


Hlavná správa štúdie PSA 1. úrovne
Hlavná správa štúdie PSA 2. úrovne

Netechnické zhrnutie

Stavba: Dostavba 3. a 4. blok JE Mochovce, stavenisko: Jadrová časť
Construction: 3&4 Unit NPP Mochovce Completion, site: Nuclear Island
Stavebník: Slovenské elektrárne, a.s., Bratislava, 3. a 4. blok JE Mochovce
Constructor: Slovenské elektrárne, a.s., Bratislava, 3&4 Unit NPP Mochovce

		LC							
SE Rev	Date / Dátum	IS	Supervision Outcome / Stav schválenia	Supervised by / Overil			Checked by / Kontroloval	Approved by / Schválil	
				Language / Jazyk	S	Safety Class / Bezpečnostná trieda	SEC. INDEX / INDEX utajenia		P
				Submitted to Client to / Predložené odberateľovi na:		Approval / Schválenie		Information Only / Len na informáciu	
<small>The SE a.s. approval refers to the contract clauses only. All design responsibilities are charged to the Contractor / Schválenie SE a.s. sa vzťahuje iba na zmluvné náležitosti. Za vypracovanie projektu nesie dodávateľ plnú zodpovednosť.</small>									
EPS No / Číslo EPS:		Revision index / Index revízie: 00		Size / Veľkosť	Activity Code / Aktivita	Type / Subtype / Typ / Podtyp	Discipline / Profesia	Plant Unit / Blok elektrárne	
File name / Názov súboru:		SE doc. Code / SE číslo dokumentu:		A4	6.02	RS	Z	8	
				Sheet / List	Of / z		Plant System / Systém elektrárne	Component / Komponent	

Issued on / Vydané dňa: 07.02.2017				
	Name / Meno	Organization / Organizácia	Date / Dátum	Signature / Podpis
Author / Vypracoval:	Ing. Jozef Čech	SE, a.s.	06.02.2017	
Checked by / Kontroloval:	Ing. Dušan Šiko	SE, a.s.	06.02.2017	
Verified by / Overil:	Ing. Pavol Baumeister	SE, a.s.	07.02.2017	
Approved by / Schválil:	Ing. Peter Andraško	SE, a.s.	07.02.2017	

OBSAH

1	VŠEOBECNÝ PRÍSTUP K PRAVDEPODOBNOTNÝM ANALÝZAM BEZPEČNOSTI PSAL1 A PSAL2 PRE MO34.....	4
1.1	Základné údaje a prehľad.....	4
1.2	Ciele.....	4
2	ROZSAH PRAVDEPODOBNOTNÝCH ANALÝZ.....	5
3	PREHLAD METODIKY PROJEKTU.....	5
3.1	Vstupné dáta	6
3.2	Definícia prevádzkových stavov bloku (POS)	6
3.3	Identifikácia iniciačných udalostí (IU)	7
3.4	Analýza následkov havárie vrátane podporných TH analýz	9
3.5	Spôľahlivosť systémov	9
3.6	Analýza spoľahlivosti ľudského činiteľa.....	9
3.7	Popis procesu kvantifikácie PSA.....	10
3.8	Analýza vnútorných nebezpečenstiev	10
3.9	Analýza vonkajších nebezpečenstiev.....	10
3.10	Javy a procesy, dôležité pre kvantifikáciu zdrojových členov a tlakového zaťaženia kontajneru a definícia koncových stavov poškodenia bloku.....	10
3.11	Priebeh havárie a stromy udalostí pre hermetickú zónu	11
4	SUMARIZÁCIA VÝSLEDKOV PSA	11
4.1	Výsledky PSAL1	11
4.2	Výsledky PSAL2	11
5	ZÁVERY Z PSA ŠTÚDIE PRE MO34	12
6	LITERATÚRA	13

ZOZNAM POUŽITÝCH SKRATIEK A OZNAČENÍ

CDF	Core Damage Frequency	(Ročná) Frekvencia poškodenia aktívnej zóny
DG	Diesel-Generator	Diesel-generátor
EMO12	Mochovce NPP unit 1 and 2	JE Mochovce bloky 1 a 2
EOP	Emergency Operating Procedures	Predpisy pre riešenie núdzového stavu
HCČ		Hlavné cirkulačné čerpadlo
IU		Iniciačná udalosť
JE		Jadrová elektrárň
LERF	Large Early Release Frequency	(Ročná) Frekvencia skorého veľkého úniku
LOCA	Loss of Coolant Accident	Únik so stratou chladiva
MAAE		Medzinárodná egantúra pre atómovú energiu
MO34	Mochovce NPP unit 3 and 4	JE Mochovce bloky 3 a 4
PG		Parogenerátor
POS	Plant Operational State	Prevádzkový stav bloku
PSA	Probabilistic Safety Assessment	Pravdepodobnostné hodnotenie bezpečnosti
PSAL1	PSA level 1	PSA 1. úrovne
PSAL2	PSA level 2	PSA 2. úrovne
SHCHZ		Systémy havarijného chladenia aktívnej zóny
SORR		Systém ochrán a riadenia reaktora
TH	Thermo-hydraulic	Termohydrauický
ÚJD SR	Nuclear Regulatory Authority of the Slovak Republic	Úrad jadrového dozoru Slovenskej republiky
VT		Vysokotlakový

ÚVOD

Štúdia PSAL1 a PSAL2 pre jadrové zariadenie MO34 bola vypracovaná podľa požiadaviek ÚJD SR (vid' BNSI.12.3/2014, Kvalita PSA pre PSA aplikácie) a v súlade s požiadavkami zákona č. 541/2004 Z. z. o mierovom využívaní jadrovej energie (atómový zákon) a Vyhlášky č. 58/2016 Z. z., ktorou sa ustanovujú podrobnosti o rozsahu, obsahu a spôsobe vyhotovenia dokumentácie jadrových zariadení potrebnej k jednotlivým rozhodnutiam v znení neskorších predpisov.

V netechnickom zhrnutí štúdie PSAL1 a PSAL2 pre projekt jadrového zariadenia MO34 je opísaná metodika použitá pre prípravu PSA štúdie a hlavné výsledky pre PSA 1. úrovne a PSA 2. úrovne. Ďalej sú v nej uvedené základné údaje pre pravdepodobnostné analýzy bezpečnosti MO34, definované ich hlavné ciele, rozsah pravdepodobnostných analýz a prehľad metodiky projektu PSA MO34.

Netechnické zhrnutie uvádza prehľad postupu pri pravdepodobnostnom hodnotení bezpečnosti pre MO34, vrátane definície prevádzkových stavov bloku použitých pri analýzach, identifikácie iniciačných udalostí, analýz následkov havárie spolu s podpornými TH analýzami, analýz systémov a analýz dát, kvantifikácie PSA, analýzy vnútorných a vonkajších nebezpečenstiev, javov a procesov, dôležitých pre kvantifikáciu zdrojových členov a tlakového zaťaženia hermetickej zóny a tiež aj definície koncových stavov poškodenia bloku a priebehu havárie a stromov udalostí pre hermetickú zónu.

V netechnickom zhrnutí sú rámcovo uvedené hlavné výsledky PSAL1 a PSAL2 pre MO34 a závery z nich vyplývajúce.

1 VŠEOBECNÝ PRÍSTUP K PRAVDEPODOBNOTNÝM ANALÝZAM BEZPEČNOSTI PSAL1 A PSAL2 PRE MO34.

1.1 Základné údaje a prehľad

Ako je podrobne popísané v BNS (BNSI.12.3/2014, Kvalita PSA pre PSA aplikácie), pravdepodobnostné hodnotenie bezpečnosti rozširuje deterministické analýzy a poskytuje doplnkové pochopenie správania sa JE pri havárii (vrátane scenárov s viacnásobnými poruchami) a tiež kvantitatívne hodnotenie pravdepodobnosti vzniku poškodenia aktívnej zóny a rádioaktívnych únikov.

Pre MO34 bola PSA pripravená ako časť licenčnej dokumentácie a na podporu projektu a uvedenia JE do prevádzky. Projekt MO34 je založený na VVER213 rovnakého typu ako susedná EMO12, ktorá slúži pre aplikácie PSA MO34 ako referenčná elektrárň, pretože konfigurácia EMO12 a jej bezpečnostných systémov je podobná ako pre MO34. Všetky realizované zmeny na MO34 oproti EMO12 sú zachytené v modeli PSA MO34. Pre určenie kritérií úspešnosti sa vykonali špecifické termohydraulické analýzy pre MO34. PSA pre MO34 pokrýva široké spektrum iniciačných udalostí, vrátane vnútorných iniciačných udalostí, vnútorných a vonkajších nebezpečenstiev. Súčasťou hodnotenia sú aj režimy odstaveného reaktora a to tak, aby bol podaný vyčerpávajúci pohľad na elektrárň a závery rizika z prevádzky jadrového zariadenia.

Účelom PSA je okrem iného poskytnutie vstupov pre optimalizáciu projektu MO34 a overenie jeho súladu s bezpečnostnými cieľmi.

Z pohľadu právneho rámca je obsah a rozsah PSA určený požiadavkami, ktoré sú stanovené 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 vyhlášky ÚJD SR č. 31/2012 Z. z. PSA je pripravená v súlade s medzinárodnými požiadavkami podľa široko akceptovaných štandardov uvedených návode PSA pre MO34 (Návod na vypracovanie štúdie PSA).

1.2 Ciele

Hlavným cieľom PSA pre MO34 je poskytnutie kvalitatívnych a kvantitatívnych informácií o JE. PSA predstavuje detailný integrovaný a reálny model JE, vrátane bezpečnostných systémov, konštrukcií a komponentov (ďalej aj „SKK“), SKK nepatriacich medzi bezpečnostné SKK a prevádzkových predpisov (EOP a SAMG).

V súlade s platnou legislatívou sa PSA používa pre odhad frekvencie poškodenia aktívnej zóny (PSA 1. úrovne, PSAL1) a skorého veľkého úniku (PSA 2. úrovne, PSAL2). Všeobecným cieľom PSAL1 a PSAL2 je overiť, že reaktorový blok je schopný dosiahnuť bezpečnostné ciele určené pre postulované IU a ťažké havárie, ktoré sú uvedené v návode ÚJD SR (BNSI.12.3/2014, Kvalita PSA pre PSA aplikácie).

PSA je súčasťou bezpečnostnej dokumentácie a počas životného cyklu JE sa bude pravidelne aktualizovať zohľadnením všetkých technických zmien, nových údajov, zmien v prevádzkových predpisoch, spoľahlivosti ľudského činiteľa ako aj nových informácií, ktoré môžu ovplyvniť výsledky PSA.

2 ROZSAH PRAVDEPODOBNOSTNÝCH ANALÝZ

Pravdepodobnostný odhad bezpečnosti je vypracovaný ako integrálny model PSA pokrývajúci všetky prevádzkové stavy (POS) elektrárne (to jest i stavy na nízkom výkone a počas odstavenia bloku). Táto detailná PSA pre MO34 používa 15 POS (plnovýkonový stav plus 14 tzv. nízkovýkonových, resp. nevýkonových POS), ktoré sú určené typickými konfiguráciami hlavných zariadení bloku a odlišnými prevádzkovými režimami.

Oblasť PSA pokrýva celý rozsah iniciačných udalostí ako je definovaný v dokumentácii MAAE (TECDOC-749: Generic initiating events for PSA for WWER reactors, 199) doplnený o prehľad špecifických vlastností JE MO34. Vnútorne a vonkajšie nebezpečenstvá sú zahrnuté v rámci rozsahu PSA ako jeho súčasť.

Obe PSA 1.úrovne a 2.úrovne boli vyvinuté v súlade s platným bezpečnostným návodom ÚJD SR (BNSI.12.3/2014, Kvalita PSA pre PSA aplikácie) pre odhad rizika poškodenia aktívnej zóny aj rizika rádioaktívnych únikov.

3 PREHĽAD METODIKY PROJEKTU

Základné úlohy pre PSAL1 sú definované nasledovne:

- Definícia prevádzkových stavov bloku (POS),
- Identifikácia zoznamu iniciačných udalostí,
- Analýza stromov udalostí (vrátane podporných termohydraulických analýz pre určenie kritérií úspešnosti, bezpečnostných funkcií a havarijných sekvencií / reťazcov),
- Analýza systémov (stromy porúch),
- Analýza dát a analýza spoľahlivosti ľudského činiteľa,
- Analýza interných nebezpečenstiev (požiare, záplavy, letiace predmety, pády ťažkých bremien),
- Analýza externých nebezpečenstiev zemetrasenie, extrémne meteorologické podmienky, externé záplavy, extrémne teploty, extrémne zrážky, extrémny vietor, sucho, pád lietadla, nebezpečenstvá z priemyselných podnikov, elektromagnetická interferencia).

Hlavné úlohy pre PSAL2 sú nasledovné:

- Fenomenológia a procesy dôležité pre kvantifikáciu zdrojových členov a tlakového zaťaženia kontajneru,
- Definícia koncových stavov poškodenia bloku,
- Priebeh havárie a stromy udalostí pre kontajner (vrátane podporných termohydraulických analýz pre určenie kritérií úspešnosti).

Špecifické vlastnosti PSAL1 MO34 sú:

- Používa sa technika „malý strom udalostí - veľký strom porúch“, t. j. stromy udalostí načrtávajú hlavný rozvoj havarijného scenára a stromy porúch sú použité pre detailné modelovanie činnosti bezpečnostných systémov, resp. odozvu bloku.
- PSAL1 je plne symetrická (napr. LOCA pre každú slučku, roztrhnutia sekundárnych potrubí berú do úvahy delenie na dva bloky pre aplikovanie monitora rizika).
- Hlavné činnosti operátorov sú vyhodnocované priamo v stromoch udalostí.

3.1 Vstupné dáta

Vstupné dáta pre model vychádzajú z údajov o spoľahlivosti zariadení referenčnej elektrárne EMO1,2, resp. z údajov o spoľahlivosti systémov od ich výrobcov (ak sa tieto odlišujú od použitých v EMO1,2 – napr. projekt SKR). Vstupné dáta obsahujú frekvencie IU a spoľahlivostné charakteristiky komponentov (nepohotovosti, intenzity porúch a koeficienty pre poruchy so spoločnou príčinou). Vo všeobecnosti sú frekvencie prechodových javov a spoľahlivostné charakteristiky komponentov založené na prevádzkových skúsenostiach EMO12 a to v čo možno najväčšej miere. Pre komponenty, ktoré majú úplne odlišnú technológiu (napr. digitálny SKR MO34), sa uvažovali generické dáta od dodávateľa. Pre zriedkavé udalosti, ako napríklad LOCA a roztrhnutia sekundárnych potrubí, sa uvažovali generické dáta z medzinárodných databáz.

3.2 Definícia prevádzkových stavov bloku (POS)

PSA model pre MO34 určuje 15 POS, ktoré sú založené na informáciách z referenčnej JE EMO12 a vykonávacieho projektu MO34. Každý POS je charakterizovaný prevádzkovým režimom a konfiguráciou systémov, ovplyvňujúcich hodnotenie PSA.

Prehľad POS je uvedený nižšie:

Prehľad POS

Opis	Parametre primárneho okruhu
Reaktor je na výkone. Všetky slučky sú v prevádzke. Vlastná spotreba bloku je zabezpečená podľa štandardnej schémy	T = 282->258°C p = nominálny
Reaktor je podkritický (všetky regulačné kazety sú zasunuté na dolné koncové polohy). Tlak primárneho okruhu je redukovaný na hodnotu okolo 2 MPa a teplota primárneho okruhu dosahuje 140°C. Automatika postupného spúšťania je prepnutá do režimu pre výmenu paliva. Pracovné napájanie je zabezpečené z transformátorov vlastnej spotreby.	T = 258->140°C p = 12.26->2 MPa
Reaktor je podkritický. Tlak chladiaceho systému reaktora je udržiavaný na hodnote okolo 2 MPa a teplota okolo 45°C. Aktívna zóna je chladená nútenou cirkuláciou. Dochladzovanie primárneho okruhu je v režime vodovodného dochladzovania. Po poklese teploty pod teplotu krehkého lomu reaktorovej nádoby sú zaistené vysokotlakové dopĺňovacie čerpadlá. Pracovné napájanie je zabezpečené z transformátorov vlastnej spotreby.	T = 140->50+57°C p = 2 MPa
Reaktor je podkritický a zatvorený. Tlak chladiaceho systému reaktora klesá z 2 MPa na atmosférický. Chladienie aktívnej zóny je vykonávané prirodzenou cirkuláciou cez 2 slučky. Jedna slučka je v rezerve. Primárny okruh je zdrenážovaný na úroveň 1 m pod príruby hlavných regulačných kaziet. Pracovné napájanie je zabezpečené z transformátorov vlastnej spotreby. Jeden podsystem napájania II. kategórie vrátane DG (a príslušného bezpečnostného podsystemu) je v údržbe.	T<57°C p = 2 MPa – atm.
Reaktor je podkritický. Po demontáži je reaktor plne otvorený. Tlak primárneho okruhu je atmosférický a teplota chladiča okolo 45°C. Chladienie aktívnej zóny je vykonávané prirodzenou cirkuláciou cez 2 slučky. Jedna slučka je v rezerve. Je v pohotovosti VT SHCHZ. Reaktor je drenážovaný 100-400 mm pod deliacu rovinu. Prebieha demontáž reaktora pre výmenu paliva. Pracovné napájanie je zabezpečené z rezervného transformátora, 400 kV linka je v údržbe. Jeden podsystem napájania II. kategórie vrátane DG (a príslušného bezpečnostného podsystemu) je v údržbe.	T<57°C p = atm.
Reaktor je podkritický a otvorený. Vrchná časť reaktora bola zdemontovaná. Chladienie aktívnej zóny je vykonávané prirodzenou cirkuláciou cez jednu slučku. Jedna slučka je v rezerve. Pracovné napájanie je zabezpečené z rezervného transformátora, 400 kV linka je v údržbe. Jeden podsystem napájania II. kategórie vrátane DG (a príslušného bezpečnostného podsystemu) je v údržbe. Bazén výmeny je naplnený po hladinu 21 m a vykonáva sa výmena paliva.	T<57°C p = atm.
Reaktor je otvorený. Je vybrané všetko palivo a vnútorné časti z reaktora. Pracovné napájanie je zabezpečené z rezervného transformátora, 400 kV linka je v údržbe. Jeden podsystem napájania II. kategórie vrátane DG (a príslušného bezpečnostného podsystemu) je v údržbe.	T<57°C p = atm.

Opis	Parametre primárneho okruhu
Reaktor je podkritický a otvorený. Reaktor je drenážovaný 200-400 mm pod deliacu rovinu. Prebieha montáž reaktora. VT havarijné doplňovacie čerpadlá sú elektricky zaistené. Chladenie aktívnej zóny je vykonávané prirodzenou cirkuláciou cez jednu slučku. Jedna slučka je v rezerve. Pracovné napájanie je zabezpečené z rezervného transformátora, 400 kV linka je v údržbe. Jeden podsystém napájania II. kategórie vrátane DG (a príslušného bezpečnostného podsystému) je v údržbe.	T<57°C p = atm.
Reaktor je podkritický a zatvorený. Tlak primárneho okruhu sa mení v závislosti na tesnostnej skúške (0.4MPa a 3.4MPa). Chladenie aktívnej zóny je vykonávané prirodzenou cirkuláciou s použitím 4-5 pracovných slučiek. Pracovné napájanie je zabezpečené z rezervného transformátora, 400 kV linka je v údržbe. Všetky bezpečnostné systémy sú v pohotovosti okrem VT SHCHZ.	T<57°C p=atm.-0.5+3.4-atm.
Reaktor je podkritický a zatvorený. Tlak primárneho okruhu je atmosférický. Chladenie aktívnej zóny je vykonávané prirodzenou cirkuláciou. Všetky slučky sú pripojené k reaktoru. Stav reprezentuje tlakovú skúšku kontajmentu - PERIS. Pracovné napájanie je zabezpečené z rezervného transformátora, 400 kV linka je v údržbe. Všetky bezpečnostné systémy sú pohotové, okrem VT SHCHZ.	T<57°C p = atm.
Reaktor je podkritický a zatvorený. Tlak primárneho okruhu sa zvyšuje z atmosférického na 1.8 - 2 MPa. Je vykonávaný test úplnej straty vlastného napájania. Pracovné napájanie je zabezpečené z rezervného transformátora, 400 kV linka je v údržbe. Všetky bezpečnostné systémy sú v pohotovosti okrem VT SHCHZ.	T>57°C p = atm+2 MPa
Reaktor je podkritický. Tlak primárneho okruhu je udržiavaný v rozsahu 1.8-2 MPa. Je vykonaný náhrev primárneho okruhu prácou HCČ. Teplota primárneho okruhu je zvýšená na 120-130 °C. Pracovné napájanie je zabezpečené z rezervného transformátora, 400 kV linka je v údržbe. Všetky bezpečnostné systémy sú v pohotovosti okrem VT SHCHZ.	T=57->120+130°C p = 1.8+2 MPa
Reaktor je podkritický. Teplota primárneho okruhu je udržiavaná v rozsahu 120-130°C. Tlak primárneho okruhu sa mení v dôsledku tlakovej skúšky (13.7 MPa, alebo 16.8 MPa) a na konci stavu je stabilizovaný na hodnote okolo 2 MPa. Počas tlakovej skúšky sú zaistené všetky HCČ, hladiny PG sú nominálne. Pracovné napájanie je zabezpečené z rezervného transformátora, 400 kV linka je v údržbe. Všetky bezpečnostné systémy sú v pohotovosti. Sú elektricky odistené VT havarijné doplňovacie čerpadlá.	T=120+130°C p=2-13.7(16.8)-2MPa
Reaktor je podkritický. Teplota primárneho okruhu sa blíži k 140°C. Tlak primárneho okruhu je udržiavaný v rozsahu 2+2.5 MPa. Je nabehnutých 5 zo 6 HCČ a prebieha náhrev primárneho okruhu. Pracovné napájanie je zabezpečené z rezervného transformátora, 400 kV linka je v údržbe. Všetky bezpečnostné systémy sú v pohotovosti.	T=120+130 ->140°C p = 2+2.5 MPa
Reaktor je podkritický. Teplota primárneho okruhu stúpa na 190-200°C. Tlak primárneho okruhu stúpa zhruba z 2 MPa na nominálnych 12.26 MPa. Pri teplote primárneho okruhu >190°C je nabehnuté posledné HCČ. Pracovné napájanie je zabezpečené z rezervného transformátora, 400 kV linka je v údržbe. Všetky bezpečnostné systémy sú v pohotovosti.	T=140->190+200°C p = 2->12.26 MPa
Reaktor je kritický a výkon dosahuje minimálny kontrolovaný výkon (fyzikálne spúšťanie) a neskôr je zvýšený zhruba na 20% (zvyšovanie výkonu). Teplota primárneho okruhu sa zvyšuje na nominálnu. Fyzikálne spúšťanie reaktorového bloku zahŕňa vedecké experimenty pre overenie vlastností aktívnej zóny po výmene paliva. Pracovné napájanie je zabezpečené z rezervného transformátora, 400 kV linka je v údržbe. Všetky bezpečnostné systémy sú v pohotovosti.	T=190+200->260°C p = nominal

3.3 Identifikácia iniciačných udalostí (IU)

PSA pre MO34 uvažuje široký rozsah IU. Uvažované IU spadajú do troch hlavných kategórií:

- Interné IU určené na základe generického zoznamu IU, skúseností zozbieraných z PSA referenčnej elektrárne (t. j. EMO12), analýzy nebezpečných manipulácií na elektrárni a špecifikácie MO34,
- Interné nebezpečenstvá (vnútorné požiare, záplavy, lietajúce úlomky / turbínové úlomky a pády ťažkých bremien),
- Externé nebezpečenstvá (zemetrasenie, extrémne meteorologické podmienky ako extrémne teploty, pád lietadla a elektromagnetická interferencia).

Zoznam iniciačných udalostí uvažovaných v PSA

Výpadok oboch turbín
Studené pretlakovanie
Falošný nábeh vysokotlakového čerpadla doplňovania
LOCA mimo hermetickej zóny - vložený okruh SOOR
LOCA mimo hermetickej zóny – potrubie kontinuálneho čistenia primárneho okruhu
LOCA mimo hermetickej zóny -vložený okruh hlavného cirkulačného čerpadla
Falošné odstavenie reaktora ochranou
LOCA spôsobená zlyhaním ľudského faktora
LOCA 7 – 20 mm
LOCA 20 - 60 mm
LOCA 60 - 100 mm
LOCA 100 - 200 mm
LOCA 200 – 300 mm
LOCA 300 – 500 mm slučky 1,2,3,5,6
Strata napájacej vody
Roztrhnutie hlavného napájacieho kolektora
Prasknutie napájacej nádrže
Chybné drenážovanie sekundárneho okruhu
Strata prirodzenej cirkulácie – prienik plynu
Falošné zatvorenie hlavnej uzatváracej armatúry
Strata cirkulačnej chladiacej vody
Výpadok 4 a viac hlavných cirkulačných čerpadiel
Celková strata vonkajšieho napájania
Strata linky 400 kV - externá
Interná porucha vyvedenia výkonu (strata linky 400 kV)
Interná porucha vyvedenia výkonu (strata linky 110 kV)
Strata všetkých systémov technickej vody dôležitej (2 z 3)
Strata pracujúceho systému technickej vody dôležitej
LOCA do bazénu
Únik z kompenzátora objemu
Neriadené vysunutie skupiny havarijných a regulačných kaziet
Pozvoľné zníženie koncentrácie H_3BO_3
Strata všetkých čerpadiel dochladzovania
Prasknutie rúrky parogenerátora
Roztrhnutie hlavného parného kolektora
Roztrhnutie parovodov v boxe parogenerátorov
Roztrhnutie parovodov mimo boxu parogenerátorov
Interné požiare
Interné záplavy
Pád ťažkého bremena
Letiace úlomky
Pád lietadla
Suchá
Elektromagnetické rušenie

Externé záplavy
Nebezpečenstvá z priemyselných zariadení
Zrážkové extrémny
Seizmická udalosť
Teplotné extrémny - vysoká teplota
Extrémne meteorologické podmienky
Extrémny vietor
Netesnosť na trase chladenia (strata chladenia) v miestnosti A242
Bazén skladovania - výpadok chladiacich čerpadiel chladenia bazénu skladovania
Bazén skladovania - rozpad siete
Netesnosť na trase chladenia (strata chladenia) mimo miestnosti A242
Seizmická udalosť pre bazén skladovania
Bazén skladovania - výpadok technickej vody dôležitej

3.4 Analýza následkov havárie vrátane podporných TH analýz

Odozva bloku na jednotlivé IU je analyzovaná pomocou stromov udalostí. Pre každú iniciačnú udalosť je zostavený špecifický strom udalostí, ktorý modeluje odozvu bloku a tiež určuje rozsah bezpečnostných a podporných systémov, ktoré sú nutné pre potlačenie dôsledkov postulovaných IU. Analýza stromov udalostí je podporovaná špecifickými termohydraulickými analýzami, ktoré sú použité na stanovenie kritérií úspešnosti pre splnenie bezpečnostných funkcií a pre odhad časovania havarijných sekvencií (limitované obdobie pre ľudské zásahy). Všade, kde je to možné, dodržiavajú stromy udalostí chronológiu havárie. Stromy udalostí používajú unifikovanú množinu funkčných udalostí reprezentujúcich činnosť bezpečnostných systémov a hlavných činností operátorov, čo umožňuje ošetrovanie závislosti zlyhania ľudského faktora priamo v stromoch udalostí. Závislosti medzi systémami sú modelované v rámci systémovej analýzy.

3.5 Spôľahlivosť systémov

Hlavné a podporné systémy predpokladané pre potlačenie uvažovaných IU a ťažkých havárií sú analyzované pomocou stromov porúch. Vstupné dáta vychádzajú z údajov o spoľahlivosti zariadení referenčnej elektrárne EMO1,2, resp. z údajov o spoľahlivosti systémov od ich výrobcov (ak sa tieto odlišujú od použitých v MO34 – napr. projekt SKR). Súčasťou vstupných dát sú aj základné informácie pre každý uvažovaný systém v rámci PSA s uvedením opisu systému, zoznamu generických a špecifických predpokladov, interakcií s ostatnými systémami, informácií o testovaní a údržbe, limit a podmienok, interakcií obsluhy, popisov stromov porúch pre analyzované systémy a kvantifikácie spoľahlivosti systémov.

3.6 Analýza spoľahlivosti ľudského činiteľa

Použitou metódou pre kvantifikáciu spoľahlivosti ľudského činiteľa je THERP a ASEP, ktorá umožňuje implementovať závislosti medzi úspešnými a neúspešnými ručnými zásahmi. Spoľahlivosť ľudského činiteľa je tiež charakterizovaná rozdelením pravdepodobnosti, ktoré sa používa v modeli.

Analýza spoľahlivosti ľudského činiteľa sa vykonávala s uvažovaním detailných predpisov EOP/SAMG na charakterizovanie každej špecifickej úlohy. Špecifickým aspektom PSA MO34 je hodnotenie tejto závislosti pre činnosť operátorov vykonávaných posádkou blokovej dozorne. Závislosť medzi úspešnými a neúspešnými ručnými zásahmi obsluhy v PSAL1 je modelovaná v stromoch udalostí všade tam, kde je to potrebné.

3.7 Popis procesu kvantifikácie PSA

Finálna kvantifikácia bola vykonaná štandardnými prostriedkami použitím softvéru RiskSpectrum, verzia 2.10.02. Odhadnuté výsledky pre plný výkon sú v súlade s podobnými blokmi tejto triedy, zatiaľ čo príspevok pre odstavený reaktor je nižší v porovnaní so známymi blokmi VVER V213 ako výsledok technických a prevádzkových zmien, ktoré zlepšujú schopnosť blokov MO34 vyrovnáť sa s postulovanými IU počas stavov s otvoreným reaktorom.

3.8 Analýza vnútorných nebezpečenstiev

Analýza vnútorných nebezpečenstiev berie do úvahy požiare, záplavy, letiace úlomky a pády ťažkých bremien.

Analýza vnútorných požiarov ukazuje, že medzi vnútornými nebezpečenstvami má strojovňa TG najvýznamnejší príspevok k CDF. Treba poznamenať, že požiar na PSA uvažuje dosť konzervatívne predpoklady v súlade s príslušným medzinárodnými štandardami.

Analýza vnútorných záplav ukazuje, že aj napriek použitiu veľmi konzervatívneho vyradovacieho procesu (ohľadom uvažovaných frekvencií záplav), vnútorné záplavy z pohľadu PSA neohrozujú významne bezpečnosť bloku.

Analýza letiacich úlomkov sa zaoberá s poruchou nadotáčkovej ochrany turbíny a ukazuje, že riziko spojené s touto IU nie je významné a môže byť vyradené z ďalších úvah PSA.

Analýza pádu ťažkých bremien sa zaoberá so všetkými objektmi, kde sa ťažké náklady prepravujú ponad bezpečnostne významné zariadenia. Analýzy ukazujú, že elektrárň implementovala dostatočné technické a organizačné opatrenia, ktorých dôsledkom je, že riziko z pádov bremien je z pohľadu PSA nevýznamné.

3.9 Analýza vonkajších nebezpečenstiev

Analýza vonkajších nebezpečenstiev pokrýva široké spektrum nebezpečenstiev. Vykonané analýzy ukazujú, že externými nebezpečenstvami z pohľadu významnosti v PSA sú iba zemetrasenie a kombinácia extrémnych meteorologických podmienok. Zvyšok uvažovaných nebezpečenstiev ako vonkajšie záplavy, extrémne teploty, extrémne zrážky, extrémny vietor, sucho, pád lietadla, následky nebezpečenstiev spôsobených činnosťou človeka vrátane priemyselných prevádzok atď. a elektromagnetická interferencia boli vyradené, hlavne na základe deterministických kritérií.

Celkový príspevok zemetrasenia a kombinácie extrémnych meteorologických podmienok k celkovému CDF je asi 10%, pri uvažovaní konzervatívnych predpokladov v procese vyradovania v súlade s príslušnými medzinárodnými štandardami.

3.10 Javy a procesy, dôležité pre kvantifikáciu zdrojových členov a tlakového zaťaženia kontajneru a definícia koncových stavov poškodenia bloku

Analýza („Javy a procesy, dôležité pre kvantifikáciu zdrojových členov a tlakového zaťaženia kontajneru“) definuje základné východisko pre prácu na PSAL2. Táto správa sumarizuje problematiku fenoménu ťažkých havárií, skúsenosti a najnovšie poznatky v oblasti ťažkých havárií berúc do úvahy typické znaky reaktorov VVER440.

Prvá časť je venovaná zaťaženiu hranice hermetickej zóny od tlaku a teploty a pokrýva fenomén špecifický pre pôvodnú fázu („uchladiteľná“ aktívna zóna) ťažkej havárie; resp. pre fázu ťažkej havárie s premiestnením

významnej frakcie aktívnej zóny vo vnútri tlakovej nádoby reaktora („vnútroreaktorová“ fáza); spájaný s poruchou integrity tlakovej nádoby a fenomén týkajúci sa extrémne nepravdepodobnej udalosti straty integrity tlakovej nádoby reaktora („mimo reaktor“ fáza).

Druhá časť identifikuje príslušné faktory, ktoré ovplyvňujú zdrojové členy, ktoré môžu byť nezávislé na špecifických scenároch (technologické charakteristiky bloku, zásoby štiepných produktov); závislé na špecifických vlastnostiach jednotlivých scenárov ťažkej havárie (typ iniciačnej udalosti, rozsah poškodenia aktívnej zóny, vyplývajúci najmä z dostupnosti bezpečnostných a iných zariadení a systémov, intervencie operátorov pre riadenie vývoja ťažkej havárie) a tiež aj na faktoroch spojených s procesom počas ťažkej havárie (najmä faktory s potenciálnym vplyvom na zdrojový člen charakterizujúce špecifický vývoj ťažkej havárie ako je poškodenie tlakovej nádoby reaktora a pod.)

3.11 Priebeh havárie a stromy udalostí pre hermetickú zónu

PSAL2 používa metódu prekleňovacích stromov, t.j. všetky sekvencie s PSAL1, ktoré sa končia s poškodením aktívnej zóny, vstupujú do špecifických prekleňovacích stromov, ktoré sú použité pre odhad LERF. Znamená to, že PSAL1 a PSAL2 sú úzko prepojené a tvoria integrovaný model, ktorý zdieľa všetky spoločné časti ako stromy porúch, parametre atď.

4 SUMARIZÁCIA VÝSLEDKOV PSA

Ďalší text netechnického zhrnutia poskytuje stručný prehľad výsledkov PSA pre jadrové zariadenie MO34.

4.1 Výsledky PSAL1

Jedným z hlavných cieľov PSAL1 je vyhodnotenie CDF, ktorá je zvyčajne použitá ako miera hodnotenia rizika. Celková CDF pre MO34 je menej ako $1E-05$. Príspevok zo stavov s odstaveným reaktorom je menší ako $1E-06$, zatiaľ čo plný výkon predstavuje okolo 90% z CDF. Na základe trvania jednotlivých POS môže byť konštatované, že ročné riziko je veľmi dobre vyvážené.

Ďalším krokom vyhodnotenia výsledkov PSAL1 bola analýza kritických rezov (kombinácia iniciačnej udalosti a zlyhaní zariadení, systémov a ľudského faktora, ktoré majú podstatný vplyv na výsledok – pravdepodobnosť tavenia aktívnej zóny, resp. skorého úniku radiácie z jadrového zariadenia). Účelom analýzy minimálnych kritických rezov je určenie prevažujúcich kombinácií porúch vedúcich k poškodeniu aktívnej zóny. V prípade PSAL1 pre MO34 výsledky neobsahujú významné minimálne kritické rezy, t.j. profil rizika je plochý a ako taký je tvorený súčtom malých prispievateľov.

4.2 Výsledky PSAL2

Hodnota LERF je odhadnutá s použitím štandardnej analýzy dôsledkov pre jednotlivé POS.

Celková hodnota LERF pre všetky POS je menej ako $1E-6$, vrátane bazénu skladovania. Príspevok iba bazénu skladovania k LERF je menej ako $1E-7$.

Riziko je dobre rozložené medzi plným výkonom a stavmi s odstaveným reaktorom, pri zohľadnení trvania každého POS. Dominantné POS pre odstavený reaktor korešpondujú s otvoreným kontajnementom, kde je bariéra kontajnementu zabraňujúca rádioaktívnym únikom nepohotovú.

5 ZÁVERY Z PSA ŠTÚDIE PRE MO34

Odhad frekvencií poškodenia aktívnej zóny a veľkých skorých únikov pre JE MO34 ukazuje, že bezpečnostné ciele, ktoré boli definované, sú splnené.

Okrem toho, výsledky PSA ukazujú, že:

- Nie sú žiadne minimálne kritické rezy, ktoré reprezentujú významný podiel z celkového rizika, pre ktoré by boli nevyhnutné dodatočné opatrenia na zníženie rizika.
- Pri uvažovaní doby trvania každého prevádzkového stavu je ročné riziko rozumne vyrovnané medzi podmienky plného výkonu a odstaveného bloku.
- Riziko je rozumne rozdelené medzi iniciačné udalosti, pretože nie je žiadna iniciačná udalosť, ktorá dominuje nad ostatnými.

6 LITERATÚRA

- [1] Zákon 541/2004 Z. z. o mierovom využívaní jadrovej energie (atómový zákon) a o zmene a doplnení niektorých zákonov
- [2] Vyhláška Úradu jadrového dozoru Slovenskej republiky č 430/2011 Z. z. o požiadavkách na jadrovú bezpečnosť v znení neskorších predpisov
- [3] Vyhláška ÚJD SR č. 31/2012, ktorou sa mení a dopĺňa 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
- [4] BNSI.12.3/2014, Kvalita PSA pre PSA aplikácie
- [5] IAEA - TECDOC 1511, Determining the quality of probabilistic safety assessment (PSA) for applications in nuclear power plants, July 2006
- [6] Standard for Level 1 / Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, ASME RA-S 2008
- [7] An Approach for Determining the Technical Adequacy of PSA Results for Risk-informed Activities, Draft Regulatory Guide, USNRC, November 2002
- [8] IAEA - TECDOC-1144, Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants for Low Power and Shutdown Modes, March 2000
- [9] Accident Analysis for Nuclear Power Plants. Safety Report Series No.23, IAEA, Vienna, November 2002.
- [10] IAEA - TECDOC-751, PSA for the shutdown mode for nuclear power plants, June 1994
- [11] IAEA - TECDOC-749, Generic Initiating Events for PSA for WWER Reactors, June 1994
- [12] IAEA- SSG-3, Development and Application of Level 1 - Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, April 2010
- [13] NUREG/CR-5750, Rates of Initiating Events at U.S Nuclear Power Plants 1987- 1995, 1998
- [14] NUREG-1829, Estimating Loss-of-Coolant Accident (LOCA) Frequencies Through the Elicitation Process, 2008
- [15] Safety series No. 50-P-4, Procedure for Conducting Probabilistic Safety Assessment of Nuclear Power Plants (Level1), 1992
- [16] NUREG/CR-4550, AFWS Risk Based Inspection Guide for the Salem NPP, October 1990.
- [17] IAEA-TECDOC-648, Procedures for conducting common cause failure analysis in probabilistic safety assessment, 1992
- [18] IAEA-TECDOC-478 Component reliability data for use in probabilistic safety assessment, 1988
- [19] NUREG/CR-5497, CCF Parameter Estimation, October 1998
- [20] NUREG/CR-6268, Common-Cause Failure Database and Analysis System, Vol. 1, 2, 3 and 4, USNRC, June 1998
- [21] NUREG/CR-5032, Modeling Time to Recovery and Initiating Event Frequency for Loss of Offsite Power Incidents at Nuclear Power Plants, January 1988
- [22] IAEA - Safety Reports Series No.25, Review of Probabilistic Safety Assessments by Regulatory Bodies, IAEA, 2002
- [23] NUREG/CR-6144, Evaluation of Potential Severe Accidents During Low Power and Shutdown Operations at Surry, Unit 1, Analysis of Core Damage Frequency from Internal Fires During Mid-Loop Operations, BNL-NUREG-52399, July 1994
- [24] IAEA - Safety Report Series No. 10, TREATMENT OF INTERNAL FIRES IN PROBABILISTIC SAFETY ASSESSMENT FOR NUCLEAR POWER PLANTS, IAEA 1998

- [25]** IAEA - Safety Guide No. NS-G-1.2, Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants, IAEA 2001
- [26]** IAEA - Safety Guide No. NS-G-1.11, Protection against Internal Hazards other than Fires and Explosions in the Design of Nuclear Power Plants
- [27]** IAEA - Safety Guide No. NS-G-1.11, Protection against Internal Hazards other than Fires and Explosions in the Design of Nuclear Power Plants
- [28]** Harmonization of Reactor Safety in WENRA Countries. Report by WENRA Reactor Harmonization Working Group. Issue: Probabilistic Safety Analyses (PSA), Appendix O, WENRA, 2006
- [29]** EUROPEAN UTILITY REQUIREMENTS FOR LWR NUCLEAR POWER PLANTS, April 2001
- [30]** IAEA - TECDOC-724, Probabilistic Safety Assessment for Seismic Events, October 1993
- [31]** IAEA - NS-G-3.4 Meteorological Events in Site Evaluation for Nuclear Power, IAEA Vienna (2003)
- [32]** IAEA - Flood Hazard for Nuclear Power Plants on Coastal and River Sites, SAFETY GUIDE No. NS-G-3.5, IAEA 2003
- [33]** IAEA - NS-G-1.5 External Events Excluding Earthquakes in the Design, IAEA Vienna 2003
- [34]** IAEA - NS-G-3.1 External Human Induced Events, IAEA Vienna 2002
- [35]** IAEA-TECDOC-1341, Extreme external events in the design and assessment of nuclear power plants, 2003
- [36]** IAEA- SSG-4, Development and Application of Level 2 - Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, May 2010
- [37]** IAEA - Safety series No. 50-P-8, Procedure for Conducting Probabilistic Safety Assessment of Nuclear Power Plants (Level2), 1995
- [38]** NUREG CR/6572, Kalinin VVER-1000 Nuclear Power Station Unit 1 PRA, Procedure Guides for a Probabilistic Risk Assessment, 2005
- [39]** Výpočet ukazovateľov spoľahlivosti dvojstavových sústav, STN 01 0103, 1975
- [40]** PSA Procedure Guide, A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants, NUREG/CR-2300 Vol.1
- [41]** NUREG/CR-1278, Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications
- [42]** NUREG/CR-6883, The SPAR-H Human Reliability Analysis Method, 2005
- [43]** NUREG/CR-4772, Accident Sequence Evaluation Program Human Reliability Analysis Procedure, 87
- [44]** Predbežná bezpečnostná správa MO34, správa VUJE DMO/051/0001/T/F0/S, máj 2008