



ÚRAD
JADROVÉHO DOZORU
SLOVENSKEJ REPUBLIKY

EDÍCIA

Bezpečnosť jadrových zariadení

2022

BN 4/2022

**Požiadavky na vypracovávanie PSA
(4. vydanie – revidované a doplnené)**

Požiadavky na vypracovávanie PSA (4. vydanie – revidované a doplnené)

Vydal Úrad jadrového dozoru Slovenskej republiky
Neperiodická publikácia

Spracovateľ: Ing. Ján Husárček, CSc., Mgr. Jozef Rybár a Ing. Katarína Čárska, odbor bezpečnostných analýz a technickej podpory, Úrad jadrového dozoru Slovenskej republiky

Gestor: Ing. Ján Husárček, CSc, riaditeľ odboru bezpečnostných analýz a technickej podpory, Úrad jadrového dozoru Slovenskej republiky

Recenzenti: Ing. Jozef Vitek, Jadrová a vyrad'ovacia spoločnosť, a.s.
Ing. Miroslav Mlčúch, Jadrová energetická spoločnosť Slovenska, a. s.
Ing. Zoltán Kovács, CSc., RELKO, spol. s r. o.
Mgr. Mojmír Pripko, PhD., Slovenské elektrárne, a.s.
JUDr. Martina Cigáneková, odbor legislatívno-právny, Úrad jadrového dozoru Slovenskej republiky
Ing. Ján Procháska, PhD., VUJE, a.s.

BN 4/2022
ISBN 978-80-89706-36-5
EAN 9788089706365

Bratislava, júl 2022

Anotácia

Bezpečnostný návod Požiadavky na vypracovanie PSA upresňuje požiadavky ÚJD SR stanovené vo všeobecne záväzných právnych predpisoch na pravdepodobnostné hodnotenie bezpečnosti pre oblasť spracovania, obsahu, rozsahu, kontroly, zabezpečovania kvality a aktualizácie PSA. Stanovuje zásady pre spracovanie PSA, aby bola prijateľným základom ďalších aplikácií v praxi. Uvádza bezpečnostné ciele a využitie PSA pre potreby dozoru nad jadrovou bezpečnosťou i pre potreby držiteľa povolenia.

aplikácie, bezpečnostné ciele, bezpečnostný návod, jadrová bezpečnosť, jadrové zariadenie, nezávislá previerka, využitie PSA, pravdepodobnostné hodnotenie bezpečnosti, Úrad jadrového dozoru Slovenskej republiky, zabezpečovanie kvality

Abstract

The safety guideline Requirements on PSA development defines more in detail UJD SR requirements set forth in generally binding legislative regulation on elaboration, content, scope, review, quality assurance and updating of PSA. It defines the principles of PSA elaboration so that it can be used as an acceptable basis for further applications. It defines probabilistic safety targets and PSA applications to support the needs of the state regulatory body and utility.

applications, independent review, nuclear facility, Nuclear Regulatory Authority of the Slovak Republic, nuclear safety, probabilistic safety assessment, PSA application, quality assurance, safety goals, safety guideline

Obsah

Úvod.....	1
1 Predmet a účel	1
2 Rozsah platnosti.....	2
3 Použité skratky	3
4 Použité pojmy.....	3
5 Pravdepodobnostné hodnotenie bezpečnosti	4
5.1 Použitie PSA	5
5.2 Súčasné obmedzenia PSA	6
5.3 Neurčitosti v PSA.....	7
5.4 Pravdepodobnostné bezpečnostné ciele, kritériá bezpečnosti a použitie PSA na posudzovanie a zvyšovanie bezpečnosti	7
6 Všeobecné požiadavky na PSA	9
6.1 Rozsah a obsah PSA	9
6.2 Výsledky hodnotenia.....	11
6.3 Závery PSA a možnosti zvýšenia bezpečnosti JZ.....	13
6.4 Zabezpečovanie kvality PSA	13
6.5 Overenie PSA.....	13
6.6 Požiadavky na aktualizáciu PSA.....	14
6.7 Pravdepodobnostné bezpečnostné ciele	15
7 Všeobecné zásady pre aplikácie PSA	15
7.1 Vhodnosť PSA na konkrétne použitie	16
7.2 Zdokumentovanie kontroly vhodnosti PSA na konkrétne použitie	17
8 Zoznam literatúry	18

Zoznam obrázkov

Obrázok 5.1 Príklad použitia výsledkov PSA v rámci pravdepodobnostných bezpečnostných cieľov.....	8
--	---

Predhovor

Úrad jadrového dozoru Slovenskej republiky začal v roku 1995 vydávať vlastné neperiodické publikácie ako edíciu Bezpečnosť jadrových zariadení, s cieľom zverejňovať vybrané všeobecne záväzné právne predpisy, bezpečnostné požiadavky, odporúčania a návody súvisiace s činnosťou Úradu jadrového dozoru Slovenskej republiky.

V rámci edície Bezpečnosť jadrových zariadení Úrad jadrového dozoru Slovenskej republiky vydáva tri skupiny publikácií.

Obsahom prvej skupiny publikácií sú vybrané všeobecne záväzné právne predpisy a medzinárodné zmluvy z oblasti mierového využívania jadrovej energie; sú označené červeným pruhom.

V druhej skupine sú dokumenty z oblasti jadrovej bezpečnosti charakteru odporúčaní a návodov, ktoré konkretizujú a dopĺňajú požiadavky všeobecne záväzných právnych predpisov; sú označené modrým pruhom.

Obsahom tretej skupiny publikácií sú ostatné dokumenty z oblasti jadrovej bezpečnosti informatívneho charakteru; sú označené sivým pruhom.

Pri spracovaní dokumentov druhej a tretej skupiny sa využívajú dokumenty Medzinárodnej agentúry pre atómovú energiu vo Viedni a iných medzinárodných organizácií, medzinárodné a národné technické normy, ako aj dokumenty vydané zahraničnými dozornými orgánmi a odbornými organizáciami. Dokumenty sú spracované na základe rozhodnutia predsedu Úradu jadrového dozoru Slovenskej republiky zamestnancami úradu alebo externými organizáciami i s využitím vlastných skúseností a poznatkov. Pred ich vydaním a zverejnením sú schválené predsedom úradu.

Predmetná publikácia Požiadavky na vypracovávanie PSA (4. vydanie – revidované a doplnené) je bezpečnostným návodom.

Pripomienky a doplnky k tejto publikácii zasielajte na Úrad jadrového dozoru Slovenskej republiky, odbor legislatívno-právny, Bajkalská 27, P. O. Box 24, 820 07 Bratislava 27.

Úvod

Pravdepodobnostné hodnotenie bezpečnosti (PSA) predstavuje komplexný a štruktúrovaný analytický prístup používaný na hodnotenie bezpečnosti jadrových zariadení vo vzťahu k potenciálnym iniciačným udalostiam, ktoré môžu byť spôsobené náhodným zlyhaním komponentov, ľudskými chybami ako aj vnútornými a vonkajšími ohrozeniami.

PSA rozširuje tradičné deterministické analýzy tak, aby bolo možné lepšie pochopiť stavy jadrového zariadenia (JZ), ktoré majú vplyv na bezpečnosť, odhadnúť pravdepodobnosť, resp. frekvenciu ich výskytu, potenciálne následky a neurčitosti spojené s kvantitatívnym odhadom. Model PSA predstavuje detailný, integrovaný a reálny model JZ, jeho komponentov, systémov a zásahov prevádzkového personálu pre široké spektrum iniciačných udalostí. Je vhodným prostriedkom na pochopenie rôznych špecifických súvislostí JZ, ktoré vznikajú pri poruchách, nehodách a haváriách. Tieto súvislosti sa tradičnými deterministickými metódami dajú len ťažko identifikovať. Súčasný stav znalostí umožňuje, aby sa PSA široko využívalo pri dozornej činnosti, vydávaní povolení a riadení bezpečnosti JZ.

Úrad jadrového dozoru Slovenskej republiky (ÚJD SR) ako dozorný orgán dozerá na to, aby JZ na Slovensku počas ich životného cyklu dosahovali medzinárodne prijateľnú úroveň bezpečnosti. V tomto procese hrá dôležitú úlohu špecifické PSA, ktoré umožní JZ dôsledne pochopiť a navyše uľahčuje komunikáciu medzi držiteľom povolenia a dozorným orgánom.

Potreba použitia PSA pri rozhodovacích procesoch, vydávaní povolení a riadení bezpečnosti si vyžaduje definíciu cieľov PSA, požiadaviek na kvalitu PSA a ostatných požiadaviek.

Hodnotenie bezpečnosti zahrňuje analýzy bezpečnosti, ktoré pozostávajú zo súboru rôznych kvantitatívnych analýz na posúdenie ohrozenia bezpečnosti v rôznych prevádzkových stavoch, pri očakávaných udalostiach a pri poruchách, ľudských chybách, nehodách a haváriách prostredníctvom deterministických i pravdepodobnostných nástrojov.

1 Predmet a účel

Bezpečnostný návod konkretizuje legislatívne požiadavky na pravdepodobnostné hodnotenie bezpečnosti a jeho použitie, ktoré sú ustanovené v § 23 ods. 4 a ods. 5 písm. e) zákona č. 541/2004 Z. z. o mierovom využívaní jadrovej energie (atómový zákon) a o zmene a doplnení niektorých zákonov v znení neskorších predpisov /1/, v § 20 vyhlášky Úradu jadrového dozoru Slovenskej republiky č. 58/2006 Z. z., ktorou sa ustanovujú podrobnosti o rozsahu, obsahu a spôsobe vyhotovovania dokumentácie jadrových zariadení potrebnej k jednotlivým rozhodnutiam v znení neskorších predpisov /2/, v Prílohe č. 4 časť B. II. bod C ods. 7 až 9 vyhlášky Úradu jadrového dozoru Slovenskej republiky č. 430/2011 Z. z. o požiadavkách na jadrovú bezpečnosť v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/ a v Prílohe č. 6 písm. g) bod 2., 3. a 4. vyhlášky Úradu jadrového dozoru Slovenskej republiky č. 431/2011

Z. z. o systéme manažérstva kvality v znení vyhlášky č. 104/2016 Z. z. /4/. V bezpečnostnom návode sú tiež uvedené referenčné úrovne na vypracovávanie PSA prevzaté z dokumentu Western European Nuclear Regulator's Association (WENRA) /5/ a odkazy na požiadavky Medzinárodnej agentúry pre atómovú energiu (MAAE) /6/ a /8/ a ďalšie odporúčania.

V bezpečnostnom návode sú charakterizované ciele a úrovne pravdepodobnostného hodnotenia bezpečnosti. Uvedené sú obmedzenia a neurčitosti PSA. Opísaná je koncepcia použitia pravdepodobnostných kritérií bezpečnosti na hodnotenie a zvyšovanie bezpečnosti JZ. Uvedené sú odporúčané hodnoty pravdepodobnostných bezpečnostných cieľov. Zhrnuté sú všeobecné požiadavky na rozsah a obsah PSA, požiadavky na kvalitu, prezentáciu výsledkov, overenie a aktualizáciu PSA. Uvedené je využitie PSA pre potreby dozoru nad jadrovou bezpečnosťou i pre potreby držiteľa povolenia.

Účelom tohto bezpečnostného návodu je zavedenie systému na využitie výsledkov pravdepodobnostného hodnotenia bezpečnosti. Bezpečnostný návod nie je príručkou na vypracovanie PSA. Takéto príručky sú spracované MAAE (napr. /9/ a /10/) a inými inštitúciami.

2 Rozsah platnosti

Bezpečnostný návod je orientovaný na jadrové zariadenia, ktorých súčasťou je jadrový reaktor alebo jadrové reaktory definované v § 2 písm. f) bod 1. atómového zákona /1/, t. j. jadrové elektrárne, ktoré sú na Slovensku budované alebo prevádzkované, keď držiteľ povolenia žiada o vydanie povolenia na uvádzanie jadrového zariadenia do prevádzky alebo prevádzku jadrového zariadenia, súhlas na realizáciu zmien alebo použitie nového typu jadrového paliva alebo keď periodicky preveruje jeho existujúcu projektovú základňu a prevádzku s cieľom vyhodnotiť a preukázať dosiahnutú úroveň bezpečnosti, porovnať ju so správnou technickou praxou a identifikovať možné oblasti na zlepšenie. V primeranej miere však môže byť použitý aj pre iné JZ, ktoré neobsahujú jadrový reaktor. Bezpečnostný návod je obmedzený na pravdepodobnostné hodnotenie bezpečnosti prvej úrovne (PSA 1. úrovne) a pravdepodobnostné hodnotenie bezpečnosti druhej úrovne (PSA 2. úrovne).

Tento bezpečnostný návod je revidovaným a doplneným 4. vydaním bezpečnostného návodu ÚJD SR s označením Požiadavky na vypracovávanie PSA a v plnom rozsahu nahrádza BNS I.4.2/2017 Požiadavky na vypracovávanie PSA (3. Vydanie – revidované a doplnené).

Bezpečnostné návody nie sú právne záväzné, avšak ich dodržiavanie napomáha zabezpečiť podmienky bezpečného využívania jadrovej energie alebo vykonávania činností súvisiacich s využívaním jadrovej energie.

Tento bezpečnostný návod sa vydáva bez časového obmedzenia.

3 Použité skratky

ASME	Americké združenie strojných inžinierov (angl. American Society of Mechanical Engineers)
CDF	frekvencia poškodenia aktívnej zóny, prípadne jadrového paliva (angl. Core Damage Frequency)
JZ	jadrové zariadenie
LER	veľký skorý únik (angl. Large Early Release)
LERF	frekvencia veľkého skorého úniku (angl. Large Early Release Frequency)
LR	veľký únik (angl. Large Release)
LRF	frekvencia veľkého úniku (angl. Large Release Frequency)
LOCA	havária so stratou chladiva (angl. Loss of Coolant Accident)
MAAE	Medzinárodná agentúra pre atómovú energiu
OECD	Organizácia pre ekonomickú spoluprácu a rozvoj (ang. Organisation for Economic Co-operation and Development)
PSA	pravdepodobnostné hodnotenie bezpečnosti (angl. Probabilistic Safety Assessment)
RAL	rádioaktívne látky
ÚJD SR	Úrad jadrového dozoru Slovenskej republiky
WENRA	Asociácia jadrových dozorov krajín EÚ a Švajčiarska (angl. Western European Nuclear Regulator's Association)

4 Použité pojmy

Iniciačná udalosť je udalosť, ktorá vedie k stavu abnormálnej prevádzky alebo havarijným podmienkam.

Kritériá úspešnosti sú minimálne požiadavky na bezpečnostné systémy, prvky alebo zásahy prevádzkového personálu jadrového zariadenia, ktoré sú nevyhnutné na úspešné vykonanie požadovanej bezpečnostnej funkcie.

Model PSA je logický model jadrového zariadenia zostavený zo stromov udalostí a stromov porúch na kvantifikáciu rizika prevádzky. Mierou rizika pri PSA 1. úrovne je frekvencia poškodenia jadrového paliva, pri PSA 2. úrovne je to frekvencia veľkých a veľkých skorých únikov.

Nepohotovosť systému je stav, v ktorom systém nie je schopný vykonávať požadovanú funkciu z dôvodu poruchy, údržby, testu alebo ľudskej chyby.

Povolená doba nepohotovosti je maximálna povolená doba nepohotovosti systému v danom prevádzkovom režime. Ak sa pohotovosť systému neobnoví počas povolenej doby jeho nepohotovosti, jadrový blok musí byť uvedený do požadovaného režimu. Pri vzniku

nepohotovosti systému počas prevádzky reaktora na výkone vyžaduje každá doba nepohotovosti presahujúca povolenú dobu nepohotovosti systému kontrolované odstavenie reaktora.

Praktická eliminácia je vylúčenie tých havarijných reťazcov z ďalšej analýzy, ktoré potenciálne môžu viesť k veľkým alebo veľkým skorým únikom rádioaktívnych látok, ak je ich výskyt fyzikálne nemožný alebo ak s vysokým stupňom vierohodnosti ho možno považovať za extrémne nepravdepodobný.

Základná udalosť je udalosť, ktorá sa v PSA modeli ďalej nerozvíja, napr. porucha prvku, ľudská chyba, poruchy so spoločnou príčinou atď.

Stav poškodenia jadrového zariadenia je koncový stav havarijných reťazcov s podobnými charakteristikami, ktoré sa týkajú priebehu havárie, stavu budovy reaktora a ochrannej obálky, prevádzkyschopnosti systémov určených na zmiernenie následkov havárií.

Strom porúch je logický diagram, ktorý analyzuje všetky príčiny vedúce ku vzniku definovanej poruchy systému identifikovanej v strome udalostí, tzv. vrcholová udalosť, až na úroveň jednotlivých základných udalostí, ktoré sa už ďalej nerozvíjajú (nepohotovosť z dôvodu údržby, testu, ľudskej chyby atď.).

Strom udalostí je logický diagram, ktorý znázorňuje očakávanú odozvu jadrového zariadenia na výskyt iniciačnej udalosti.

Veľký únik (LR) je taký únik RAL, ktorý vyžaduje aplikáciu ochranných opatrení na ochranu obyvateľstva.

Veľký skorý únik (LER) je veľký únik RAL ešte pred prijatím vonkajších ochranných opatrení.

5 Pravdepodobnostné hodnotenie bezpečnosti

Legislatívne požiadavky na pravdepodobnostné hodnotenie bezpečnosti (PSA) sú ustanovené v § 23 ods. 4 a ods. 5 písm. e) atómového zákona /1/ a v § 20 vyhlášky č. 58/2006 Z. z. v znení neskorších predpisov /2/.

PSA je metóda analýzy bezpečnosti, ktorá identifikuje udalosti a ich kombinácie, ktoré môžu viesť k nehodám a haváriám JZ, stanovuje pravdepodobnosť vzniku každej kombinácie zlyhaní a určuje jej následky. PSA systematicky a realisticky spája aspekty bezpečnosti vrátane projektových charakteristík, prevádzkových predpisov, spoľahlivosti ľudského činiteľa, fyzikálnych procesov pri udalostiach s potenciálnymi účinkami uvoľnených rádioaktívnych látok na pracovné a životné prostredie. PSA umožňuje zviditeľniť silné a slabé stránky projektu JZ, vplyv prevádzkových postupov a reakcií prevádzkového personálu na očakávaný rozvoj potenciálnych nehôd a havárií.

PSA sa delí na tri úrovne:

- a) 1. úroveň – analyzuje projekt a prevádzku JZ, identifikuje postupnosť udalostí, ktoré môžu viesť k poškodeniu jadrového paliva. PSA 1. úrovne analyzuje udalosti vznikajúce počas prevádzky na plnom výkone alebo na nižších výkonových úrovniach či počas odstávky JZ. Iniciačné udalosti môžu byť vyvolané z vnútorných alebo vonkajších príčin. Iniciačné udalosti vyvolané z vnútorných príčin zahŕňujú stavy JZ zapríčinené poruchou zariadení, ľudskou chybou, vnútornými požiarimi a záplavami, letiacimi úlomkami turbín, pádom ťažkého bremena atď. Iniciačné udalosti môžu byť vyvolané aj vonkajšími príčinami, ako sú: seizmické udalosti, neseizmické udalosti (napr. extrémne meteorologické podmienky) a človekom vyvolané udalosti (pád lietadla, priemyselné a dopravné havárie atď.) a iné narušenia normálnej prevádzky, ktoré môžu mať vplyv na jadrovú bezpečnosť.
- b) 2. úroveň – ďalej analyzuje a hodnotí havarijnú reťazce, ktoré na základe kvantifikácie PSA 1. úrovne vedú k poškodeniu jadrového paliva a/ alebo úniku rádioaktívnych látok do okolia JZ. Identifikuje možnosti rozvoja poškodenia jadrového paliva, ktoré v prípade jadrovej elektrárne vedú k tepelnému, mechanickému a rádioaktívnemu zaťaženiu konštrukcií primárneho a sekundárneho okruhu i stavebnej konštrukcie ochrannej obálky jadrového reaktora. Hlavnou úlohou je odhad množstva a frekvencií únikov rádioaktívnych látok do okolia JZ. Zahŕňa hodnotenie účinnosti ochrannej obálky jadrového reaktora a opatrení súvisiacich s riadením havárií.
- c) 3. úroveň – vyhodnocuje zdravotné a iné spoločenské riziká prevádzky JZ vrátane novej kontaminácie pôdy a vody. PSA 3. úrovne využíva výsledky PSA 2. úrovne, meteorologické údaje, údaje o rozložení populácie a informácie o havarijnej pripravenosti. Výsledkom je odhad rozptylu a depozitu uvoľnených rádioaktívnych látok spolu s ekonomickými následkami, zdravotnými následkami a vplyvom na životné prostredie (napr. počet úmrtí, rakovinových ochorení, kontaminácia pôdy). V súčasnosti ÚJD SR nepožaduje spracovanie PSA 3. úrovne pre JZ.

5.1 Použitie PSA

Pravdepodobnostné hodnotenie bezpečnosti sa dá použiť v širokom rozsahu dozorných a prevádzkových činností. Predpísané použitie pravdepodobnostného hodnotenia je ustanovené vo vyhláske č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/. Ďalšie možné využitie výsledkov PSA je uvedené v publikáciách MAAE /9/, /10/. PSA sa používa na:

- a) podporu riadenia a rozhodovania v oblasti zabezpečenia jadrovej bezpečnosti (WENRA O3.1 /5/),
- b) identifikáciu potrebných zmien zariadenia a prevádzkových predpisov vrátane opatrení na riadenie ťažkých havárií na účel zníženia rizika jadrového zariadenia (WENRA O3.2 /5/),
- c) hodnotenie celkového rizika jadrového zariadenia na účel preukázania vyrovnaného profilu rizika a potvrdenia toho, že malá zmena prevádzkových parametrov nevyvolá závažné zmeny v odozve jadrového zariadenia (angl. cliff edge effects) (WENRA O3.3 /5/),

- d) hodnotenie vhodnosti zmien jadrového zariadenia, zmien limitov a podmienok bezpečnej prevádzky, prevádzkových predpisov a hodnotenie prevádzkových udalostí (WENRA O3.4 /5/),
- e) vývoj a overovanie programov odbornej prípravy vybraných zamestnancov a odborne spôsobilých zamestnancov vrátane výcviku na reprezentatívnom plnorozsahovom simulátore (WENRA O3.5 /5/),
- f) overenie, či faktory, ktoré významne prispievajú k riziku sú zahrnuté do programu údržby, kontrol a skúšok zariadení (WENRA O3.6 /5/),
- g) podporu k preukázaniu, že veľké skoré úniky sú prakticky eliminované,
- h) periodické hodnotenie bezpečnosti,
- i) plánovanie a určovanie priorít dozorných a inšpekčných činností,
- j) výber zdrojových členov použitých na hodnotenie veľkosti oblasti ohrozenia JZ,
- k) a ďalšie.

V projekte (SSR-2/1 (Rev.1) ods. 5.76 /7/) každého JZ, ktorého súčasťou je jadrový reaktor, má byť zohľadnené pravdepodobnostné hodnotenie bezpečnosti (PSA) spracované pre všetky prevádzkové režimy a stavy JZ vrátane odstaveného bloku s dôrazom na:

- a) potvrdenie, že projekt je vyvážený spôsobom, že žiadna konkrétna charakteristika alebo iniciačná udalosť nemá neúmerne veľký alebo významne neurčitý príspevok k celkovému riziku a takisto, v rozumnom rozsahu, že úrovne ochrany do hĺbky sú nezávislé,
- b) uistenie sa, že je predídene situáciám, v ktorých malá zmena prevádzkových parametrov vyvolá nezvratiteľnú degradáciu v odozve JZ (angl. cliff edge effects),
- c) porovnanie výsledkov PSA s pravdepodobnostnými kritériami.

Držiteľ povolenia má zabezpečiť, aby systémy a komponenty, ktoré boli v pravdepodobnostnom hodnotení bezpečnosti identifikované ako bezpečnostne významné, boli schopné prevádzky a ich význam bol zdokumentovaný v bezpečnostnej správe (WENRA O4.3 /5/).

Použitie PSA je podmienené splnením súboru požiadaviek na technické vlastnosti PSA, ktorými sa zaisťujú primeraná kvalita PSA pre daný účel. Všeobecné požiadavky na PSA sú uvedené v kapitole 6 tohto bezpečnostného návodu a všeobecné zásady pre aplikácie PSA sú uvedené v kapitole 7. Špecifické požiadavky na kvalitu PSA sú v technickom dokumente MAAE /11/, príp. ASME /12/.

5.2 Súčasné obmedzenia PSA

V súčasnosti má PSA obmedzenia, ktoré vyplývajú z prijatých predpokladov modelovania, poznania modelovaných fyzikálnych a chemických procesov, udalostí spôsobených zriedkavými vonkajšími ohrozeniami, kvality vstupných údajov, spoľahlivosti ľudského činiteľa a porúch so spoločnou príčinou.

5.3 Neurčitosti v PSA

Výsledky PSA sú zaťažené neurčitostami, ktoré vyplývajú z použitých vstupných údajov, vlastností modelov, použitých predpokladov, neurčitostou výsledkov podporných analýz, závislostí medzi veľmi zriedkavými javmi a poruchami.

Frekvencie iniciačných udalostí v PSA sú odhadnuté z generických alebo špecifických dát. Rozdelenia náhodných porúch a porúch so spoločnou príčinou, ktoré tvoria základ kvantifikácie, sú relatívne spoľahlivé pre pozorovateľné udalosti s dostatočnými výberovými súbormi. Pri udalostiach so zriedkavým výskytom je potrebné použiť extrapolácie alebo inžinierske odhady. Takéto odhady môžu byť zaťažené značnými neurčitostami.

Neurčitosti výsledkov podporných termicko-hydraulických analýz na stanovenie kritérií úspešnosti systémov, štruktúralno-pevnostných analýz na stanovenie odolnosti systémov a konštrukcií a analýz ťažkých havárií s únikom RAL a ich šírením do okolia JZ sú spojené s poznaním modelovaných javov, dokonalosťou použitých výpočtových modelov, analytických nástrojov, predpokladov a dát.

Poznanie skutočného vyhotovenia, aktuálneho stavu systémov, konštrukcií a komponentov JZ a ich správania sa v rozsahu podmienok uvažovaných v projekte JZ by nemalo byť zaťažené veľkými neurčitostami. Systémy konštrukcie a komponenty dôležité z hľadiska bezpečnosti sú zhotovené, chránené, prevádzkované, udržiavané, pravidelne kontrolované a testované podľa programov zabezpečovania kvality. Poznanie správania sa systémov, konštrukcií a komponentov v podmienkach ťažkých havárií však môže byť zaťažené značnými neurčitostami.

Ďalší okruh neurčitostí existuje v dôsledku relatívnej neadekvátnosti matematických modelov, numerických aproximácií, chýb výpočtových programov a výpočtových obmedzení. Kvantifikácia neurčitostí modelov je zložitá. Zatiaľ pre ňu neexistuje žiadna všeobecne prijatá metóda. Na odhad relatívneho vplyvu epistemických neurčitostí modelu možno použiť výsledky analýz citlivosti.

Neurčitosti vstupných údajov vo výsledkoch PSA môžu byť popísané analytickými metódami alebo simuláciou.

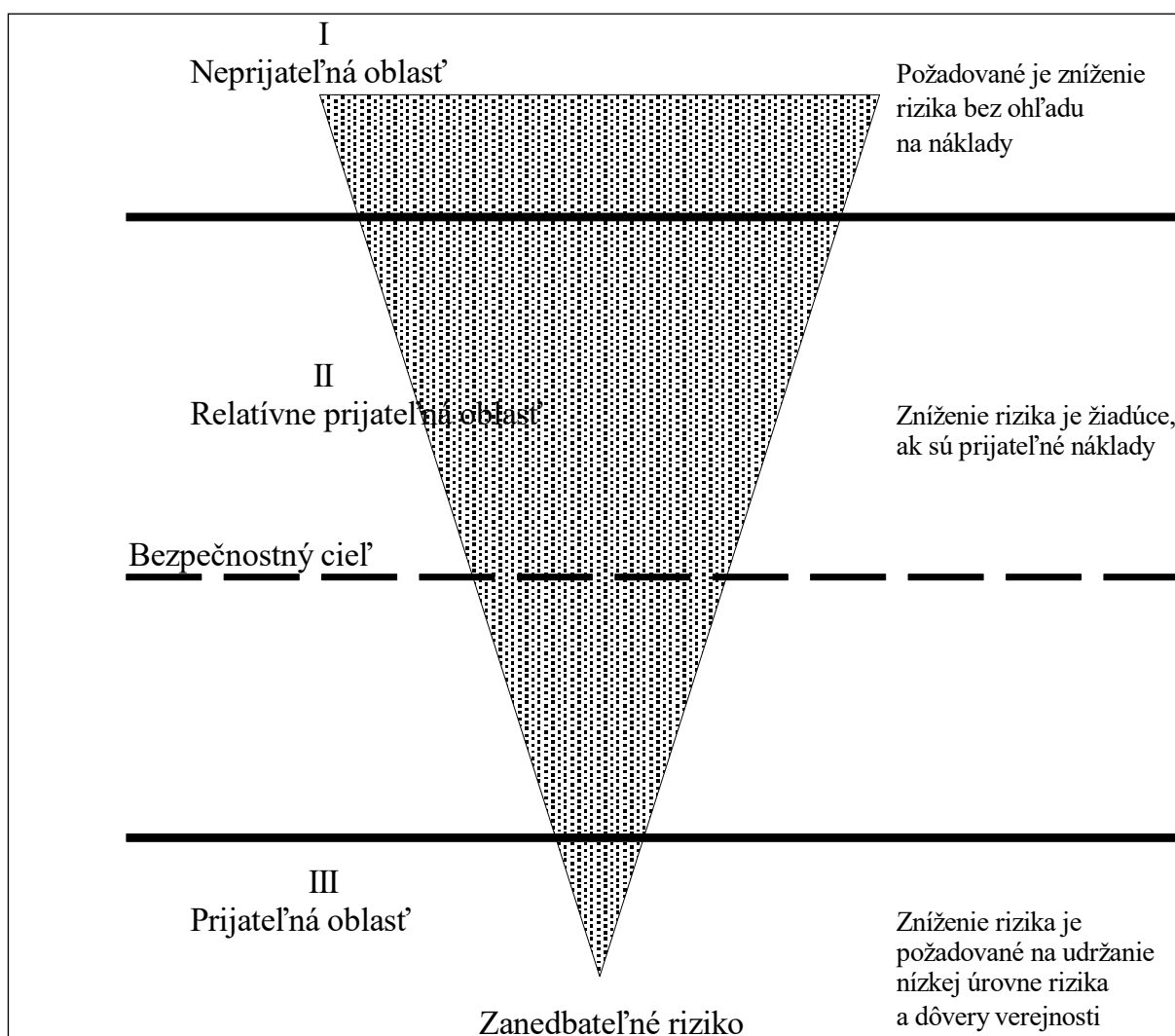
5.4 Pravdepodobnostné bezpečnostné ciele, kritériá bezpečnosti a použitie PSA na posudzovanie a zvyšovanie bezpečnosti

Pravdepodobnostné bezpečnostné ciele ako aj pravdepodobnostné kritériá bezpečnosti a ich vzťah k medzinárodne akceptovaným požiadavkám sú požadované v Prílohe č. 6 vyhlášky č. 431/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 104/2016 Z. z. /4/ a sú uvedené v požiadavkách na kvalitu jadrových zariadení.

Pravdepodobnostné bezpečnostné ciele, resp. pravdepodobnostné kritériá bezpečnosti predstavujú kvantitatívne hodnoty, ktoré slúžia na posudzovanie a zvyšovanie dosiahnutej úrovne bezpečnosti JZ. Podstatné zníženie rizika pod tieto kvantitatívne hodnoty by v dôsledku

veľkých investičných a prevádzkových nákladov mohlo vyžadovať značnú ekonomickú záťaž. Na druhej strane prekročenie týchto hodnôt vedie k zvýšenému riziku, čo môže viesť k veľkým ekonomickým a sociálnym dôsledkom, ak by nastala havária. Preto je potrebné zaistiť primeranú úroveň bezpečnosti, a to bez ohľadu na náklady.

Pravdepodobnostné kritériá bezpečnosti môžu byť stanovené na úrovni spoľahlivosti bezpečnostných systémov a funkcií, frekvencie poškodenia jadrového paliva, frekvencie veľkých alebo veľkých skorých únikov rádioaktívnych látok do okolia JZ alebo pre praktickú elimináciu veľkých skorých únikov. Kritériá sa aplikujú na všetky prevádzkové režimy (zahrňujú aj nevykonové prevádzkové režimy a odstavený jadrový reaktor), vnútorné udalosti a udalosti vyvolané vonkajšími ohrozeniami. Aplikujú sa na jednotlivé jadrové bloky.



Obrázok 5.1 Príklad použitia výsledkov PSA v rámci pravdepodobnostných bezpečnostných cieľov.

Koncepciu použitia pravdepodobnostných bezpečnostných cieľov ukazuje Obrázok 5.1 /13/. Úroveň rizika v oblasti I je veľmi vysoká a neprijateľná pri akýchkoľvek predpokladaných prínosoch JZ. Bez ohľadu na náklady treba modifikovať zariadenia a urobiť procedurálne zmeny na zníženie rizika do oblasti III alebo aspoň do oblasti II. V oblasti II je úroveň rizika

akceptovateľná. Ďalšie zníženie rizika sa vyžaduje iba vtedy, keď sú náklady spojené s týmto procesom prijateľné. V tejto oblasti sa od držiteľa povolenia očakáva preukázanie, že vyhodnotil všetky alternatívy zníženia rizika a realizoval ekonomicky únosné zlepšenia. Úroveň rizika v oblasti III je dostatočne nízka, ďalšie zníženie rizika nie je potrebné. Neustále sa však treba venovať hodnoteniu rizika, aby sa udržala požadovaná úroveň bezpečnosti JZ a dôvery verejnosti. Treba však poznamenať, že hranice medzi jednotlivými oblasťami nie sú jednoznačne určené. Na ich určenie sa odporúča použiť bezpečnostný cieľ podľa nasledujúcich zásad. Deliaci čiar medzi oblasťou I a II je na takej úrovni rizika, ktorá je asi 10-krát vyššia ako bezpečnostný cieľ. Deliaci čiar medzi oblasťou II a III je na takej úrovni rizika, ktorá je asi 10-krát nižšia ako bezpečnostný cieľ. Na stanovenie podmienok pre oblasť II je teda pomerne široké rozpätie.

Z údajov uvedených v dokumentoch MAAE (/14/, ods. 27), (/9/, ods. 2.15) a prehľadov spracovaných OECD/NEA /15/ či iných organizácií /16/ vyplýva, že pravdepodobnostné bezpečnostné ciele stanovené pre jadrové elektrárne na úrovni frekvencie poškodenia jadrového paliva sa pohybujú v intervale $1,0E-4/\text{rok}$ – $1,0E-5/\text{rok}$; frekvencie veľkého alebo veľkého skorého úniku RAL je stanovená aspoň 10-krát nižšia ako frekvencia poškodenia jadrového paliva.

Najväčší význam PSA spočíva v jeho schopnosti odhaliť slabé miesta JZ, ako aj slabé miesta v projekte a v prevádzkových predpisoch a ich vplyv na ukazovatele rizika (frekvencia poškodenia jadrového paliva, pre JZ s jadrovým reaktorom pravdepodobnosť poškodenia ochrannej obálky jadrového reaktora, frekvencia veľkých alebo veľkých skorých únikov RAL do životného prostredia, frekvencia výskytu jednotlivých situácií, ktoré vedú k veľkým alebo veľkým skorým únikom RAL, riziká rádiologického zamorenia okolia). Preto jedným z najdôležitejších aspektov PSA je možnosť jeho použitia pri posudzovaní a zvyšovaní bezpečnosti a rozhodovaní o nápravných opatreniach.

Celkový proces posudzovania a zvyšovania jadrovej bezpečnosti má sledovať koncepciu uvedenú v tejto sekcii.

6 Všeobecné požiadavky na PSA

6.1 Rozsah a obsah PSA

Pravdepodobnostné hodnotenie bezpečnosti je súčasťou dokumentácie JZ s jadrovým reaktorom v zmysle legislatívnych požiadaviek /1/.

ÚJD SR požaduje vypracovať špecifické PSA 1. úrovne a PSA 2. úrovne pre každé JZ s jadrovým reaktorom. Ak je JZ vo viacblokovom vyhotovení, držiteľ povolenia určí, pre ktorý z blokov bude PSA vypracované a tento výber zdôvodní. Súčasný trend pri hodnotení bezpečnosti JZ je poznať riziko prevádzky JZ so zohľadnením vplyvu vonkajších ohrození na všetky bloky JZ, čo je možné dosiahnuť tzv. viacblokovým (angl. multiunit) PSA. Poznatky zo skúseností s hodnotením bezpečnosti s viacerými blokmi s cieľom poskytnúť návod na prístup

a metódy hodnotenia lokality a hodnotenia bezpečnosti pre viacblokové jadrové elektrárne sú uvedené v dokumente MAAE /17/.

PSA 1. úrovne zahŕňa (§ 20 ods. 5 vyhlášky č. 58/2006 Z. z. v znení neskorších predpisov /2/): uvedenie účelu a rozsahu hodnotenia; opis použitej metodiky, postupu hodnotenia a zabezpečovania kvality; primerané informácie o modelovanom JZ a zdokumentovanie prijatých predpokladov, kritérií a obmedzení hodnotenia; zoznam, kategorizáciu a frekvencie iniciačných udalostí; stromy udalostí, analýzu havarijných reťazcov a kritérií úspešnosti; analýzu dát; analýzu systémov a stromy porúch; analýzu vnútorných a vonkajších udalostí; analýzu spoľahlivosti ľudského činiteľa, berúc do úvahy faktory, ktoré môžu ovplyvniť konanie kvalifikovaného personálu vo všetkých prevádzkových režimoch; analýzu významných závislostí; súhrnné výsledky hodnotenia a ich opis s uvedením hlavných prispievateľov k riziku poškodenia jadrového paliva a významných kombinácií porúch vedúcich k poškodeniu jadrového paliva; analýzu neurčitosti, dôležitosti a citlivosti výsledkov; možnosti zvýšenia bezpečnosti JZ.

PSA 2. úrovne zahŕňa (§ 20 ods. 6 vyhlášky ÚJD SR č. 58/2006 Z. z. v znení neskorších predpisov /2/): uvedenie účelu a rozsahu hodnotenia; opis použitej metodiky, postupu hodnotenia a zabezpečovania kvality; primerané informácie o modelovanom JZ a zdokumentovanie prijatých predpokladov, kritérií a obmedzení modelovania; rozhranie medzi PSA 1. úrovne a PSA 2. úrovne vrátane stavov poškodenia JZ; analýzy priebehu havárií spojených s únikom rádioaktívnych látok; stromy udalostí, analýzu havarijných reťazcov a kritérií úspešnosti; pre JZ s jadrovým reaktorom štruktúrnu analýzu ochrannej obálky jadrového reaktora; charakteristiky zdrojového člena, určenie množstva a frekvencie úniku rádioaktívnych látok, ktoré môžu uniknúť do okolia JZ; hodnotenie účinnosti stratégie riadenia ťažkých havárií; súhrnné výsledky hodnotenia vrátane hlavných prispievateľov k riziku úniku rádioaktívnych látok do okolia JZ a významných kombinácií porúch vedúcich k úniku rádioaktívnych látok do okolia JZ; analýzu dôležitosti a citlivosti výsledkov a v primeranom rozsahu analýzu neurčitosti; možnosti zvýšenia bezpečnosti JZ.

Špecifické PSA je spracované pre každý projekt JZ s jadrovým reaktorom berúc do úvahy všetky významné prevádzkové stavy a pokrývajúc jadrové palivo nachádzajúce sa v aktívnej zóne i v bazéne skladovania vyhorelého jadrového paliva a to pre všetky významné vnútorné a vonkajšie iniciačné udalosti (WENRA O1.1 /5/). Významné prevádzkové stavy a udalosti sú tie, ktoré sú dôležité z hľadiska rizika spočítaného v PSA.

Vonkajšie ohrozenia majú byť zahrnuté do PSA 1. úrovne i do PSA 2. úrovne, ak je to možné, berúc do úvahy súčasný stav vedy a techniky. Ak to nie je uskutočniteľné, tak na hodnotenie príspevku vonkajších udalostí k celkovému profilu rizika JZ majú byť použité iné známe metódy a postupy (WENRA O1.1 /5/).

V PSA majú byť definované a dokumentované triediace kritériá na identifikáciu významných prevádzkových stavov, iniciačných udalostí a ohrození. Triediace kritériá je potrebné zdôvodniť.

ÚJD SR požaduje, aby v PSA bola použitá aktuálna osvedčená metodika berúc do úvahy dostupné medzinárodné skúsenosti /2/, t. j. metodika opísaná v dokumentoch MAAE, príp. iné zdôvodnené metódy a postupy.

Identifikácia všetkých kombinácií základných udalostí, ktoré by mohli mať príspevok k riziku, vyžaduje systematickú analýzu. Základné udalosti zahrňujú iniciačné udalosti (vyvolané vnútornými a vonkajšími udalosťami), poruchy prvkov bezpečnostných systémov, nepohotovosti prvkov počas údržby a testov, ľudské chyby, poruchy so spoločnou príčinou, poruchy vzniknuté následkom iniciačných udalostí ako aj poruchy bezpečnostných bariér (napr. strata tesnosti alebo integrity primárneho okruhu alebo ochrannej obálky jadrového reaktora).

V PSA majú byť zahrnuté všetky významné závislosti vrátane funkčných závislostí, priestorových závislostí (podľa fyzického umiestnenia systémov, konštrukcií a komponentov) a ďalších porúch so spoločnou príčinou. Aspekty umiestnenia JZ a interakcie s inými blokmi môžu byť tiež dôležité (WENRA O1.2 /5/).

Využívanie PSA v prevádzkových a dozorných činnostiach vyžaduje spoznať a pochopiť vplyv neurčitostí na výsledky. PSA 1. úrovne obsahuje analýzu neurčitosti aj citlivosti. PSA 2. úrovne obsahuje analýzu citlivosti a podľa možnosti aj analýzu neurčitosti (WENRA O1.3 /5/).

PSA a jeho aplikácie majú byť založené na realistickom modelovaní odozvy JZ s použitím údajov relevantných k projektu a prevádzke, pri zohľadnení zásahov prevádzkového personálu v rozsahu uvažovanom v prevádzkových predpisoch/ návodoch na riadenie havárií (WENRA O1.4 /5/). Na zjednodušenie PSA je možné a je aj užitočné používať niektoré prvky konzervativizmu. Použitie zjednodušení a predpoklady analýz však treba zdokumentovať a odôvodniť. Pri tom je dôležité, aby sa zabránilo nadmernej neurčitosti a konzervativizmu výsledkov PSA.

Požadovanú dobu prevádzky uvažovanú v PSA je potrebné zdôvodniť (WENRA O1.4 /5/). Tá závisí od stanoveného konečného stavu rozvoja havárií a doby trvania havárií. Požadovaná doba prevádzky v PSA 1. úrovne má byť aspoň 24 h a v PSA 2. úrovne aspoň 48 h.

Analýza spoľahlivosti ľudského činiteľa má brať do úvahy všetky faktory, ktoré môžu ovplyvniť konanie kvalifikovaného personálu vo všetkých prevádzkových stavoch (WENRA O1.5 /5/).

6.2 Výsledky hodnotenia

Dokumentácia PSA má byť spracovaná tak, aby preukázala, že PSA plní príslušné ustanovenia všeobecne záväzných právnych predpisov (/2/, § 20 a /4/, Príloha č. 6 písm. g) body 2. až 4.). Požadovaná informácia môže byť uvedená buď v PSA alebo v dokumentácii, na ktorú PSA odkazuje.

Dokumentácia PSA by mala byť spracovaná tak, aby ÚJD SR mohol vyhodnotiť kvalitu PSA vzhľadom na požiadavky a kritériá zhrnuté v technickom dokumente MAAE /11/, príp. ASME /12/ alebo inom medzinárodne akceptovanom dokumente.

Dokumentácia obsahuje uvedenie účelu a rozsahu hodnotenia; opis použitej metodiky, postupu hodnotenia a zabezpečovania kvality a primerané informácie o modelovanom JZ. Ďalej obsahuje prehľad všetkých analýz (resp. odkazov na analýzy), odkazy na zdroje dát a iné informácie, ktoré tvoria technický základ PSA. Pre každú časť PSA sú jasne a stručne dokumentované všetky prijaté predpoklady, použité kritériá a obmedzenia modelovania. Pre PSA 1. úrovne je uvedený zoznam iniciačných udalostí, kategorizácia a frekvencie iniciačných udalostí i stromy udalostí. Pre PSA 2. úrovne je uvedený opis rozhrania medzi PSA 1. úrovne a PSA 2. úrovne vrátane stavov poškodenia jadrového zariadenia, stromy udalostí, charakteristiky zdrojového člena, množstvo a frekvencia úniku RAL do okolia JZ a hodnotenie účinnosti stratégie riadenia ťažkých havárií. Pre PSA 1. úrovne a PSA 2. úrovne nechýbajú súhrnné výsledky hodnotenia a ich opis vrátane hlavných prispievateľov k riziku poškodenia jadrového paliva, resp. úniku rádioaktívnych látok do okolia JZ.

Súhrnné výsledky PSA obsahujú najmä:

- a) strednú hodnotu a pravdepodobnostné rozdelenie frekvencie poškodenia jadrového paliva pre vnútorné i vonkajšie udalosti pre všetky prevádzkové režimy a stavy JZ ako aj pre celkové riziko JZ,
- b) identifikáciu príspevkov k strednej hodnote frekvencie poškodenia jadrového paliva od iniciačných udalostí, havarijných reťazcov a minimálnych kritických rezov,
- c) pre jadrové zariadenie s jadrovým reaktorom pravdepodobnosť poškodenia ochrannej obálky,
- d) identifikáciu príspevkov k strate celistvosti ochrannej obálky jadrového reaktora a prislúchajúce zdrojové členy,
- e) strednú hodnotu frekvencie veľkého úniku a veľkého skorého úniku rádioaktívnych látok,
- f) identifikáciu príspevkov k strednej hodnote frekvencie veľkého úniku a veľkého skorého úniku RAL od havarijných reťazcov, minimálnych kritických rezov, stavov poškodenia JZ a kategórií únikov.

Okrem toho PSA obsahuje výsledky analýz dôležitosti (aspoň ukazovateľ dôležitosti Fussell-Vesely) a analýz citlivosti, ktoré poskytujú obraz o potenciálnom vplyve rôznych systémov na výsledky výpočtu, predpokladov modelovania, neurčitostí a potvrdzujú, že nenastáva situácia, že malá zmena prevádzkových parametrov vyvolá nezvratiteľnú degradáciu v odozve JZ. Výsledky majú byť prezentované tak, aby boli jasné závery vyplývajúce z PSA ako aj možnosti znižovania rizika prevádzky JZ.

Výsledky PSA sú vyhodnotené vzhľadom na pravdepodobnostné kritériá bezpečnosti a porovnané s pravdepodobnostnými bezpečnostnými cieľmi. Uvedený je vzťah použitých pravdepodobnostných kritérií bezpečnosti k medzinárodne akceptovaným požiadavkám (/4/, Príloha č. 6).

Ak majú výsledky prínos z hľadiska zníženia rizika, treba ich použiť v programe zvyšovania bezpečnosti JZ spolu s deterministickými požiadavkami.

Poskytnutá informácia o PSA a jeho výsledkoch je uvedená v takej forme, rozsahu a obsahu, aby jej kvalifikovaný posudzovateľ porozumel a mohol si ju overiť.

6.3 Závery PSA a možnosti zvýšenia bezpečnosti JZ

Na základe poznatkov nadobudnutých prostredníctvom PSA držiteľ povolenia vypracuje závery o bezpečnosti prevádzky JZ a možnosti zvýšenia bezpečnosti (/2/, § 20 ods. 5 písm. m) a ods. 6 písm. l)). Tieto zahŕňujú vlastnosti JZ, ktoré boli zistené na základe PSA. Závery sa sústreďujú na najdôležitejšie iniciačné udalosti z hľadiska rizika, dominantné havarijné reťazce, dominantné bezpečnostné systémy a základné udalosti.

Zdokumentované sú stratégie prospešné z hľadiska zníženia rizika. Okrem toho má PSA identifikovať potenciálne údržbové, prevádzkové a havarijné procedurálne postupy, programy periodických skúšok, školiace a výcvikové programy, ktoré by mohli znížiť vplyv alebo vylúčiť citlivé miesta z havarijných reťazcov. Diskutované sú pozitívne a negatívne vplyvy navrhnutých zmien na riziko.

PSA má poskytnúť dostatočné podklady, aby ÚJD SR mohol posúdiť, či bola všetkým citlivým a zraniteľným miestam, či už modifikáciám v prevádzkovej dokumentácii alebo na zariadení JZ, venovaná primeraná pozornosť.

6.4 Zabezpečovanie kvality PSA

Vypracovanie PSA pre JZ je veľmi komplexná a zložitá úloha, ktorá vyžaduje súčinnosť mnohých interdisciplinárnych tímov s rozsiahlymi znalosťami projektu, prevádzky a metód PSA. Na dosiahnutie požadovanej efektívnosti a kvality PSA je preto potrebné podrobiť všetky aspekty PSA cieľavedomému procesu zabezpečovania kvality, založenému na príslušných procedurálnych postupoch.

PSA je potrebné vypracovať, dokumentovať a udržiavať v súlade so systémom manažérstva kvality držiteľa povolenia (WENRA O2.1 /5/), resp. spracovateľa PSA. Dokumentácia k PSA má obsahovať informáciu o postupe pri zabezpečovaní kvality. Zvýši sa tak dôveryhodnosť použitých modelov PSA a získaných výsledkov.

Pri vypracovávaní PSA je možné používať len známe metódy a postupy. Je potrebné vziať do úvahy najlepšie medzinárodné skúsenosti a praktiky (WENRA O2.2 /5/) Použité metódy je potrebné uviesť a ich výber zdôvodniť.

6.5 Overenie PSA

Overenie PSA slúži k zabezpečeniu kvality PSA a jeho aplikácií. Vykonáva ho držiteľ povolenia. Držiteľ povolenia ho vykonáva internými zamestnancami ako aj nezávislými odborníkmi, t. j. odborníkmi, ktorí neboli do spracovania PSA priamo zaangażovaní. Hlavné ciele overenia sú:

- a) určiť vhodnosť PSA pre konkrétnu aplikáciu,

- b) určiť platnosť zdrojov vstupných informácií, predpokladov modelovania, modelov, dát a analýz, ktoré sú základom navrhovaných zmien,
- c) určiť platnosť získaných výsledkov a záverov, ktoré súvisia s navrhovanými zmenami.

Overenie PSA robí skupina odborníkov, nie jednotliviec, pretože úlohy v analýzach zvyčajne zahrňujú znalosti z viacerých oblastí. Potrebni sú odborníci z oblastí systémových analýz, analýz dát a analýz ľudských chýb. V prípade PSA 2. úrovne sú potrební odborníci na analýzu javov pri ťažkých haváriách a analýzu zdrojového člena. Pre vnútorné (požiare a záplavy) a vonkajšie ohrozenia (seizmické a neseizmické udalosti) treba tím odborníkov vhodne doplniť.

Každý posudzovateľ musí mať skúsenosti s využívaním a spracovaním PSA pre JZ. Predpokladá sa, že tieto skúsenosti zahrňujú znalosti vstupných veličín, predpokladov, metód a modelov. Posudzovatelia musia mať aspoň všeobecné poznatky o projektovom riešení JZ. Aspoň jeden člen skupiny musí dobre poznať JZ a jeho prevádzku.

Posudzovatelia rozhodnú, či sú analýzy prijateľné, výsledky logické a opodstatnené. Ich prvou úlohou je prekontrolovať vstupné informácie a použité metódy pre PSA. Pozornosť sa venuje úplnosti a presnosti informácií tak, aby PSA model bol skutočným obrazom JZ. Predpoklady analýz sú overené na základe obhliadky JZ, použitím dokumentácie týkajúcej sa projektu a prevádzky a na základe konzultácií s personálom. Zároveň sú platné k tomu dňu, ku ktorému je analýza vykonaná.

Ďalšou úlohou posudzovateľov je preveriť vierohodnosť výsledkov PSA porovnaním s výsledkami podobných JZ. Identifikované sú hlavné rozdiely a prehodnotené tie časti PSA, ktoré majú významný vplyv na výsledky.

Záver z overenia sú zdokumentované a špecifické odporúčania zvýraznené. Zdokumentovať je potrebné aj všetky vznesené pripomienky spolu so stručnými odpoveďami riešiteľov PSA a ich záväzky ohľadne potenciálnych úprav v PSA. Výsledky overenia sú súčasťou PSA.

6.6 Požiadavky na aktualizáciu PSA

Počas životnosti JZ sa PSA 1. úrovne i PSA 2. úrovne pravidelne prehodnocuje v rámci periodického hodnotenia bezpečnosti JZ (Príloha č. 4 časť B. II. bod C ods. 9 vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/) a vždy, ak:

- a) došlo k závažnej zmene v projekte jadrového zariadenia,
- b) došlo k závažnej zmene v prevádzkových predpisoch,
- c) bolo zistené nové významné riziko.

Pri prehodnocovaní je potrebné zohľadniť nové údaje, zmeny v projekte a prevádzkových predpisoch, zmeny ovplyvňujúce spoľahlivosť ľudského činiteľa alebo iné nové informácie, ktoré majú vplyv na výsledky PSA. Pre periodickú aktualizáciu PSA ÚJD SR odporúča 5 ročný interval.

Na udržiavanie aktuálneho stavu PSA (angl. Living PSA) treba zmeny v projekte a prevádzke JZ zapracovať do PSA modelu. Zmeny sú zapracované do PSA modelu pred realizáciou zmien na JZ za účelom posúdenia rizika a následne po implementácii je PSA aktualizované.

6.7 Pravdepodobnostné bezpečnostné ciele a pravdepodobnostné kritériá bezpečnosti

ÚJD SR pre posúdenie a zvyšovanie bezpečnosti súčasných jadrových elektrární odporúča tieto pravdepodobnostné bezpečnostné ciele:

- a) frekvencia poškodenia jadrového paliva (CDF) je stanovená na $1,0E-5$ /rok,
- b) frekvencia veľkého úniku (LRF) a veľkého skorého úniku (LERF) rádioaktívnych látok je stanovená na $1,0E-6$ /rok.

Započítané sú príspevky od skutočnej nepohotovosti zariadení ovplyvňujúcich jadrovú bezpečnosť. Sledované obdobie predstavuje všetky režimy prevádzky JZ počas celého kalendárneho roku, t.j. na výkone a aj v odstavenom stave. Na porovnanie s pravdepodobnostnými bezpečnostnými cieľmi je treba použiť stredné hodnoty výsledkov PSA, ktoré zahrňujú všetky iniciačné udalosti, vyvolané vnútornými aj vonkajšími udalosťami.

Stanovenie pravdepodobnostných bezpečnostných cieľov a pravdepodobnostných kritérií bezpečnosti je legislatívne požadované /4/. Držiteľ povolenia môže v požiadavkách na kvalitu JZ stanoviť prísnejšie hodnoty pravdepodobnostných bezpečnostných cieľov, ako sú uvedené v tejto kapitole. Pravdepodobnostné kritériá bezpečnosti uvedené v požiadavkách na kvalitu JZ musia byť splnené.

7 Všeobecné zásady pre aplikácie PSA

Držiteľ povolenia je povinný na účel zvyšovania úrovne jadrovej bezpečnosti používať pravdepodobnostné hodnotenie jadrovej bezpečnosti, ktoré je zamerané na identifikáciu, kvantifikáciu, kvalifikáciu a zhodnotenie ťažiskových ukazovateľov a aspektov jadrovej bezpečnosti a ich vzájomného pôsobenia, pričom je nevyhnutné zohľadniť parametre, rozsah vhodnosti a objektívne obmedzenia pravdepodobnostného hodnotenia v závislosti od druhu jadrového zariadenia (/1/, § 23 ods. 4). Pri použití pravdepodobnostného hodnotenia bezpečnosti držiteľ povolenia:

- a) zadefinuje úlohu a rozsah platnosti PSA vo svojom vnútornom rozhodovacom procese (Príloha č. 4 časť B. II. bod C ods. 8 vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/, WENRA O3.1 /5/),
- b) ubezpečí sa o vhodnosti PSA na konkrétne použitie (WENRA O4.1 /5/, SSR-2/2 (Rev.1) ods. 4.32 /8/).

7.1 Vhodnosť PSA na konkrétne použitie

Vhodnosť PSA na konkrétne použitie (napr. monitorovanie rizika v reálnom čase, optimalizácia limitov a podmienok bezpečnej prevádzky, optimalizácia testovacích intervalov, rozhodovací proces atď.) je potrebné skontrolovať s ohľadom na:

- a) obmedzenia PSA,
- b) rozsah PSA,
- c) či boli všetky časti PSA vhodne spracované, t. j. či:
 1. model PSA reprezentuje skutočný stav JZ,
 2. bol model PSA vytvorený v súlade s metodikou a správne vyjadruje vzájomné vzťahy medzi systémami, prvkami a činnosťou prevádzkového personálu,
 3. boli parametre základných udalostí určené správne,
- d) či boli všetky predpoklady modelovania vhodne použité a zdokumentované,
- e) či bolo PSA spracované primerane kvalifikovanými analytikmi.

Použitie PSA v praxi je podmienené rozpoznaním, pochopením a vzatím do úvahy jeho obmedzení. Primeranosť každého použitia PSA je skontrolovaná vzhľadom na tieto obmedzenia (WENRA O4.1 /5/). Obmedzenia PSA a spôsob ich zohľadnenia v aplikáciách je potrebné uviesť v dokumentácii k PSA a jeho aplikáciám.

Vhodnosť PSA na konkrétne použitie je vyhodnotená vzhľadom na požiadavky a kritériá zhrnuté v technickom dokumente MAAE /11/, príp. ASME /12/ alebo inom medzinárodne akceptovanom dokumente.

K tomu, aby sa mohli využívať závery a odporúčania vyplývajúce z PSA, má byť model PSA správny a dostatočne komplexný. Model PSA reprezentuje skutočný stav JZ len vtedy, ak je periodicky aktualizovaný a zohľadňuje všetky zmeny s vplyvom na bezpečnosť JZ. Tento stav sa dá dosiahnuť len udržiavaním tzv. živého modelu (angl. Living PSA).

Ak sa má PSA použiť na hodnotenie alebo zmenu požiadaviek na periodické testovanie alebo povolenú dobu nepohotovosti systému alebo komponentu, potom je potrebné do PSA zahrnúť všetky relevantné aspekty vrátane stavov systémov a komponentov a bezpečnostných funkcií, ktoré ovplyvňujú (WENRA O4.2 /5/).

Pretože štandardy a príručky na vypracovanie PSA nie sú vždy úplne podrobné, tak existuje určitá voľnosť v modelovaní v PSA. Rôzni analytici teda môžu prijať odlišné predpoklady. Prijaté predpoklady však musia spĺňať požiadavky medzinárodne uznávaných štandardov alebo musia byť akceptovateľné podľa odporúčaní nezávislých kontrol. Pre každú aplikáciu PSA je potrebné identifikovať predpoklady, ktoré môžu výrazne zmeniť výsledky. Identifikované predpoklady je potrebné prešetriť analýzou citlivosti.

Kvalifikovanosť analytikov, ktorí spracovali PSA, je preukazovaná ich odbornou praxou a referenciami na zhotovené PSA.

Na základe výsledkov kontroly držiteľ povolenia rozhodne o vhodnosti PSA na konkrétne použitie.

7.2 Zdokumentovanie kontroly vhodnosti PSA na konkrétne použitie

Kontrolu vhodnosti PSA na konkrétne použitie treba zdokumentovať. Dokumentácia má obsahovať opis postupu kontroly. Prekontrolovať treba všetky časti PSA potrebné na hodnotenie rizika danou aplikáciou. Dokumenty majú obsahovať dostatok informácií o tom, že rozsah kontroly PSA postačuje na podporu danej aplikácie.

8 Zoznam literatúry

- /1/ Zákon č. 541/2004 Z. z. o mierovom využívaní jadrovej energie (atómový zákon) a o zmene a doplnení niektorých zákonov v znení neskorších predpisov.
- /2/ Vyhláška Úradu jadrového dozoru Slovenskej republiky č. 58/2006 Z. z., ktorou sa ustanovujú podrobnosti o rozsahu, obsahu a spôsobe vyhotovovania dokumentácie jadrových zariadení potrebnej k jednotlivým rozhodnutiam v znení neskorších predpisov.
- /3/ Vyhláška Úradu jadrového dozoru Slovenskej republiky č. 430/2011 Z. z. o požiadavkách na jadrovú bezpečnosť v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z.
- /4/ Vyhláška Úradu jadrového dozoru Slovenskej republiky č. 431/2011 Z. z. o systéme manažérstva kvality v znení vyhlášky č. 104/2016 Z. z.
- /5/ WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors 2020. Report by WENRA Reactor Harmonization Working Group. WENRA, 2021, p. 58. [zobrazené 3. decembra 2021]. Dostupné na internete:
https://www.wenra.eu/sites/default/files/publications/wenra_safety_reference_level_for_existing_reactors_2020.pdf
- /6/ INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Design. *IAEA Safety Standards Series* No. SSR-2/1 (Rev. 1), Specific Safety Requirements, Vienna: IAEA, 2016, p. 99. [zobrazené 3. decembra 2021]. ISBN 978-92-0-109315-8. ISSN 1020-525X. Dostupné na internete:
<https://www.iaea.org/publications/10885/safety-of-nuclear-power-plants-design>
- /7/ INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Design. *IAEA Safety Standards Series* No. SSR-2/1 (Rev. 1), Specific Safety Requirements, Vienna: IAEA, 2016, section 5.76 (p. 37). [zobrazené 7. decembra 2021]. ISBN 978-92-0-109315-8. ISSN 1020-525X. Dostupné na internete:
<https://www.iaea.org/publications/10885/safety-of-nuclear-power-plants-design>
- /8/ INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation. *IAEA Safety Standards Series* No. SSR-2/2 (Rev. 1), Specific Safety Requirements, Vienna: IAEA, 2016, p. 71. [zobrazené 3. decembra 2021]. ISBN 978-92-0-109415-5. ISSN 1020-525X. Dostupné na internete:
<https://www.iaea.org/publications/10886/safety-of-nuclear-power-plants-commissioning-and-operation>
- /9/ INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants. *IAEA Safety Standards Series* No. SSG-3, Specific Safety Guide, Vienna: IAEA, 2010, p. 215. [zobrazené 3. decembra 2021]. ISBN 978-92-0-114509-3. ISSN 1020-525X. Dostupné na internete:
<https://www.iaea.org/publications/8235/development-and-application-of-level-1-probabilistic-safety-assessment-for-nuclear-power-plants>

- /10/ INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessments for Nuclear Power Plants. *IAEA Safety Standards Series* No. SSG-4, Specific Safety Guide, Vienna: IAEA, 2010, p. 108. [zobrazené 3. decembra 2021]. ISBN 978-92-0-102210-3. ISSN 1020-525X. Dostupné na internete: <https://www.iaea.org/publications/8236/development-and-application-of-level-2-probabilistic-safety-assessment-for-nuclear-power-plants>
- /11/ INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Attributes of Full Scope Level 1 Probabilistic Safety Assessment (PSA) for Applications in Nuclear Power Plants, TECDOC Series, IAEA TECDOC No. 1804, Vienna: IAEA, 2016, p. 331. [zobrazené 3. decembra 2020]. ISBN 978-92-0-107316-7. ISSN 1011-4289. Dostupné na internete: <https://www.iaea.org/publications/10969/attributes-of-full-scope-level-1-probabilistic-safety-assessment-psa-for-applications-in-nuclear-power-plants>
- /12/ ASME (2008), Standard for Level 1 / Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications. RA-S - 2008(R2019). ASME, 2008, p. 316. ISBN: 9780791831403.
- /13/ INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Role of Probabilistic Safety Assessment and Probabilistic Safety Criteria in Nuclear Power Plant Safety. *Safety Series, IAEA Safety Series* No. 106, Vienna: IAEA, 1992, p. 40. [zobrazené 3. decembra 2021]. ISBN 92-0-101492-9. ISSN 0074-1892. Dostupné na internete: <https://www.iaea.org/publications/3784/the-role-of-probabilistic-safety-assessment-and-probabilistic-safety-criteria-in-nuclear-power-plant-safety>
- /14/ INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev. 1, INSAG Series, Vienna: IAEA, 1999, *INSAG Series* No. 12, p. 105. [zobrazené 3. decembra 2021]. ISBN 92-0-102699-4. ISSN 1025-2169. Dostupné na internete: <https://www.iaea.org/publications/5811/basic-safety-principles-for-nuclear-power-plants-75-insag-3-rev-1>
- /15/ OECD/NEA (2009), Probabilistic Risk Criteria and Safety Goals, NEA/CSNI/R(2009)16, https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_18870
- /16/ BENGTTSSON Lisa, Jan-Erik HOLMBERG, Jukka ROSSI and Michael KNOCHENHAUER. Probabilistic Safety Goals for Nuclear Power Plants, 2010:35, Phases 2-4 / Final Report, NKS-226, Swedish Radiation Safety Authority, May 2011, p. 109. ISBN 978-87-7893-296-9. Dostupné na internete: http://www.nks.org/download/nks226_e.pdf
- /17/ INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Technical Approach to Probabilistic Safety Assessment for Multiple Reactor Units, *Safety Reports Series* No. 96, Vienna: IAEA, 2019, p. 188. [zobrazené 23. decembra 2021]. ISBN 978-92-0-102618-7. ISSN 1020-6450. Dostupné na internete: <https://www.iaea.org/publications/12228/technical-approach-to-probabilistic-safety-assessment-for-multiple-reactor-units>

Oznámenie

K odkazu /5/ zo Zoznamu literatúry:

Toto je preklad výňatkov z WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors. Report by WENRA Reactor Harmonization Working Group. WENRA, 2021. Tento preklad pripravil Úrad jadrového dozoru Slovenskej republiky. Autentická verzia tohto materiálu je verzia v anglickom jazyku, ktorá je distribuovaná asociáciou WENRA. WENRA nezodpovedá za presnosť, kvalitu vyhotovenia a autentickosť prekladu a jeho publikáciu a neprijíma žiadnu zodpovednosť za prípadné straty, alebo škody z toho vyplývajúce, či vzniknuté priamo, alebo nepriamo z použitia tohto prekladu.

This is a translation of extracts from WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors. Report by WENRA Reactor Harmonization Working Group. WENRA, 2021. This translation has been prepared by the Nuclear Regulatory Authority of the Slovak Republic. The authentic version of this material is the English language version distributed by the WENRA association. The WENRA makes no warranty and assumes no responsibility for the accuracy or quality or authenticity or workmanship of this translation and its publication and accepts no liability for any loss or damage, consequential or otherwise, arising directly or indirectly from the use of this translation.

K odkazu /7/ zo Zoznamu literatúry:

Toto je preklad úryvkov z časti 5.76 (strana 37) z “Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 (Rev. 1)”, © IAEA 2016. Tento preklad pripravil Úrad jadrového dozoru Slovenskej republiky. Autentická verzia tohto materiálu je verzia v anglickom jazyku, ktorá je distribuovaná MAAE. MAAE nezodpovedá za presnosť, kvalitu vyhotovenia a autentickosť prekladu a jeho publikáciu a neprijíma žiadnu zodpovednosť za prípadné straty, alebo škody z toho vyplývajúce, či vzniknuté priamo, alebo nepriamo z použitia tohto prekladu.

This is a translation of of section 5.76 (page 37) from “Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 (Rev. 1)”, © IAEA 2016. This translation has been prepared by the Nuclear Regulatory Authority of the Slovak Republic. The authentic version of this material is the English language version distributed by the IAEA or on behalf of the IAEA by duly authorized persons. The IAEA makes no warranty and assumes no responsibility for the accuracy or quality or authenticity or workmanship of this translation and its publication and accepts no liability for any loss or damage, consequential or otherwise, arising directly or indirectly from the use of this translation.