁴	5,7 E ⁴ - > 2 E ⁶
Kanada	Limit 1% Cs-137 AZ								
Veľká Británia	Limit, 10 000 TBq I-131	6	1 E ⁴	< 0,1 E ⁴	0 (0,1)	1	900	1 000	3,7 E ⁴
	Cieľ, 200 TBq Cs-137	6	0,2 E ⁴	200	0 (0)	0	180	200	8 E ³
Švédsko	0,1 % AZ	5-6	> 0,1 E ⁴	> 100	0 (0)	0	150	>100	> 5 E ³
Fínsko	Limit 100 TBq Cs-137	5-6	> 0,1 E ⁴	100	0 (0)	0	< 100	100	4 E ³
Kanada	Cieľ (nové JE) 100 TBq Cs-137								
	5 podná súmna		200	20	0	0	20	< 20	<< 800

- * 1 – následky pre oblasť s nízkou hustotou obyvateľstva (< 150 obyvateľov na km²)
- 2 – uvažované sú iba dlhodobé opatrenia (relokácia)
- 3 – následky nepresiahnu uvedené hodnoty s 95% konfidenciou

PSA L3

a) **výsledky:** úmrtia alebo len vybrané zdravotné účinky bez vyhodnocovania vplyvov na životné prostredie – vodné toky, podzemné vody alebo vplyvy na živé organizmy, resp. bez vyhodnocovania ekonomických a sociálnych dopadov, celkové účinky úniku v človekosievertoch (PersonSv, ManSv), riziko následkov s uvažovaním frekvencie;

b) **limity:** napr. VB – 100 úmrtí s frekvenciou 10⁻⁵/rok, Holandsko – 100 úmrtí s fr. 10⁻⁷/rok, rôzne LD50 – napr. v MACCS2 a ICRP, rôzne pre jednotlivé orgány, maximálna prípustná celotelová dávka – pre obyvateľstvo väčšinou 1 mSv/rok, limity pre potraviny – rôzne v rôznych krajinách, udávané v rôznych jednotkách (Bq/l, Bq/kg), limity pre prostredie – rôzne v rôznych krajinách udávané v rôznych jednotkách (Bq/m², Bq/m³, Sv/h);

c) **definície:**

- c.1) jednotky – Gy, Sv, Bq, Bq/m³, Bq/m², Sv/h, ...;
- c.2) princípy – založené na empirických skúsenostiach, odhady, akceptované princípy, ktoré nie sú preukázané, ale ani vyvrátené;
- c.3) časové súvislosti – okamžité zdravotné účinky, oneskorené zdravotné účinky a dlhodobé zdravotné účinky – obvykle 50 rokov, 70 rokov a pod., dlhodobé sociálne a ekonomické vplyvy – obvykle 50, 70 rokov;

d) praktiky:

- d.1) modely - rôzne modely pre úniky do životného prostredia a ich šírenie sa, atmosférická disperzia, meteorologické dáta, cesty ožiarenia, demografické dáta, modelovanie opatrení;
- d.2) zdravotné účinky – akútny radiačný syndróm, chronický radiačný syndróm, genetické efekty, rakovina, kardiovaskulárne ochorenia;
- d.2) zdravotné účinky a konverzné faktory pre jednotlivé dávky sa odlišujú, ak pochádzajú z rôznych zdrojov;

e) merania:

- e.1) presnosť merania je v niektorých prípadoch pomerne nízka, môže dosahovať len 50% [3, 4, 5, 6];
- e.2) dozimetrické merania – merajú absorbovanú energiu na hmotnostný element v Gy (J/kg), prevody na Sv (účinky na tkanivá) sú na základe rôznych modelov, väčšinou sa uvádzajú hodnoty pre I-131.

Z uvedeného vyplýva, že jednotiacim faktorom analýz PSA L1 je frekvencia tavenia aktívnej zóny, ktorá je jediným výsledkom tohto typu analýz, s limitnou komparatívnou hodnotou 10⁻⁴/reaktorrok pre prevádzkované reaktory. Pri tomto parametri však treba konštatovať, že neexistuje jednotná definícia resp. interpretácia pojmu tavenie aktívnej zóny, ako aj to, že v súčasnosti prevažná väčšina analýz nezahŕňa do výpočtov tavenie paliva mimo AZ, ani frekvenciu tavenia aktívnej zóny v prípade viacblokových elektrární.

Pre analýzy úrovne PSA L2 a PSA L3 neexistuje všeobecný univerzálny jednotiaci prvok/parameter/ukazovateľ, ktorý by umožňoval jednotne posúdiť bezpečnosť JE a porovnať výsledky PSA pre rôzne JE.

1.2 POTREBA JEDNOTNÉHO UKAZOVATEĽA

Ako vyplýva z predchádzajúcej kapitoly a mnohých citácií medzinárodných organizácií ako OECD, Európskej komisie, MAAE a pod., a ich záverov uvedených v práci, potreba jednotného univerzálneho kritéria resp. ukazovateľa jadrovej bezpečnosti rezonuje jadrovou komunitou od počiatkov jadrovej energetiky, resp. od založenia MAAE v roku 1957.

Ak by sme problematiku jadrovej bezpečnosti rozdelili z hľadiska kvalitatívneho, dostali by sme dve línie:

- **administratívno-legislatívnu**, ktorá je predstavovaná rôznymi pojmami, kritériami, definíciami a požiadavkami
- **technickú**, ktorá predstavuje aplikáciu administratívnej línie, a ktorú by sme mohli rozdeliť do dvoch častí:
 - **praktickú** – spojenú s prevádzkou, ako je samotný projekt JE, palivový cyklus, stupnica INES
 - **teoretickú** – výpočty, analýzy, parametre, limity

Univerzálny ukazovateľ ako limit z technickej teoretickej línie v podobe matematicky vyjadreného kritéria by mal spĺňať administratívne stanovené požiadavky pre bezpečnosť. Napriek opakovaným snahám, doposiaľ sa nepodarilo definovať technicky odvodený parameter, ktorý by bol dostatočne objektívny, spĺňajúci množinu administratívnych požiadaviek na bezpečnosť jadrových elektrární, stanovených najmä lídrom v oblasti jadrovej bezpečnosti, ktorým je MAAE. MAAE je autorizovaná svojím Štatútom pre stanovenie štandardov pre bezpečnosť pre ochranu zdravia a minimalizáciu nebezpečenstva pochádzajúceho z jadrových zdrojov. Bezpečnostné štandardy MAAE, hoci nie sú legislatívne záväzné, mali by byť navrhnuté na základe medzinárodne uznaných princípov, požiadaviek a odporúčaní, pričom sa očakáva že členské štáty implementujú tieto štandardy do svojej legislatívy [7]. V súčasnosti MAAE odporúča napr. pre PSA L2 hodnotu tzv. miery rizika známu ako **frekvencia veľkých skorých únikov LERF (z angličtiny Large Early Release Frequency)**. Na druhej strane však jedným zo základných postulátov MAAE týkajúcich sa PSA je, že cieľom PSA je oceňovanie rizika, ktoré MAAE definuje ako **súčin frekvencie a následkov**, pričom podľa definície MAAE PSA určuje projekt a prevádzku jadrových elektrární [8]. Z uvedeného vyplýva, že v súčasnosti používané miery rizika neodzrkadľujú podstatu a zámer PSA - oceňovanie rizika, a neexistuje ukazovateľ, ktorý by umožnil vyvodiť závery týkajúce sa bezpečnosti jadrových elektrární vo forme rizika, ktorého oceňovanie by malo byť cieľom PSA. Avšak ani v súčasnosti používané miery rizika stanovené MAAE nie sú implementované jednotne do legislatívy jednotlivých členských krajín, na čo poukazuje napr. Tabuľka 1.

1.3 NAJPOUŽÍVANEJŠÍ PARAMETER PSA L2 LERF

V súčasnosti asi najviac používaný ukazovateľ LERF pre PSA L2 nepredstavuje jednotný univerzálny ukazovateľ spoľahlivosti, keďže nie je legislatívne uznaným všeobecne platným bezpečnostným cieľom v každej členskej krajine MAAE prevádzkujúcej JE. Aj v tých krajinách, kde je uznaným ukazovateľom spoľahlivosti, nadobúda rôzne hodnoty, ako dokumentuje aj Tabuľka 1. Ďalším

nedostatkom je, že z matematického hľadiska je LERF iba frekvencia, nie riziko, napriek tomu, že MAAE stanovuje, že hlavným cieľom PSA analýz by malo byť hodnotenie rizika [8] a MAAE/INSAG definuje riziko ako súčin frekvencie a následkov [8]. Ďalším nedostatkom týkajúcim sa LERF je to, že neexistuje jednotná definícia pojmu „veľký únik“ a „skorý únik“, čo je konštatované napríklad v návrhoch pre vykonávanie PSA L2 vytvorených v projekte Európskej komisie ASAMPSA2 „Best Practices Guidelines for L2 PSA development and applications“, takže hodnota LERF má subjektívny charakter a je ovplyvnená buď rozhodnutím analytika alebo legislatívou danej krajiny, čo prináša rádrové rozdiely v jeho kvantitatívnej hodnote (viď napr. Tabuľku 1). Okrem toho, parameter LERF stanovený v USA, bol navrhnutý pre potreby radiačnej ochrany, a nie pre potreby stanovenia bezpečnosti prevádzky s tým, že zaistenie radiačnej ochrany je založené na čase, ktorý je dostatočný pre evakuáciu obyvateľstva pred výskytom významného úniku. MAAE definuje bezpečnosť a radiačnú ochranu ako dva rozdielne pojmy. **Bezpečnosť** definuje ako pojem viazaný na zdroj rádioaktívneho žiarenia a schopnosť prevencie nebezpečenstva únikov zameranú **na minimalizáciu nebezpečnosti zdroja**, zatiaľ čo **radiačnú ochranu** definuje ako pojem viazaný na prostredie mimo elektrárne a schopnosť minimalizácie následkov žiarenia **za účelom ochrany zdravia** [9]. Okrem toho, parameter LERF obsahuje len „veľké“ a „skoré“ úniky, pričom tieto pojmy nie sú exaktne stanovené. Tým, že sa LERF obmedzuje na „veľký“ únik, nech je tento stanovený akokoľvek subjektívne, eliminuje všetky ostatné úniky menšieho rozsahu ako aj úniky „neskoré“, čím vytvára dojem, že úniky mimo stanovených hraníc pre „skorý únik“ a „veľký únik“ nie sú z hľadiska následkov významné. Ďalší nedostatok parametra LERF spočíva v tom, že postráda technický základ, a je len stanoveným semikvantitatívnym ukazovateľom, nie technicky odvodeným, pričom sa počas vývoja jeho hodnota zvýšila o jeden rád. Pôvodne mal hodnotu 10^{-6} /reaktorrok pre existujúce reaktory, ako sa uvádza v “The Role of Probabilistic Safety Assessment and Probabilistic Safety Criteria in Nuclear Power Plant Safety, Safety Series No. 108, Safety Reports, IAEA, Vienna, 1992”. Táto hodnota vychádzala z navrhovanej hodnoty amerického jadrového dozoru US NRC z roku 1986 v “Safety Goals for the Operations of Nuclear Power Plants, August 1986”. O deväť rokov neskôr sa jeho odporúčaná hodnota zmiernila a v “IAEA SAFETY STANDARDS SERIES, Safety Assessment and Verification for Nuclear Power plants, Safety Guide No. NS-G-1.2, IAEA, Vienna, 2001” nadobudla hodnotu 10^{-5} /reaktorrok. Okrem uvedených nedostatkov je s parametrom LERF spojený ešte jeden problém, a to, že svojou podstatou podľa základnej definície US NRC z roku 1986 reflektuje len okamžité a len zdravotné následky ťažkej havárie, keďže je viazaný na skoré úniky, ktorých reprezentantom je I-131. Tu je potrebné uviesť, že ani veľmi veľké úniky pri havárii v Černobyle alebo vo Fukušime, odpovedajúce najvyššiemu stupňu INES 7 stupnice závažnosti jadrových udalostí, nemali za následok okamžité úmrtia obyvateľstva, ale podstatnými následkami havárie takého veľkého rozsahu sú práve následky dlhodobé a z dlhodobých nielen zdravotné [11]. Pre

úplnosť sú preto uvedené v práci príklady oficiálne dokumentovaných dlhodobých následkov havárie v Černobyle, ktoré sa nachádzajú v prílohe B dizertačnej práce.

2. CIELE PRÁCE

Základným cieľom predkladanej dizertačnej práce je zosúladienie množiny administratívnych požiadaviek na spoľahlivosť prevádzky jadrových elektrární na jednej strane, s technickou aplikáciou týchto požiadaviek na strane druhej, vytvorením metodiky PSA L2 pre ocenenie rizika ťažkej havárie a pre kvantifikáciu technického ukazovateľa vyjadrujúceho prípustné riziko pre ťažké havárie v súlade s definíciami MAAE pre bezpečnú prevádzku jadrových elektrární.

Práca má za cieľ nadviazať na dlhodobé snahy o harmonizáciu praktík na úrovni PSA L2. Využitie predkladanej metodiky má ambíciu dať návod, ako zrealizovať v praxi výsledné hodnotenie rizika ťažkej havárie na úrovni PSA L2. Hodnota parametra kvantifikovaného v práci na základe predkladanej metodiky by mala slúžiť ako maximálny limit prípustného rizika pre bezpečnú jadrovú elektrárň. Navrhovaný parameter by mohol byť využiteľný **nielen pri posudzovaní výsledkov samotných analýz PSA L2, ale aj pri aplikáciách PSA napr. pre riadenie ťažkých havárií** (Severe Accident Management - SAM).

Jednotlivé úlohy vedúce k splneniu stanoveného cieľa sú nasledovné:

- analýza požiadaviek pre bezpečnú prevádzku jadrových elektrární a stanovenie okrajových podmienok pre odvedenie ukazovateľa pre PSA L2 v podobe množiny vybraných kritérií,
- nájdenie vhodného spôsobu pre vyjadrenie následkov ťažkej havárie ako súčasť rizika,
- využitie stupnice INES pre teoretické účely PSA L2, ktorá sa v súčasnosti používa pre reálne udalosti a havárie,
- využitie súčasných postupov PSA L2 pre metodiku a matematický model vedúci k odvodeniu parametra,
- využitie programu MELCOR a MACCS2 pre podporné výpočty súvisiace s následkami ťažkej havárie,
- odvodenie parametra s uvážením najnovších skúseností a požiadaviek týkajúcich sa ťažkých havárií jadrových elektrární po havárii vo Fukušime,
- verifikácia odvodeného parametra porovnaním s okrajovými podmienkami.

3. ZVOLENÁ METÓDA SPRACOVANIA

Prvým krokom k navrhnutiu metodiky a odvodenia ukazovateľa prípustného rizika bola analýza požiadaviek pre bezpečnú prevádzku jadrových elektrární. Pri analýze problému bola použitá vedecká metóda René Descartesa popísaná v diele *Discours de la Méthode* a jej 4 základné princípy:

1. Nikdy neakceptovať ako pravdivé nič, o čom sa analytik nepresvedčil sám, aký je stav, so zámerom stratostlivo sa vyhnúť unáhlenosti a predsudkom, a do úvahy vziať len to, čo vyvrátilo dostatočne jasne a zreteľne akékoľvek pochybnosti.
2. Rozdeliť každý skúmaný problém do takých detailov ako je možné, aby bol predpoklad pre nájdenie vhodného riešenia.
3. viesť úvahy tak, aby bolo možné začať s najjednoduchšími vecami a postupovať kúsok po kúsok od začiatku k zložitejším poznatkom priradujúc poznatkom určitý poriadok, a to aj tým objektom, ktoré priamo nesúvisia svojou podstatou s prioritnými zámermi a súvislosťami.
4. A nakoniec, pre každý riešený problém zosumarizovať čo najkompletnejšie súvislosti a čo najvšeobecnejšie ich znovu preveriť tak, aby si analytik bol istý, že nič nebolo opomenuté.

Výsledkom uvedenej analýzy je množina požiadaviek a kritérií použitých pre odvodenie nového ukazovateľa prípustného rizika ťažkých havárií, ktorá je zhrnutá v kapitole 4.1 autoreferátu.

3.1 PROGRAM MELCOR A MACCS2

Program MELCOR je plne integrovaný nástroj pre modelovanie procesov potenciálnych havárií ľahkovodných reaktorov vyvinutý v Sandia National Laboratories pre US NRC. Program MACCS2 nadväzuje na program MELCOR a slúži pre oceňovanie následkov havárií. Program MACCS2 bol v práci použitý pre podporné výpočty následkov ťažkých havárií v súvislosti so stupnicou INES, ktorá je v práci konvertovaná do podoby absolútnych následkov, ktoré sú prezentované v Tabuľke 1 a 2.

3.2 MEDZINÁRODNÁ STUPNICA ZÁVAŽNOSTI JADROVÝCH UDALOSTÍ INES

Medzinárodná jadrová a rádiologická stupnica závažnosti jadrových udalostí INES sa stala základom pri kvantitatívnom vyjadrení navrhovaného spoločného

ukazovateľa CRT pre riziko ťažkej havárie jadrovej elektrárne. Táto stupnica sa používa pre hodnotenie závažnosti skutočných udalostí a havárií a vo svojej časti pre vyhodnocovanie vplyvov na ľudí a životné prostredie je založená na aktivite rádioaktívnych únikov pri danej udalosti vyjadrenej ako rádiologický ekvivalent I-131 v TBq. Použitie stupnice INES pre účely PSA je adekvátne z toho dôvodu, že je určená na **ocenenie závažnosti reálnych udalostí** a v analýzach **PSA sa oceňujú potenciálne havárie**, o ktorých sa však predpokladá, že sa s určitou pravdepodobnosťou môžu stať reálnymi.

Stupnica INES rozlišuje 3 druhy udalostí podľa ich vplyvu na tri základné oblasti: vplyv na ľudí a životné prostredie, vplyv na rádiologické bariéry a monitorovanie, a vplyv na ochranu do hĺbky. Pri každej udalosti sa posudzuje vplyv na každú z troch uvedených oblastí a konečné hodnotenie odpovedá najvyššej hodnote dosiahnutej pri analýze udalosti. INES rozdeľuje udalosti do ôsmych základných úrovní od INES0 do INES7 [10], kde INES7 predstavuje haváriu s najzávažnejšími rádiologickými účinkami na prostredie a spoločnosť.

Stupnica INES bola použitá pri odvodzovaní nového ukazovateľa pre prípustné riziko ťažkých havárií na kategorizáciu únikov do skupín odpovedajúcich stupňom INES5 až INES7. Tabuľka 2 obsahuje výsledok súhrmných výpočtov programom MELCOR a MAACS2, ktoré sumarizujú rozsah výsledkov pre ilustráciu stupnice INES. V tabuľke sú stupne INES4 – INES7 predstavované rádiologickými medzami stupnice INES [10] premietnuté do následkov v podobe odhadu úmrtí a straty územia.

Tabuľka 2: Odhad následkov a rizík na haváriu (výsledok výpočtu program MELCOR A MACCS2 [12])

Úniky		Absolútne následky			Riziko pripadajúce na haváriu			
					Dodatočné úmrtia			Okamžité do 10 km
INES	I-131 equiv. [Bq]	Okamžité úmrtia	Dodatočné úmrtia počas celej dĺžky života	Strata pôdy [km ²]	Úmrtia > E ³ populácia (do 1600 km)	Dodat.		
4	< 200	0	0-100	0 - 5	< 1E ⁻⁴	< 1E ⁻⁴	< 1E ⁻⁴	< 1E ⁻⁵
5	2E ² -2 E ³	0	E ² -5E ³	5-100	1E ⁻⁴ -1E ⁻³	1E ⁻⁴ -1E ⁻³	1E ⁻⁴ -1E ⁻³	1E ⁻⁵ -1E ⁻⁴
6	2E ³ -2 E ⁴	0-1	E ³ -E ⁴	100-500	1E ⁻³ -5E ⁻³	1E ⁻³ -5E ⁻³	1E ⁻³ -5E ⁻³	1E ⁻⁴ -5E ⁻⁴
7 ("Veľké")	> 2 E ⁴	0-100	E ³ ->E ⁶	5E ² ->E ⁴	5E ⁻³ -5E ⁻²	5E ⁻³ -5E ⁻²	1E ⁻³ -5E ⁻²	5E ⁻⁴ -2E ⁻²

Porovnaním bolo zistené, že údaje z Tabuľky 2 dobre korešpondujú s údajmi pre skutočnú haváriu v Černobyle, ktorá je zatiaľ jedinou ťažkou haváriou jadrovej elektrárne, kde sú dokumentované následky za viac ako 25 rokov.

3.3 KONTAJNMENTOVÁ MATICA

Počas ťažkých havárií môžu nastať fyzikálne, chemické alebo rádiologické procesy, ktoré potenciálne ohrozujú integritu kontajnementu. Počas PSA L2 je analyzovaný vývoj havárie od začiatku tavenia aktívnej zóny pomocou kontajnementového stromu udalostí (Accident Progression Event Tree/Containment Event Tree). Výsledkom je veľká množina koncových stavov, ktoré sú zoskupené do tzv. kategórií únikov alebo únikových módov (Release Bins/Release Categories/Release Classes) podľa podobných rádiologických charakteristík a potenciálnych rádiologických následkov na okolie prislúchajúcich jednotlivým módom porušenia kontajnementu. Typickou formou takto získaných výsledkov PSA L2 je kontajnementová matica, ktorá vyjadruje podiel jednotlivých módov poškodenia kontajnementu a ich podmienených pravdepodobností na rádiologických únikoch do okolia v návaznosti na frekvencie jednotlivých stavov poškodenia bloku (Plant Damage States), ktoré viedli k taveniu aktívnej zóny. Princíp kontajnementovej matice je znázornený v Tabuľke 3.

Tabuľka 3: Príklad kontajnementovej matice

PDS	Release bin categories/Release classes RC									PDS Freq.	
	SGTR	Early Cont. Failure			Late Cont. Failure	Bypass		Cont. Unisol.	Basemat melt		No CF
		Type1	Type2	Type3	Type1	Type2	Type2				
1	f _{SGTR1}										f ₁
2	f _{SGTR2}										f ₂
n	f _{SGTRn}										f _n
BinFreq./year (sum(R1:Rn))	f _{SGTR}	f _{ECF-T1}	f _{ECF-T2}	f _{ECF-T3}	...					f _{NoCF}	Sum(f ₁ :f _n)= =sum(C _z :C _{m-1})= =FDF
Release Class	RC1	RC2	RC3							RCm	

Vysvetlenie skratiek v tabuľke:

SGTR – Steam Generator Tube Rupture
 CF – Containment Failure
 Cont.Unisol. – Containment Unisolated
 Early Cont. Failure
 Late Cont. Failure
 No CF – No Containment Failure
 Type1, Type2, Type3...

prasknutie rúrky parogenerátora
 porušenie kontajnementu
 neizolovaný kontajnement
 skorá porucha kontajnementu
 neskorá porucha kontajnementu
 nedošlo k poškodeniu kontajnementu
 rôzne spôsoby porušenia kontajnementu

f_1, f_2, \dots, f_n

f_{SGTR}, f_{ECF}

FDF – Fuel Damage Frequency

$C_2 - C_m$

frekvencie jednotlivých PDS –
výsledok rozhrania PSA L1 a PSA L2
vypočítané frekvencie jednotlivých
únikových módov – výsledok PSA L2
frekvencia tavenia paliva (nielen AZ),
výsledok PSA L1
stĺpce 2 až m

4. SÚHRN VÝSLEDKOV

4.1 OKRAJOVÉ PODMIENKY PRE ODVODENIE UNIVERZÁLENOU UKAZOVATEĽA PRÍPUSTNÉHO RIZIKA PRE ŤAZKÉ HAVÁRIE JADROVÝCH ELEKTRÁRNÍ

PSA je hlavný nástroj na vyhodnocovanie rizika prevádzky jadrových elektrární. Hlavným cieľom dizertačnej práce bolo odvodenie nového ukazovateľa pre prípustné riziko ťažkých havárií, ktorý by vyhovoval všeobecne platným, uznávaným a akceptovaným požiadavkám bezpečnej jadrovej elektrárne tak, ako to požaduje MAAE.

Pri stanovení vlastností navrhovaného ukazovateľa CRT bola na základe analýzy dokumentov týkajúcich sa požiadaviek na bezpečnosť JE stanovená množina kritérií, ktoré by mal nový ukazovateľ spĺňať, resp. ktorým by mal vyhovovať. Ako základ boli vzaté do úvahy najmä tri bezpečnostné ciele [8] a desať bezpečnostných princípov [13] MAAE. Nový ukazovateľ by mal spĺňať nasledovné:

- a) mal by byť ukazovateľom rizika, nielen frekvencie [8];
- b) mal by korešpondovať s definíciou rizika stanovenou MAAE [8];
- c) mal by byť v súlade s princípom konštantného rizika [18];
- d) mal by predstavovať bezpečnú vyváženú elektrárňu, kde jednotlivé scenáre rozvoja havárie nepredstavujú významný príspevok k celkovému riziku [1];
- e) mal by reprezentovať stupňovitý prístup [13, Princíp 5, 3.22];
- f) mal by odpovedať požiadavke oceňovania rizika pre viacblokovú elektrárňu, aj pre oceňovanie rizika pochádzajúceho zo spoločnej príčiny [1]; táto vlastnosť odzrkadľuje požiadavku vyplývajúcu z poučenia Fukušimskej havárie;
- g) mal by byť kvantitatívnym ukazovateľom [14];

- h) svojou kvantitatívnou hodnotou by sa mal dať porovnať s rizikami pochádzajúcimi z ostatných priemyselných aktivít [8];
- i) mal by zohľadňovať všetky rádiologické zdroje nachádzajúce sa v lokalite JE (aktívne zóny, bazény s vyhoreným palivom a uložené kontajnery s palivom) [15], čo vyplýva tiež z požiadaviek vyplývajúcich z poučenia Fukušimskej elektrárne;
- j) mal by byť objektívny ako opak subjektívneho [14];
- k) mal by byť univerzálny [14] aby odpovedal požiadavke harmonizácie [16],[9];
- l) mal by byť maximálnou prípustnou hodnotou pre bezpečnú elektrárňu (prevencia škôd, minimalizácia rizika, t.j. definícia bezpečnosti) [8], [9], [13];
a pre zaistenie dostatočnej vedeckej úrovne a vierohodnosti:
- m) mal by byť technicky odvodený nielen stanovený.

4.2 ODVODENIE UNIVERZÁLNEHO UKAZOVATEĽA PRÍPUSTNÉHO RIZIKA PRE ŤAŽKÉ HAVÁRIE S VYUŽITÍM METÓD PRAVDEPODOBNOSTNÝCH ANALÝZ PSA L2

Pri analýze problému a odvodzovaní ukazovateľa sa vychádzalo z nasledovných úvah:

Riziko predstavuje faktor, ktorý má kumulatívny charakter, teda celkové riziko je sumou všetkých rizík, ktoré s ním súvisia a sú predmetom skúmania. Celkové jadrové riziko môžeme teda principiálne vyjadriť nasledovne:

$$R_{TOT} = R_{Min} + R_{Manuf} + R_{Reprocess} + R_{Trans} + R_{NormOp} + R_{DBA} + R_{SA} + R_{Decom} + R_{Disposal} \quad (1)$$

kde

R_{TOT} je celkové riziko pochádzajúce z aktivít súvisiacich s palivovým cyklom,

R_{Min} sú riziká spojené s ťažbou uránovej rudy (mining),

R_{Manuf} sú riziká spojené so spracovaním rudy na palivo používané v reaktoroch (manufacturing),

$R_{Reprocess}$ sú riziká spojené s prepracovaním použitého paliva (reprocessing),

R_{Trans} sú riziká spojené s prepravou rádioaktívnych materiálov (transport),

R_{NormOp} sú riziká spojené s normálnou prevádzkou (normal operation),

R_{DBA} sú riziká spojené s projektovými haváriami (Design Basis Accidents),

R_{SA} sú riziká spojené s ťažkými haváriami (Severe Accidents),

R_{Decom} riziká spojené s vyradovaním jadrových zariadení (decommissioning),

$R_{Disposal}$ riziká spojené s uložením vyhoreného paliva (nuclear waste disposal).

Z hľadiska zamerania práce ako aj v súlade s bezpečnostným princípom 5 ([13], 3.22) je rovnica (1) redukovaná len pre prevádzku a havarijné podmienky – projektová havária resp. ťažká havária:

$$R_{OP} = R_{NormOp} + R_{DBA} + R_{SA} \quad (2)$$

kde

R_{OP} sú riziká spojené s prevádzkou JE,

R_{NormOp} sú riziká spojené s normálnou prevádzkou (normal operation),

R_{DBA} sú riziká spojené s projektovými haváriami (Design Basis Accident),

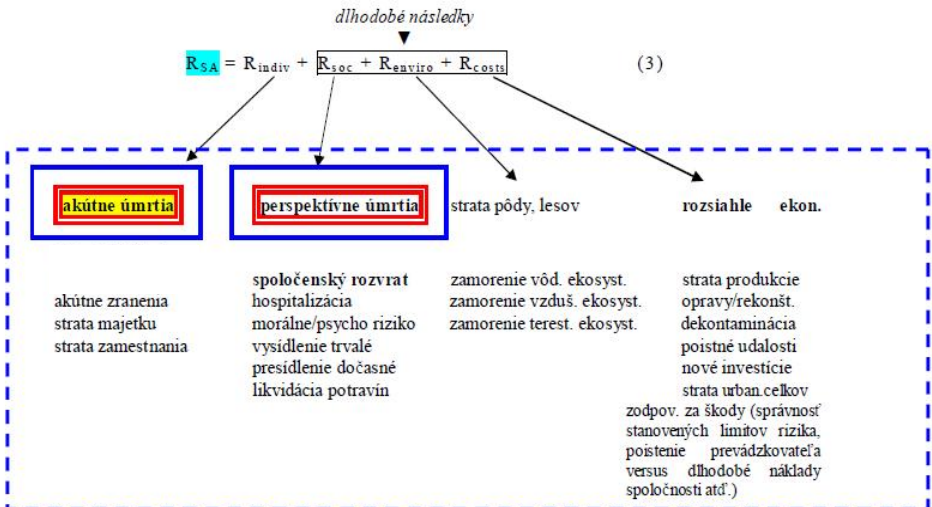
R_{SA} sú riziká spojené s ťažkými haváriami (Severe Accident),

$R_{Incidents}$ sú riziká spojené s bežnými prevádzkovými udalosťami počas prevádzky,

$R_{Releases}$ sú riziká spojené s vypúšťanými rádioaktívnymi látkami do životného prostredia počas prevádzky,

R_{Waste} sú riziká spojené s vytváraním, úpravou a skladovaním rádioaktívnych odpadov vznikajúcich pri normálnej prevádzke.


Keďže sa má odvodzovaný ukazovateľ týkať rizík spojených s ťažkými haváriami, v ďalšom je vzťah (2) redukovaný len na časť rizika R_{SA} .





kde


R_{indiv} sú okamžité následky individuálne,

R_{soc} sú dlhodobé následky spoločenské,
 R_{enviro} sú dlhodobé následky environmentálne,
 R_{costs} sú dlhodobé následky ekonomické.

 reprezentuje následky pre LERF,

 reprezentuje následky pre priemyselné riziká,

 reprezentuje časť univerzálneho ukazovateľa prípustného rizika CRT porovnateľná s priemyselnými rizikami vyjadrovanými obvykle počtom obetí,

 reprezentuje celý rozsah univerzálneho ukazovateľa prípustného rizika CRT.

Riziko je definované v [8] ako súčin frekvencie a následkov:

$$R = f \times c,$$

kde

R je riziko,

f je frekvencia,

c sú následky.

Z posledných dvoch riadkov kontajnementovej matice z Tabuľky 3 môžeme extrahovať jednotlivé módy porušenia kontajnementu (Release Class) a k nim prislúchajúce frekvencie. Pre jednotlivé porušenia kontajnementu sa v PSA L2 počítajú zdrojové členy, ktoré predstavujú relatívne podiely únikov jednotlivých skupín rádionuklidov z ich celkového obsahu v AZ pred haváriou. Vzájomným priradením uvedených výsledkov PSA L2 dostaneme nasledovné hodnoty:

Sekvenca/ Mód porušenia kontajnementu	frekvencia	následky	riziko
s_1	f_1	c_1	r_1
s_2	f_2	c_2	r_2
s_3	f_3	c_3	r_3
...			
s_n	f_n	c_n	r_n
Celkové riziko			sum ($r_1 : r_n$) (1)
	$R \leq \sum_i f_i \times c_i$		(2)

kde

i je i – ty mód porušenia kontajnementu,

f_i je frekvencia i – teho typu módu porušenia kontajnementu a c_i je následok daného porušenia vyjadrený v Bq izotopu jódu **I-131 ekvivalent** pre i –ty mód porušenia kontajnementu.

Jednotlivé sekvencie môžeme z hľadiska zdrojových členov/únikov k nim prislúchajúcim zoskupiť podľa veľkosti únikov, ktoré k nim prináležia, pričom využijeme stupňovitý prístup a rozdelenie podľa jednotlivých úrovní stupnice INES. Týmto získame 3 skupiny únikov/následkov:

- skupina INES5, kde $c_{i5} \in \{200 \text{ do } 2000\}$ TBq izotopu I-131 ekvivalent
- skupina INES6, kde $c_{i6} \in \{2001 \text{ do } 20000\}$ TBq izotopu I-131 ekvivalent
- skupina INES7, kde $c_{i7} > 20000$ TBq izotopu I-131 ekvivalent

Z toho ďalej vyplýva, že pri zachovaní princípu vyváženosti príspevkov k riziku platí:

$$c_{i7} \approx 10 \times c_{i6} \approx 100 \times c_{i5} \quad (3)$$

Ďalej predpokladajme, že máme j sekvencií INES5, k sekvencií INES 6 and l sekvencií INES7, potom platí

$$j + k + l = i \quad (4)$$

Rovnica (4) teda znamená, že i -ty mód porušenia kontajnementu je zdrojom únikov j sekvencií s rozsahom INES5, k sekvencií s INES6 a l sekvencií s INES7.

Aby parameter vyhovoval požiadavke vyváženej elektrárne, kde žiadna sekvencia nemá mať významný príspevok k celkovému riziku, potom platí:

$$\sum_j (f_{j,5} \times c_{j,5}) \approx \sum_k (f_{k,6} \times c_{k,6}) \approx \sum_l (f_{l,7} \times c_{l,7}) \quad (5)$$

Z rovnice (1) ďalej vyplýva, že celkové riziko je sumou všetkých rizík:

$$R = \text{sum} (\sum_j (f_{j,5} \times c_{j,5}); \sum_k (f_{k,6} \times c_{k,6}); \sum_l (f_{l,7} \times c_{l,7})) \quad (6)$$

Z ďalších úprav a zo vzťahu (1) vyplýva, že

$$f_5 + f_6 + f_7 = FDF \quad (6)$$

Celkové riziko teda vyjadríme ako:

$$R = f_5 \times c_5 + f_6 \times c_6 + f_7 \times c_7 \quad (7)$$

Ďalším odvodzovaním v súlade s požiadavkou 3 bezpečnostných cieľov [8] a s uvážením predchádzajúcich rovníc (4), (5) a (6) dostaneme, že:

$$CRT = c_{INESlow} \times FDF_{max} \quad (8)$$

kde

CRT je univerzálny ukazovateľ prípustného rizika (Common Risk Target), $c_{INESlow}$ odpovedá spodnej hranici únikov pre stupeň **INES5**, čo odpovedá 200 TBq izotopu I-131 ekvivalent,

FDF_{max} je maximálna prípustná hodnota individuálnej frekvencie tavenia paliva jedného bloku odpovedajúca bezpečnostnému limitu vysokej spoľahlivosti pre riziko bez významného príspevku k akceptovaným priemyselným rizikám.

Ďalšími úpravami a dosadením hodnoty pre $c_{INESlow}$ z rovnice (8) dostaneme vzťah pre lokalitu s jedným blokom:

$$\boxed{ICRT = 200 \times FDF_{max} \text{ TBq I-131 equivalent}^*} \quad (9)$$

* **I-131 equivalent** reprezentuje všetky rádionuklidy zastúpené v únikoch pri ťažkej havárii, získa sa aplikovaním princípov rádiologickej ekvivalencie pre jednotlivé rádionuklidy a vypočítané zdrojové členy napr. pomocou príručky INES.

Pre viacblokovú elektrárňu je rovnica (9) modifikovaná nasledovne:

$$\boxed{UCRT = \sum_m IR_m + \sum_n R_{ccf-n}} \quad (10)$$

kde

m je počet blokov v lokalite,

n je počet možných kombinácií porúch blokov so spoločnou príčinou,

IR je individuálne riziko samostatného m -tého bloku vypočítané metódou CRT,

R_{ccf-n} je riziko jednej kombinácie spoločnej príčiny počítané na základe iniciátorov vedúcich k spoločnej príčine poruchy dvoch /viacerých blokov počítané štandardne metódami PSA a metódou CRT.

Z rovnice (10) vyplýva, že pri zachovaní podmienky konštantného rizika reprezentovaného ukazovateľom CRT, maximálna prípustná frekvencia tavenia paliva FDF nereprezentuje konštantnú hodnotu pre rôzne lokality tak, ako je to v prípade súčasne stanoveného limitu pre frekvenciu tavenia aktívnej zóny, ale môže nadobúdať rozsah hodnôt, a to nepriamo úmerne v závislosti od počtu blokov v lokalite.

4.3 VERIFIKÁCIA VLASTNOSTÍ ODVODENÉHO UKAZOVATEĽA PRÍPUSTNÉHO RIZIKA

V kapitole 4.1 sú zosumarizované všetky požiadavky, ktoré má spĺňať odvodený parameter CRT. Pri verifikácii ukazovateľa bolo preukázané, že:

- Je ukazovateľom, ktorý predstavuje riziko - splnená požiadavka a).
- Je ukazovateľom rizika, ktoré je súčinom frekvencie a následkov vyjadrených v Bq - splnená požiadavka b).
- Mal by vyhovovať princípu konštantného rizika, stupňovitému prístupu a mal by reprezentovať vyváženú elektrárňu bez extrémnych príspevkov jednotlivých scenárov k celkovému riziku.
Ako vyplýva z postupu odvodu, boli splnené požiadavky c), d), e).
- Mal by odpovedať požiadavke pre viacblokovú elektrárňu.
Rovnica (10) obsahuje výraz pre výpočet rizika viacblokovvej elektrárne a berie do úvahy možné riziká blokov z dôvodu spoločnej príčiny; ukazovateľ CRT spĺňa vlastnosť stanovenú v bode f).
- Mal by byť kvantitatívnym ukazovateľom.
Odvodený ukazovateľ CRT má hodnotu vyjadrenú v Bq, ktoré sa dajú prekonvertovať na absolútne následky, teda má kvantitatívnu podobu a je teda splnená vlastnosť z bodu g).
- Svojou kvantitatívnou hodnotou by sa mal dať porovnať s rizikami pochádzajúcimi od ostatných priemyselných aktivít.
Ako vyplýva zo zázornenia vzťahu (3), rovnice (9) resp. (10) pre CRT, ktorého hodnota je vyjadrená v Bq, a Tabuľky 3, ktorá konvertuje Bq na absolútne následky, je možné ho porovnať s rizikami iných priemyselných aktivít, a teda spĺňa aj vlastnosť stanovenú v bode h).
- Mal by zohľadňovať všetky rádilogické zdroje nachádzajúce sa v lokalite.
Časť ukazovateľa CRT odpovedajúca frekvencii je vyjadrená ako frekvencia tavenia paliva FDF, a nie ako je zaužívané v súčasnosti - frekvencia tavenia aktívnej zóny CDF, teda ukazovateľ spĺňa vlastnosť stanovenú v bode i).
- Mal by byť objektívny.
Ukazovateľ CRT je odvodený na základe všeobecne používaných praktík v PSA L2 s použitím kontajnementovej matice a bežných matematických operácií, využívajúc stupnicu MAAE INES, využívajúc výpočty validovanými programami MELCOR a MACCS2, ako aj akceptované definície pre bezpečnosť, riziko, farmársku krivku a pod. stanovené agentúrou MAAE. Z uvedeného vyplýva, že ukazovateľ nebol stanovený na základe subjektívnych úsudkov, ale s využitím objektívne prijatých princípov, definícií a postupov, čím spĺňa vlastnosť objektívnosti z bodu j).
- Mal by vyhovovať požiadavkám harmonizácie.
Keďže je uvedený ukazovateľ založený na všeobecne platných princípoch stanovených MAAE, a MAAE je oprávnená pre stanovovanie medzinárodne

uznávaných princípov, požiadaviek a odporúčaní [9], ktoré by mali byť implementované do legislatívy jednotlivých krajín, ukazovateľ spĺňa aj požiadavku stanovenú v bode k).

- Mal by byť maximálne prípustnou hodnotou rizika pre bezpečnú elektrárňu. CRT reflektuje bezpečnosť, keďže je založený na minimálnej hranici únikov počas ťažkej havárie stanovených spodnou hranicou stupňa INES5, ktoré súvisia so zdrojom rádioaktivity, ktorým je aktívna zóna, ako aj palivo uložené v bazénoch alebo v kontajneroch a teda odpovedá definícii bezpečnosti podľa MAAE, lebo minimalizuje prípustné úniky, t.j. aj celkové následky a teda celkové riziko v súlade s [8] a tým spĺňa vlastnosť z bodu l).
- Pre zaistenie dostatočnej vedeckej úrovne a vierohodnosti by mal ukazovateľ CRT spĺňať vlastnosť, že je technicky odvodený a nielen stanovený. (A pokiaľ je to možné, aj akceptovaný širšou odbornou verejnosťou.)

Vlastnosť technického matematického odvodenia je preukázaná v celom procese odvodenia ukazovateľa v rámci dizertačnej práce, ako aj vo vyššie verifikovaných vlastnostiach ukazovateľa. Jeho vedecká úroveň a úroveň dôveryhodnosti bola preukázaná najprv pri základnom koncepte ukazovateľa v rámci projektu ASAMPSA2, kedy bol základný koncept oponovaný a odporúčený európskymi expertmi pre oblasť PSA L2 na ďalšie rozpracovanie. Základný koncept CRT bol následne zahrnutý ako samostatná 6. kapitola do európskych návodov pre vykonávanie PSA L2, ktoré boli výsledkom projektu ASAMPSA2. Okrem toho, v septembri 2013 bol článok obsahujúci podstatu predkladanej dizertačnej práce pod názvom “Common Risk Target for severe accidents of nuclear power plants based on IAEA INES scale” uverejnený v 262. zväzku časopisu Nuclear Engineering and Design.

5. PRÍKLADY POUŽITIA METODIKY A UKAZOVATEĽA CRT A PRÍNOSY PRE VEDNÝ ODBOR A PRAX

Jedným z cieľov dizertačnej práce bolo vytvorenie metodiky pre ocenenie rizika ťažkej havárie pomocou PSA L2, keďže v súčasnosti sa oceňujú a vyhodnocujú rôzne ukazovatele, medzi ktorými je aj napríklad miera rizika LERF, ktorá však nereprezentuje riziko ale len frekvenciu. V práci je vytvorená metodika na základe používaných postupov v PSA L2 k tomu, aby bolo možné riziko požadované MAAE matematicky vyjadriť. Aby bola odvodená metodika a parameter využiteľné, rovnaké kroky postupu popísaného v práci pre odvodenie metodiky na ocenenie rizika ťažkej havárie by sa mali použiť pri skutočnej analýze PSA tak, aby výsledkom bolo vypočítané riziko pre danú elektrárňu. Takto vypočítané riziko by sa malo porovnať s hodnotou ukazovateľa prípustného rizika CRT uvedenou v rovnici 9 alebo 10 v závislosti od počtu blokov v lokalite elektrárne. Vykonalie analýzy PSA L2 a porovnanie skutočných výsledkov s odvodeným parametrom

nebolo cieľom predkladanej dizertačnej práce, a nebolo by ani možné o.i. z dôvodov dôvernosti informácií a dát, ktoré sa v analýzach PSA používajú. Z uvedených dôvodov je v kapitole 5.1 len príklad možného použitia základnej koncepcie odvodeného parametra pre jednu z aplikácií metodiky PSA - riadenie ťažkých havárií.

5.1 PRÍKLAD POUŽITIA UKAZOVATEĽA CRT PRE JEDNU Z APLIKÁCIÍ PSA – RIADENIE ŤAŽKÝCH HAVÁRIÍ

Pojmy bezpečnosť, radiačná ochrana, PSA, riziko a riadenie ťažkých havárií (Severe Accident Management) veľmi úzko súvisia, a preto je potrebné ich vnímať vo vzájomnom prepojení. Ako vyplýva z bezpečnostných princípov 61 až 63 z [8], **PSA usmerňuje a riadi projektovanie a prevádzku jadrovej elektrárne**, a teda patrí medzi najdôležitejšie nástroje spomedzi ostatných koncepcií a stratégií týkajúcich sa bezpečnosti JE. Bezpečnosť súvisí so zdrojom rádioaktivity (PSA L1, PSA L2) a odpovedá prevencii ohrozenia, radiačná ochrana súvisí s ochranou zdravia a minimalizáciou následkov (PSA L2, PSA L3). Obe súvisia s riadením ťažkých havárií a ochranou do hĺbky, ktoré obsahujú preventívnu časť, ako aj časť pre potlačenie a minimalizáciu následkov.

V práci je demonštrovaný príklad použitia ukazovateľa CRT pre potreby riadenia ťažkých havárií a rozhodovacie procesy s nimi súvisiace. Základná koncepcia ukazovateľa CRT bola prvý raz použitá v demonštračných výpočtoch pre preukázanie vplyvu inštalácie ventilačných systémov do kontajnementu. Výsledky boli prezentované na workshope ISAMM v Böttsteine vo Švajčiarsku v roku 2009 [17]. Názorný príklad bol vybraný z toho dôvodu, že klasické výsledky PSA ukázali veľmi malý vplyv riadenej filtrovanej ventilácie kontajnementu počas ťažkej havárie na redukciu výsledného rizika. Dôvodom bolo, že úniky, ktoré prichádzali do úvahy pre ventiláciu, by nespádali do kategórie “veľké” v zmysle parametra LERF, a teda tento by nepreukázal žiadnu výhodu inštalovania ventilačného systému kontajnementu. Podobné príklady by sa dali vyriešiť aj v prípade otázok prioritizácie akcií v rámci riadenia ťažkých havárií a pod.

5.2 PRÍNOS PRE PRAX A NÁMETY PRE ĎALŠÍ VÝVOJ

Dizertačná práca obsahuje inovatívnu myšlienku smerujúcu k vyriešeniu problému harmonizácie praktík používaných v PSA. Zahŕňa inovatívny nápad spojiť teoretické PSA L2 analýzy pre potenciálne havárie a INES stupnicu používanú pre reálne havárie, pričom prvýkrát v histórii je stupnica INES prekonvertovaná do podoby reálnych následkov. Táto myšlienka sa stala základom pre vytvorenie metódy a odvodenie univerzálneho ukazovateľa prípustného rizika pre ťažké

havárie ako objektívneho univerzálneho kvantitatívneho kritéria s technickým základom prameniacim z existujúcich a akceptovaných definícií, požiadaviek a princípov pre bezpečné elektrárne s použitím stupňovitého prístupu vychádzajúceho zo stupnice INES minimalizujúc úniky na dolnú hranicu stupňa INES5 (a tým minimalizujúc všetky následky, nielen zdravotné), splňajúc tak bezpečnostné princípy a ciele MAAE týkajúce sa individuálnych, spoločenských, environmentálnych a ekonomických rizík, ktoré nepredstavujú významný príspevok k celkovému riziku pochádzajúcemu z ostatných priemyselných aktivít.

5.2.1 Teoretické prínosy

Analýzy PSA sú základom pre projektovanie a bezpečnú prevádzku jadrových elektrární a preto predstavujú veľmi dôležitý nástroj ovplyvňujúci rozhodovacie procesy v oblasti navrhovania, prevádzky a celkovej bezpečnosti JE. Práca predstavuje rozsiahlu štúdiu používaných praktík v oblasti oceňovania bezpečnosti prevádzky jadrových elektrární. V práci sú revidované a sumarizované praktiky a ich diverzita tak, ako sú v súčasnosti používané vo všetkých úrovniach pravdepodobnostných analýz PSA L1, L2 a L3. Zároveň sú identifikované konkrétne nedostatky uvedených praktík s ohľadom na požiadavku všeobecnej harmonizácie a s dôrazom na v súčasnosti najpoužívanejší parameter miery rizika LERF používaný ako jeden z možných výsledkov pravdepodobnostných analýz PSA L2.

V práci je odvodený prvý svojho druhu pôvodný ukazovateľ prípustného rizika pre ťažké havárie CRT, ktorý je prvým kvantitatívnym ukazovateľom reprezentujúcim limitnú prípustnú hodnotu rizika pre ťažké havárie v súlade s požiadavkami a definíciami MAAE.

5.2.2 Praktické prínosy

Hlavným praktickým prínosom ukazovateľa CRT je vyhodnotenie prípustnej hranice rizika pre ťažké havárie v súlade s bezpečnostnými cieľmi a princípmi MAAE, pričom sa pri vyhodnocovaní využívajú už existujúce postupy a matematické modely používané v PSA L2. Týmto je teda ukazovateľ CRT univerzálnym a rieši problém nedostatočnej harmonizácie praktík v oblasti PSA, pričom takto stanovený ukazovateľ je skutočne ukazovateľom rizika na rozdiel od v súčasnosti najpoužívanejšieho parametra LERF, ktorý je len frekvenciou reprezentujúcou „mieru rizika“.

Výhodou takto stanoveného ukazovateľa pre PSA L2 je, že nie je potrebné vykonať PSA L3 analýzy, keďže tento ukazovateľ zaisťuje, že jeho dodržaním bude riziko ťažkej havárie na minimálnej úrovni v súlade s bezpečnostnými cieľmi MAAE.

Ďalším praktickým prínosom je jeho možné využitie pri rozhodovacích procesoch a riadení ťažkých havárií, kedy sa dá jednoznačnejšie určiť miera zisťovaného rizika pri použití farmárskej krivky, ktorá odpovedá princípu konštantného rizika.

Práca obsahuje niekoľko originálnych myšlienok, ktoré sa objavujú po prvýkrát v súvislosti s PSA L2 pri snahe vyriešiť problém harmonizácie používaných praktík:

1. Prvá originálna myšlienka je spojenie teoretických PSA praktík pre hypotetické havárie s praktickou INES stupnicou pre reálne havárie prostredníctvom únikov vyjadrených v jednotkách aktivity - becquereloch, ktoré sú na jednej strane získané ako jeden z výsledkov PSA L2 a na druhej strane odhadnuté/merané ako úniky odpovedajúce stupňom stupnice INES pre oceňovanie závažnosti skutočnej havárie.
2. Druhá originálna myšlienka je technické odvodenie prvého kvantitatívneho univerzálneho ukazovateľa prípustného rizika pre ťažké havárie na základe existujúcich a akceptovaných definícií a požiadaviek pre bezpečnú jadrovú elektrárňu.
3. Odvodený ukazovateľ umožňuje obísť PSA L3, keďže je založený na minimalizácii únikov, teda minimalizácii následkov s využitím v súčasnosti výpočtových praktík pre PSA L2.
4. Vyvinutá metóda pre hodnotenie rizika a odvodený ukazovateľ eliminujú/identifikujú sekvencie, ktoré majú signifikantný príspevok k celkovému riziku.
5. Odvodený ukazovateľ prípustného rizika umožňuje porovnať riziko ťažkej havárie s ostatnými rizikami pochádzajúcimi z iných priemyselných zdrojov.
6. Odvodený parameter odráža aj poučenie z Fukušimskej havárie, keďže:
 - zahŕňa výpočet rizika pre viacblokovú elektrárňu
 - počítá s frekvenciou tavenia paliva nielen s frekvenciou tavenia aktívnej zóny.

5.2.3 Priestor pre vývoj

1. Dopracovanie stupnice INES a ukazovateľa CRT pre prípad šírenia únikov do vodného prostredia a pod zemským povrchom, tak ako to vyplýva z poučenia z Fukušimskej havárie

Jedným zo základných predpokladov odvodenia univerzálneho ukazovateľa prípustného rizika CRT pre ťažké havárie je stupnica INES, pomocou ktorej boli sekvencie ťažkej havárie zoskupené do úrovne INES 5, 6 a 7. Stupnica INES má však obmedzenie, ktoré sa dostalo do popredia po havárii vo Fukušime, a síce, že stupnica INES je vytvorená pre úniky do atmosféry a nepočíta s únikmi do vodných zdrojov, ani pod zemský povrch (úplné pretavenie reaktorovej nádoby a únik a šírenie rádioaktívnych materiálov podzemnými cestami). V uvedenej súvislosti by bolo potrebné v ďalšom rozšíriť a dopracovať stupnicu INES pre uvedené prípady, a dopracovať v tomto zmysle aj uvedený ukazovateľ prípustného rizika CRT.

2. Prehodnotenie smerovania vývoja jadrovej energetiky

Je zrejmé, že prakticky každá zo v súčasnosti prevádzkovaných JE má potenciál pre úniky a následky havárií veľkého rozsahu vzhľadom na veľkosť a obsah aktívnych zón. Aj preto sa do popredia dostávajú úvahy o malých reaktoroch (Small Scale Reactors), ktorých výkon podľa MAAE je menší ako 300 MWe, pričom mnohé konštrukcie predpokladajú umiestnenie pod povrch zeme, resp. iný typ paliva založeného napr. na tóriu [19]. Ich propagovanými výhodami je rýchlejšia výstavba, modulárny princíp, kratšia výstavba - v rozsahu do 3 rokov, jednoduchšia výroba, menšie investičné náklady, t.j. ľahšie financovanie, rýchlejšia návratnosť, menšie množstvo rádioaktívneho materiálu, väčšia dynamika čo sa týka elektrickej výroby, menšie riziká spojené s prevádzkou a pod. [20]. Odvodený ukazovateľ prípustného rizika CRT obsahuje minimalizáciu únikov resp. následkov, čo korešponduje s filozofiou malých modulárnych reaktorov (menšia AZ, menšie úniky).

VÝBER Z POUŽITÉJ LITERATÚRY

- [1] OECD NEA: Peer review report, Stress tests performed on European nuclear power plants, Stress Test Peer review Board, v12i-2012 04 25
- [2] IAEA: Regulatory control of Nuclear Power Plants, 3. Assessment of Safety, IAEA-TCS-15, Vienna 2002, [online, cit. 24.5.2013] dostupné z <http://www.iaea.org/ns/tutorials/regcontrol/assess/assess3213.htm>.
- [3] Electronic Systems, San Diego, Ca, Radiation Monitoring, EMS, Environmental Monitoring Station Data Sheet, ESI Doc., EMSDS-01-01-03, Technical Specifications.
- [4] GENERAL ATOMICS: LCU-05 Area Gamma Monitor Data Sheet, ASI Doc, DSLCU05-01-03, Electronic Systems, San Diego, Ca
- [5] DOSE-GARD Microelectronic Dosimeter data sheet, General Atomic Electronic Systems, San Diego, Ca 92123
- [6] MINISTRY OF EDUCATION, CULTURE, SPORTS, SCIENCE AND TECHNOLOGY OF JAPAN: Reading of environmental radioactivity level, [online, cit. 24.3.2011] dostupné z www.mext.go.jp/english
- [7] IAEA: Concepts and Terms. <http://www-ns.iaea.org/standards/concepts-terms.asp>, [online, cit. 24.6.2010]
- [8] INSAG-12: Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev. 1, INSAG-12, A report by the International Nuclear Safety Advisory Group, 1999
- [9] IAEA: Nuclear Safety & Security, Concepts and terms, [online, cit. 12.9.2010] dostupné z <http://www-ns.iaea.org/standards/concepts-terms.asp?s=11&l=90>
- [10] IAEA: INES, The International and Radiological Event Scale, User's Manual 2008 Edition, IAEA, Vienna 2009
- [11] MINISTRY OF UKRAINE OF EMERGENCIES, ALL-UKRAINIAN SCIENTIFIC RESEARCH INSTITUTE FOR CIVIL DEFENCE OF POPULATION AND TERRITORIES FROM TECHNOGENIC AND NATURAL EMERGENCES: Twenty-five Years after Chernobyl Accident: Safety for the Future, National Report of Ukraine, Kyiv, 2011, UDK 621.311.25:621.039.586/(477.41-21), BBK 31.47 (4Ukr-4kij)-08 D22
- [12] CHANIN D., YOUNG M.L.: Code Manual for MACCS2, Volumes 1 and 2, NUREG/CR-6613, SAND97-0594, published May 1998
- [13] IAEA Safety Standards for protecting people and the environment, Fundamental Safety Principles, Safety Fundamentals No. SF-1, IAEA, 2006, ISBN 92-0-110706-4, ISSN 1020-525X, Vienna
- [14] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Defence in Depth in Nuclear Safety, INSAG-10, IAEA, Vienna, 1996.
- [15] APOSTOLAKIS, G.: Safety Goals and Risk-Informed Regulation at the US NRC, Canadian Nuclear Safety Commission, Ontario, Canada, January 13, 2104

- [16] GUENTAY S., CAZZOLI E.: SARNET WP5.1: Status of practices and Guidelines in the EC Level 2 PSA: is harmonization of practices possible in the EC, SARNET-PSA2-D75, TM-42-06-29, November 2006
- [17] VITÁZKOVÁ J., CAZZOLI E.: Safety Goals and Safety Targets for Severe Accidents in View of IAEA Recommendations. Workshop Proceedings of ISAMM 2009, Implementation of Severe Accident Management Measures, Schloss Bottstein, Switzerland, October 26-28 2009
- [18] NEA: Probabilistic safety assessment: an analytical tool for assessing nuclear safety, Nuclear Energy Agency, Number 8, January 1992, [online, cit. 12.9.2010] dostupné z <http://www.oecd-nea.org/brief/brief-08.html>
- [19] TEPLINSKY E.: Latest Trends and Developments for Small Scale Nuclear Reactors, January 15-16, 2013, Kuala Lumpur, Malaysia, 4th Annual Nuclear Power Asia 2013 Conference, supported by World Nuclear Association
- [20] PSI: A Workshop on Small Modular Reactors, Implications of SMRs on low carbon energy and nuclear security, Hosted by Carnegie Mellon University, Pittsburgh PA, USA, The Paul Scherrer Institute, Villigen, Switzerland, The International Risk Governance Council, Lausanne, Switzerland, November 18 to 19, 2013

ZOZNAM PUBLIKOVANÝCH PRÁC AUTORKY

1996

1. IAEA (Collective of authors): Human Reliability Analysis in Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, A Safety Practice, A publication within the NUSS programme, IAEA, Vienna 1996, ISBN 92-0-103395-8, IAEA Safety Series No.50-P-10, *kategória BAA*

2001

2. IAEA (Collective of authors): Regulatory Review of Probabilistic Safety Assessment (PSA) Level 2, prepared jointly by the International Atomic Energy Agency and the OECD Nuclear Energy Agency, Vienna, Austria, July 2001, ISSN 1011-4289, IAEA-TECDOC-1229, *kategória BAA*

2002

3. IAEA (Collective of authors): Review of Probabilistic Safety Assessments by Regulatory Bodies, jointly sponsored by IEAE, OECD{NEA, IAEA, Vienna November 2002, ISSN 1020-6450, No.25), STI/PUB/1139, ISBN 92-0-117502-7, Safety Reports Series No.25, *kategória BAA*

2003

4. HIRSCHBERG S., BURGHERR P., SPIEKERMAN G., VITAZEK J., CAZZOLI E., CHENG L.: Assessment of Severe Accident Risks. Integrated Assessment of Sustainable Energy Systems in China, The China Energy Technology Program. Pages 587-660, Series Title Alliance for Global Sustainability Bookseries, Book Subtitle A Framework for Decion Support in

the Electric Sector of Shandong Province; Baldur Eliasson and Yam Y.Lee Editors, Kluwer Academic Publishers, Dordrecht/Boston/London, ISBN 1-4020-1198-9, 2003, DOI 10.1007/978-94-010-0153_10, *kategória ABC*

5. HIRSCHBERG S., BURGHERR P., SPIEKERMAN G., CAZZOLI E., VITAZEK J., CHENG L.: Comparative Assessment of Severe Accidents in the Chinese Energy Sector - China Energy Technology Program. PSI Report No. 03-04, Villigen-PSI, March 2003, ISSN 1019-0643, (Hlavná publikácia Paul Scherrer Institute v roku 2003, vid' gabe.web.psi.ch/research/ra/), *kategória BAA*

2004

6. VITAZKOVA J., CAZZOLI E., VITAZEK K.: Integrated PSA information system INTEPSA. Probabilistic Safety Assessment and Management: PSAM 7 - ESREL'04, collection of papers presented at the PSAM7 - ESREL'04 Conference in June 2004, Springer Aug 18 2004, London, 3799 pages, ISBN 978-1-85233-827-5, DOI 10.1007/978-0-85729-410-4_373, pp. 3571-3576, *kategória AFC*

2005

7. HASTE T., BIRCHLEY J., CAZZOLI E., VITAZKOVA J.: Analysis of TMI-2 with MELCOR and SCDAPSIM. Proceedings of International Conference on Advances in Nuclear Power Plants, ICAPP-05, Seoul, South Korea, 15-19 May 2005, CD-ROM, Vol. 2, pp. 984-993, Item ID: 700306 / ISBN: 0-89448-680-2, *kategória AFC*

2006

8. HASTE T., BIRCHLEY J., CAZZOLI E., VITAZKOVA J.: MELCOR/MACCS Simulation of the TMI-2 Severe Accident and Initial Recovery Phases, Off-Site Fission Product Release and Consequences*. Nuclear Engineering and Design, Volume 236, Issue 10, May 2006, Pages 1099-1112, ISSN 0029-5493, *kategória ADC*

* *Práca predstavuje prvú deterministickú analýzu havárie TMI-2 takéhoto rozsahu na svete.*

9. HASTE T., BIRCHLEY J., CAZZOLI E., VITAZKOVA J.: MELCOR simulation of the TMI-2 Severe Accident and Initial Recovery Phases. Proceedings of 2006 International congress on advances in nuclear power plants - ICAPP'06, Reno - Nevada (United States), 4-8 Jun 2006; 2734 pages, OSTI identifier: 21021098, pages 1432-1441, published July 01, 2006, American Nuclear Society, 555 North Kensington Avenue, La Grange Park, IL 60526 United States, ISBN 0-89448-698-5, TRN: US08V0918042899, *kategória ABC*

2010

10. VITÁZKOVÁ J., CAZZOLI E.: Safety Goals and Safety Targets for Severe Accidents in View of IAEA Recommendations. Workshop Proceedings of ISAMM 2009, Implementation of Severe Accident Management Measures, Schloss Bottstein, Switzerland, October 26-28 2009, Salih Guentay PSI, PSI

Bericht Nr. 10-07, October 2010, ISSN 1019-0643, Nuclear Energy and Research Department Laboratory for Thermal Hydraulics, pp. 340-355, *katégória BEC*

2011

11. EUROPEAN COMMISSION (Collective of authors): Analysis of Terrorism Risk for Energy Installations, January 2011. Project co-funded by the European Commission within Seventh Framework Programme, deliverable No. 5.7.2B. Seventh Framework Programme, Project No. 213 744 Secure, Security of Energy Considering its Uncertainty, Risk and Economic implications; not publicly available, *katégória AEC*

2012

12. VITAZKOVA J., CAZZOLI E.: Risk Targets in view of Fukushima. Proceedings of International Conference Probabilistic Safety Assessment PSAM11 - ESREL 2012, Helsinki, Finland, 25-29 June 2012, ISBN: 978-1-62276-436-5, *katégória AFC*
13. VITAZKOVA J., CAZZOLI E.: Consequences of the Fukushima Accident. Proceedings of International Conference Probabilistic Safety Assessment PSAM11 - ESREL 2012, Helsinki, Finland, 25-29 June 2012, ISBN: 978-1-62276-436-5, *katégória AFC*
14. VITÁZKOVÁ J., CAZZOLI E.: Estimate of Consequences from the Fukushima Disaster. Proceedings of International Nordic PSA Conference, project No. 01/004, 5-6 Johannesbergs Slott, Gottröra, Sweden, September 2011, collection of papers, Chapter 9, *katégória AFC*
15. VITÁZKOVÁ J., CAZZOLI E.: Risk Targets in view of Fukushima: Myths and Facts. Proceedings of International Nordic PSA Conference, project No. 01/004, 5-6 Johannesbergs Slott, Gottröra, Sweden, September 2011, collection of papers, Chapter 7, *katégória AFC*

2013

16. IRSN (Collective of authors of Seventh Framework Programme Advanced Safety Assessment Methodologies: Level 2 PSA (ASAMPSA2)), Nuclear Fission, Safety of Existing Nuclear Installations, Contract 211594; Technical Report ASAMPSA2 WP2-3-4/D.33/2013/35, IRSN PSN-RES/SAG/2013-177, Vol.1,2, *katégória BAA*
Best Practices Guidelines for L2 PSA development and applications, 2013
VRÁTANE AUTORSTVA KAPITOLY 6: *katégória ABC*
Vol.1, Chapter 6. A Proposal for a Common Risk Target, pages 92 through 101
17. J.VITÁZKOVÁ, E. CAZZOLI: Common Risk Target for severe accidents of nuclear power plants based on IAEA INES scale. Nuclear Engineering and Design, Vol.262, Pages 106-125; ISSN 0029-5493, September 2013*
katégória ADC

*Článok bol 9.tým z TOP25 najšťahovanejších článkov ScienceDirect v období od júna do septembra 2013, (certifikát ScienceDirect), 10ým z TOP25

najstáhovanejších článkov ScienceDirect v období od októbra decembra 2013(certifikát ScienceDirect) a 11.tym z 25 najstáhovanejších článkov časopisu Nuclear Engineering and Design vydavateľstva Elsevier v období od októbra 2013 do februára 2014

2014

18. J.VITÁZKOVÁ, E. CAZZOLI: The principle of Defence-in-Depth in the perspective of Probabilistic Safety Analyses in wake of Fukushima, Risk Analysis IX, Book series: WIT Press, 9th International Conference on Risk Analysis and Hazard Mitigation, ISBN:.... ISSN: To be published in Summer 2014

kategória AFC

Potvrdenie prijatia referátu pre publikovanie: 26.3.2014, Conference Secretariat, Belinda Lopez, Wessex Institute of Technology, Ashurst Lodge, Ashurst Southampton, SO40 7AA, Tel: 44 (0) 238 029 3223 Fax: 44 (0) 238 029 2853, blopez@wessex.ac.uk

Výber zo samostatných výskumných a prevádzkových správ:
kategória AGI a GAI

ÚJD, Slovensko 1998-2001:

1. VITÁZKOVÁ J. et al.: A Regulatory Evaluation of Severe Accident Risk and Potential Impact of Selected Severe Accident Management Action for Bohunice V2 Nuclear Power Plant, NRA, June 1999, Bratislava, Slovakia*
* ***Práca predstavuje prvú analýzu PSA L2 na Slovensku oceňujúcu zdrojové členy, rádioaktívne úniky a riziko ťažkej havárie JE V2 v Jaslovských Bohuniciach; bola realizovaná pod záštitou švajčiarskej vlády a švajčiarskeho jadrového dozoru (v tom čase HSK, dnes ENSI) v rámci projektu SWISSLOVAK pod vedením Dr. Errica Cazzoliho.***
2. VITÁZKOVÁ J.: Database System **SEIS** - Slovak nuclear Power Plants operational Events Information System for collecting operational events data, January 2000, NRA SR, Bratislava
3. VITÁZKOVÁ J.: Posúdenie analýzy predĺženia povolenej doby mimo prevádzky (AOT - Allowed Outage Time) havarijných generátorov JE Bohunice V1, Apríl 2000, ÚJD SR, Bratislava
4. VITÁZKOVÁ J. et al.: Posúdenie pravdepodobnostnej štúdie PSA L1 JE BohuniceV1 po rekonštrukcii., August 2000, ÚJD SR, Bratislava

UJV Řež, Česká republika – 2000 – 2006

5. VITÁZKOVÁ J.: Databázový systém Infolive pro registraci problémů PSA a aktualizaci PSA dokumentace, Listopad 2000, ÚJV Řež
6. VITÁZKOVÁ J.: Databázový systém PSAEDU pro vyhledávání PSA dokumentace, Leden 2001, ÚJV Řež
7. VITÁZKOVÁ J.: Aktualizovaný databázový systém Infodata pro PSA data použitá v modelu vytvořeném v program Risk Spectrum, Prosinec 2001, ÚJV Řež
8. VITÁZKOVÁ J.: Programový nástroj pro vytváření Stavů Poškození Bloku (PDS – Plant Damage States) z Minimálních kritických řezů (MCS – Minimal Cut Sets), MS EXCEL Visual Basic, Leden 2002, ÚJV Řež
9. HOLÝ J., VITÁZKOVÁ J.: Databáze kvantitativních vstupů modelů PSA (verze 2.0), ÚJV Řež, INIS, 117 17T, 2001
10. HOLÝ J., ŠTVÁN F., VITÁZKOVÁ J.: Databáze kvantitativních vstupů modelů PSA, ÚJV Řež, INIS, 117 32T, 2001
11. VITÁZKOVÁ J.: Technická podpora a hodnocení rozhraní PSA L1 a PSA L2 pro JE Dukovany, ÚJV Řež, únor 2002
12. VITÁZKOVÁ J.: Programový nástroj a realizace sjednocujícího propočtu frekvencí iniciačních událostí pro model PSA JE Dukovany, ÚJV Řež, květen 2002
13. VITÁZKOVÁ J.: English version of the database system Infolive, ÚJV Řež, October 2002
14. VITÁZKOVÁ J.: Analýza rozhodovacího procesu pro řízení těžkých havárií v souvislosti s iniciačními událostmi a následky, ÚJV Řež, únor 2003
15. VITÁZKOVÁ J.: Základy metody pro hodnocení rizika porušení kontajnementu v programu Risk Monitor (místo jenom hodnocení frekvence tavení aktivní zóny) s využitím výsledků PSAL 2 a kontajnementové matice JE Dukovany, ÚJV Řež, únor 2003
16. VITÁZKOVÁ J.: Databázový systém – KNIŽNICE ODDĚLENÍ 206, ÚJV Řež, březen 2003
17. VITÁZKOVÁ J.: Program údržby pre systém Hermetická zóna – vonkajšia hranica, Projekt: Vypracovanie komplexných programov údržby predmetných bezpečnostných a prevádzkových systémov a zariadení JE V-2 na základe spoľahlivostných analýz RCM (Reliability Centered Maintenance), ÚJV, Divize jaderné bezpečnosti a energetiky, júl 2005
18. VITÁZKOVÁ J.: Program údržby pre systém SP10,50 – generátor a hospodárstva, Projekt: Vypracovanie komplexných programov údržby predmetných bezpečnostných a prevádzkových systémov a zariadení JE V-2 na základe spoľahlivostných analýz RCM (Reliability Centered Maintenance), ÚJV, Divize jaderné bezpečnosti a energetiky, august 2006
19. VITÁZKOVÁ J.: Program údržby pre systém QV, QW, QX - DG, Projekt: Vypracovanie komplexných programovúdržby predmetných bezpečnostných a prevádzkových systémov a zariadení JE V-2 na základe spoľahlivostných

analýz RCM (Reliability Centered Maintenance), ÚJV, Divize jaderné bezpečnosti a energetiky, december 2006

20. VITÁZKOVÁ J.: Program údržby pre vybrané rozvádzače, Projekt: Vypracovanie komplexných programovúdržby predmetných bezpečnostných a prevádzkových systémov a zariadení JE V-2 na základe spoľahlivostných analýz RCM (Reliability Centered Maintenance), ÚJV, Divize jaderné bezpečnosti a energetiky, január 2007

Paul Scherrer Institute, Švajčiarsko – 2001 – 2011

21. VITÁZKOVÁ J., CAZZOLI E.: Risks associated with new NPPs in the Shandong Province - China (PSA L3), , for PSI, Switzerland , December 2001
22. CAZZOLI E., VITÁZKOVÁ J.: Qualitative review of BERA (Swiss NPP Beznau analysis) 2000 Level 2 PSA, PSI Contract E 615063, September 2003
23. CAZZOLI, E., VITÁZKOVÁ J.: Assessment of some MELCOR models against QUENCH, Phébus, and LOFT experiments: a summary of results, proposed modifications to MELCOR, and recommendations for plant applications, December 2003-12-17, prepared for PSI under purchase order E 617570,
24. CAZZOLI E., VITÁZKOVÁ J.: Continuing assessment of MELCOR oxidation models: Experiment LOFT LP-FP-2, PSI Purchase Orders E 616791, E 617570, January 2004
25. CAZZOLI, E., VITÁZKOVÁ J.: SARNET PSA 2 Work Package Technical Support, for PSI, Dr. Salih Guntay, CC/PSI-03-2004, May 2004
26. CAZZOLI E., VITÁZKOVÁ J.: “Modification of the TMI-2 input model to allow changes to boundary conditions on restart and extension to include Phases 3 and 4. First analysis of the entire sequence. Identification and first corrections of modeling deficiencies. Stage 4 of the TMI-2 analysis.”, PSI order E624947, draft August 2004
27. CAZZOLI E., VITÁZKOVÁ J.: Three Mile Island accident simulation (extension to 70000 s including radionuclide releases and outside consequences), September-November 2004*
28. CAZZOLI E., VITÁZKOVÁ J.: Estimation of offsite consequences for Swiss NPPs (Beznau Island) – simplified models in comparison with MACCS2 – comparison with NPP Cattenom, TMI-2 – for new types of reactors, EPR - September 2005
29. CAZZOLI E., VITÁZKOVÁ J.: Development of new PSA methodology (decision/event tree) for terrorist attack analysis – March – April 2006, for PSI within the European Commission project Seventh Framework Programme, Project No. 213 744 Secure, Security of Energy Considering its Uncertainty, Risk and Economic implications

30. CAZZOLI E., VITAZKOVA J.: Risk assessments on future nuclear industry development in Switzerland (or alternative nuclear options), Swiss Research project GaBe/PSI, 09/2006
31. BIRCHLEY J., HASTE T., CAZZOLI E., VITAZKOVA J.: Lessons Learned from MELCOR and SCDAP Analyses of TMI-2 Accident, TM-42-07-03, PSI, April 2007
32. CAZZOLI E., VITÁZKOVÁ J.: Analysis of Terrorist Attack on Industrial Installations: Assessment of risks from potential terrorist attacks on nuclear power plants (EPR, LMFBR, HTGR), oil refineries, liquid natural gas and dams in China, USA and Finland; CC/PSI-GABE 001-10; January 2010
33. CAZZOLIE., VITÁZKOVÁ J., ECKLE P., BURGHERR P., HIRSCHBERG S.: Analysis of Terrorism Risk for Energy Installations, GaBe EU SECURE, FWP7, 19/03/10, PSI, March 2010.

Státní úřad pro jadernou bezpečnost, Česká republika (SUJB) - 2005 -2014:

34. VITÁZKOVÁ J.: Bezpečnostní rozbor provozu JE Dukovany za rok 2005, Únor 2006
35. VITÁZKOVÁ J.: Bezpečnostní rozbor provozu JE Dukovany za rok 2006, Únor 2007
36. VITÁZKOVÁ J.: Bezpečnostní rozbor provozu JE Dukovany za rok 2007, Únor 2008
37. VITÁZKOVÁ J.: Bezpečnostní rozbor provozu JE Dukovany za rok 2008, Únor 2009
38. VITÁZKOVÁ J.: Bezpečnostní rozbor provozu JE Dukovany za rok 2009, Únor 2010
39. VITÁZKOVÁ J.: Bezpečnostní rozbor provozu JE Dukovany za rok 2010, Únor 2011
40. VITÁZKOVÁ J.: Bezpečnostní rozbor provozu JE Dukovany za rok 2011, Únor 2012
41. VITÁZKOVÁ J.: Bezpečnostní rozbor provozu JE Dukovany za rok 2012, Únor 2013
42. *Připravované:*
VITÁZKOVÁ J.: Bezpečnostní rozbor provozu JE Dukovany za rok 2013, 2014

Jadrová elektrárň BWR Mühleberg, Švajčiarsko, 2009-2013:

43. VITAZKOVA, J., CAZZOLI, E.: Probabilistic Safety Assessment KKM L1 Shutdown Flood Analysis, September 2010, BKW FMB Energie AG, Kernkraftwerk Mühleberg, CH-3203
44. CAZZOLI, E., VITAZKOVA, J.: Probabilistic Safety Assessment KKM L2 February 2011, BKW FMB Energie AG, Kernkraftwerk Mühleberg, CH-3203
45. CAZZOLI, E., VITAZKOVA, J.: Probabilistic Safety Assessment KKM L2 update, August 2013, BKW FMB Energie AG, Kernkraftwerk Mühleberg, CH-3203

CITÁCIE PRÁC AUTORKY

Celkový počet citácií v článkoch a monografiách do 30.4.2014: **41**

Celkový počet citácií na internetových stránkach do 30.4.2014: **33**

Citácie publikácií **1., 2., a 3. nie je možné vyčíslit'**, keďže ide o jedny zo základných dokumentov Medzinárodnej agentúry vo Viedni MAAE týkajúcich sa spoľahlivosti jadrových elektrární a odkazy na ne sú v nespočetných vedeckých publikáciách.

Autorstvo/spoluautorstvo originálnych metód vyvinutých pre vyriešenie rôznych problémov týkajúcich sa priamo alebo nepriamo posudzovania rizika prevádzky jadrových elektrární:

kategória AGI

- Metoda sjednocujícího propočtu frekvencí iniciačních událostí pro model PSA JE Dukovany, **2002 pre ÚJV Řež**, Česká republika
- Základy metody pro hodnocení rizika porušení kontajnementu v programu Risk Monitor (místo jenom hodnocení frekvence tavení aktivní zóny) s využitím výsledků PSAL 2 a kontajnementové matice JE Dukovany, **2003 pre ÚJV Řež**, Česká republika
- Zjednodušená metóda PSA L3 s využitím analógie vzťahov medzi parametrami PSA L2 analýz, s použitím tabuľkového procesora, **2004 pre PSI Villigen**, Švajčiarsko
- Metóda pre posúdenie optimalizácie nákladov údržby v súvislosti s rôznymi cyklami generálnych opráv rotora generátora SP10,50, **august 2006 pre JE-V2 Bohunice**

- Metóda pre pravdepodobnostné hodnotenie teroristického útoku, **marec 2009 pre PSI - európsky projekt SECURE** v rámci siedmeho rámcového programu Európskej komisie
- Zjednodušená metóda pre aktualizáciu PSA L2 v prípade zmien PSA L1, s použitím tabuľkového procesora/PSA L1 softwaru, **február 2011, pre jadrovú elektrárň BWR Mühleberg, Švajčiarsko**
- Metóda hodnotenia efektívnosti spätnej väzby a nápravných opatrení na základe analýzy koreňových príčin prevádzkových udalostí na jadrovej elektrárni Dukovany, **2011, pre Státní úřad jaderné bezpečnosti (SÚJB), Praha, Česká republika**
- Metóda a odvodenie všeobecného ukazovateľa rizika CRT (Common Risk Target) pre ťažké havárie jadrových elektrární, **2009-2012, počas ale nad rámec projektu Európskej komisie ASAMP2 a ako cieľ dizertačnej práce**
- Metóda pre presnú analýzu dôležitosti prvkov (importance analysis) v PSA L2 zavedením fiktívneho parametra do minimálnych kritických rezov PSA L1, **august 2013, pre jadrovú elektrárň BWR Mühleberg, Švajčiarsko**

SUMMARY

METHODOLOGY OF COMMON RISK TARGET ASSESSMENT AND QUANTIFICATION BASED ON IAEA INES SCALE FOR SEVERE ACCIDENTS OF NUCLEAR POWER PLANTS

The issue of insufficient harmonization of practices, parameters, methods, codes and limits used in probabilistic analyses for evaluation of nuclear power plants' operation risks resonates in the community of analysts, operators and authorities since the beginning of nuclear power industry, which has been developed in particular countries gradually and under different conditions. IAEA as the world leader in nuclear safety in its numerous publications calls repeatedly attention to short-comings in harmonization and recommends to nuclear community to consolidate its approaches. Several reputable organizations like OECD, or European Commission within the projects SARNET and ASAMPSA2, as well as European stress tests initiated by the group of European nuclear authorities ENSREG came also to the same conclusion. Although the IAEA is an international organization with no legislative competence towards its Member States, it is authorized by the Article III of its Statute to establish international standards, requirements and recommendations. States are expected to adopt within their national legal order such legislation and measures as may be necessary to fulfil effectively their international obligations. These, unfortunately, the requirement of harmonization and uniform approaches have not applied to their national legislation yet.

The basic concept of derivation of Common Risk Target CRT for severe accidents was first developed within the project of European Commission ASAMPSA2, where the author of thesis participated as one of 37 European experts on PSA L2. The aim of the project was to work out best practice guidelines for PSA L2 performance. The basic concept of CRT was incorporated as separate authorship Section 6 of the guidelines. The concept was opposed not only by all participants of the project, but also by other nuclear specialists rating the performance of ASAMPSA2 group and the output quality of the project in the final questionnaire, which supported the further evolution of the concept. The basic concept was worked out in the presented dissertation work and its more detailed version was also published in September 2013 in Elsevier, in 262th volume of journal Nuclear Engineering and Design under the title: "Common Risk Target for severe accidents of nuclear power plants based on IAEA INES scale"

For the analysis and the problem identification the analysis-synthesis method of Rene Descartes was used and during the derivation the method of PSA L2

containment matrix was applied. The methodology for derivation of universal Common Risk Target concept is based on accepted definitions, requirements and principles established by IAEA with the aim to follow the major IAEA requirement for PSA: **assessment of risk** instead of currently assessed risk measures mathematically expressed in form of frequencies only. The fundamental principles used in the thesis were the constant risk principle, international nuclear event scale INES, 3 safety objectives defined by INSAG12 group and 10 safety principles defined by IAEA as fundamental safety principles. The methodology should be used as the tool for nuclear power station severe accident risk assessment.

Provided quantitative value of CRT is supposed to serve as the admissible comparative value for calculated risk using the CRT methodology according to chosen boundary conditions representing safe nuclear power plant complying with IAEA definitions and requirements. CRT is original technically defensible exact parameter, which associates the assembly of administrative requirements for safety operation of nuclear power plants established by IAEA, and thus has a good potential to solve part of the problem of harmonization in nuclear safety assessment.