



ÚRAD
JADROVÉHO DOZORU
SLOVENSKEJ REPUBLIKY

EDÍCIA

Bezpečnosť jadrových zariadení

2019

BN 3/2019

**Požiadavky na opis reaktora a jeho projektovej bázy
v bezpečnostnej správe
(4. vydanie – revidované a doplnené)**

**Požiadavky na opis reaktora a jeho projektovej bázy v bezpečnostnej správe
(4. vydanie – revidované a doplnené)**

Vydal Úrad jadrového dozoru Slovenskej republiky
Neperiodická publikácia

Spracovateľ: Ing. Ján Husárček, CSc., riaditeľ odboru 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. Radoslav Šimičák, Slovenské elektrárne, a.s.

Ing. Tomáš Kliment, VUJE, a.s.

Ing. Michal Melichárek, odbor jadrovej bezpečnosti, Úrad jadrového dozoru Slovenskej republiky

BN 3/2019

ISBN 978-80-89706-27-3

EAN 9788089706273

Bratislava, júl 2019

Anotácia

V bezpečnostnom návode sú konkretizované požiadavky a podmienky kladené na bezpečnostné funkcie systémov, konštrukcií a komponentov jadrového reaktora s vplyvom na jadrovú bezpečnosť, ich porovnanie s projektom vrátane jeho opisu a opatrení. Uvedené sú projektové kritériá na jadrové palivo.

Návod slúži pre vnútorné potreby Úradu jadrového dozoru Slovenskej republiky a komunikáciu medzi dozorným orgánom a držiteľom povolenia (žiadateľom o povolenie) pri príprave, spracovaní a posudzovaní bezpečnostnej správy.

bezpečnosť, jadrový, kritérium, návod, palivo, požiadavky, projekt, reaktor, Slovensko

Abstract

The safety guide specifies requirements and conditions imposed on the safety functions of systems, structures and components of a nuclear reactor with the impact on nuclear safety, comparison them with the design, including its description and measures. Design criteria for nuclear fuel are provided.

Safety guide serves for regulatory authority's internal use and for the communication between the regulatory authority and licensee during preparation, processing and assessment of the safety analysis report.

safety, nuclear, criteria, guideline, fuel, requirements, design, reactor, Slovakia

Obsah

| | |
|---|----|
| Úvod | 1 |
| 1 Predmet a účel | 1 |
| 2 Rozsah platnosti | 2 |
| 3 Použité skratky | 3 |
| 4 Použité pojmy..... | 3 |
| 5 Účel a štruktúra bezpečnostnej správy, kapitola – Reaktor | 5 |
| 6 Reaktor | 6 |
| 6.1 Súhrnný opis reaktora | 7 |
| 6.2 Projekt systému jadrového paliva | 7 |
| 6.2.1 Opis konštrukcie systému jadrového paliva | 8 |
| 6.2.2 Technické zdôvodnenie systému jadrového paliva | 8 |
| 6.2.3 Bezpečnostné hodnotenie systému jadrového paliva | 13 |
| 6.2.4 Analytické metódy, výpočtové programy, modely a analýzy | 17 |
| 6.2.5 Program sledovania stavu jadrového paliva | 17 |
| 6.2.6 Program monitorovania, kontrol a skúšok..... | 18 |
| 6.3 Jadrový projekt..... | 18 |
| 6.3.1 Opis jadrového projektu | 18 |
| 6.3.2 Technické zdôvodnenie jadrového projektu | 19 |
| 6.3.2.1 Palivové cykly | 20 |
| 6.3.2.2 Rozloženie výkonu | 20 |
| 6.3.2.3 Koeficienty reaktivity a parametre bodovej kinetiky reaktora..... | 21 |
| 6.3.2.4 Požiadavky na reguláciu reaktivity | 22 |
| 6.3.2.5 Konfigurácia mechanických orgánov regulácie a účinnosť riadenia reaktivity..... | 23 |
| 6.3.2.6 Reaktivita reaktora počas odstávky a výmeny paliva..... | 24 |
| 6.3.2.7 Neutrónovo-fyzikálna stabilita aktívnej zóny | 24 |
| 6.3.2.8 Ožiarenie tlakovej nádoby..... | 24 |
| 6.3.3 Bezpečnostné hodnotenie jadrového projektu | 24 |
| 6.3.4 Analytické metódy, výpočtové programy, modely a analýzy | 26 |
| 6.3.5 Zmeny..... | 26 |
| 6.4 Tepelný a hydraulický projekt | 26 |
| 6.4.1 Opis tepelného a hydraulického projektu systému chladenia reaktora..... | 26 |
| 6.4.2 Technické zdôvodnenie tepelného a hydraulického projektu..... | 27 |
| 6.4.2.1 Opis tepelného a hydraulického projektu aktívnej zóny reaktora | 28 |
| 6.4.2.2 Opis tepelného a hydraulického projektu systému chladenia reaktora | 30 |
| 6.4.2.3 Rozloženie tlaku, teploty a prietoku chladiva v cirkulačných slučkách | 30 |
| 6.4.2.4 Prevádzkové obmedzenie čerpadiel | 30 |
| 6.4.2.5 Prevádzkový diagram teplota – výkon a prietok – výkon | 30 |

| | | |
|----------|--|----|
| 6.4.2.6 | Súhrn tepelných a hydraulických charakteristík..... | 30 |
| 6.4.3 | Bezpečnostné hodnotenie tepelného a hydraulického projektu..... | 30 |
| 6.4.3.1 | Kritický tepelný tok | 31 |
| 6.4.3.2 | Hydraulika aktívnej zóny a prietok chladiva..... | 31 |
| 6.4.3.3 | Vplyv rozloženia výkonu | 31 |
| 6.4.3.4 | Hydraulická stabilita prúdenia chladiva | 32 |
| 6.4.4 | Analytické metódy, výpočtové programy, modely a analýzy | 32 |
| 6.4.5 | Skúšky a overovanie | 32 |
| 6.5 | Projekt systémov regulácie reaktivity, odstavenia reaktora a merania | 33 |
| 6.5.1 | Funkčnosť systému regulácie reaktivity a odstavenia reaktora | 33 |
| 6.5.2 | Systémy kontroly, merania a sledovania stavu aktívnej zóny | 33 |
| 6.5.2.1 | Systém kontroly a merania výkonu | 34 |
| 6.5.2.2 | Meranie a sledovanie stavu aktívnej zóny..... | 34 |
| 6.6 | Posúdenie kombinovaného pôsobenia systémov regulácie reaktivity | 35 |
| 6.7 | Komponenty konštrukcie aktívnej zóny | 35 |
| 6.8 | Prevádzka aktívnej zóny v režimoch sledovania záťaže siete | 35 |
| 7 | Aktualizácia bezpečnostnej správy | 36 |
| 8 | Citlivé informácie v bezpečnostnej správe | 36 |
| 9 | Zoznam literatúry | 38 |
| Príloha: | Projektové kritériá pre jadrové palivo a aktívnu zónu..... | 41 |

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 opis reaktora a jeho projektovej bázy v bezpečnostnej správe (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

Bezpečnostná správa predstavuje dôležitý prostriedok komunikácie medzi držiteľom povolenia (žiadateľom o povolenie) a dozorným orgánom. Je súčasťou dokumentácie predkladanej dozornému orgánu v rámci správneho konania na vydanie povolenia na jednotlivé etapy existencie jadrového zariadenia od jeho projektovania a umiestňovania cez prevádzku až po vyradovanie a uzatvorenie úložiska alebo realizáciu zmien na jadrovom zariadení a ďalšie. Bezpečnostná správa musí obsahovať aktuálnu, správnu a dostatočnú informáciu o jadrovom zariadení, jeho území a okolí, aby dozorný orgán mohol nezávisle posúdiť a overiť bezpečnosť jadrového zariadenia, či nepredstavuje neprípustné riziko pre zdravie a bezpečnosť jeho zamestnancov alebo verejnosti a či nespôsobuje poškodenie životného prostredia.

1 Predmet a účel

Tento bezpečnostný návod poskytuje odporúčanie ÚJD SR na možný rozsah a obsah bezpečnostnej správy (ďalej len „BS“) jadrových zariadení (ďalej len „JZ“) so zameraním sa na aktívnu zónu jadrového reaktora a jadrové palivo. Konkretizuje zákonné podmienky a požiadavky kladené na opis bezpečnostných funkcií bezpečnostných systémov, systémov, konštrukcií a komponentov JZ s vplyvom na jadrovú bezpečnosť, ich porovnanie so schváleným projektom vrátane opisu ich projektovej bázy a činností ustanovených v § 19 ods. 2 písm. i) 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/. Odkazuje na ďalšie súvisiace legislatívne dokumenty a bezpečnostné návody Úradu jadrového dozoru Slovenskej republiky, medzinárodné odporúčania a správnu technickú prax.

Podkladom pri spracovaní tohto bezpečnostného návodu bol návod Medzinárodnej agentúry pre atómovú energiu (MAAE) „Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants“, návod Komisie jadrového dozoru Spojených štátov amerických (US NRC) „Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants“ /6/, referenčné úrovne WENRA (angl. „Western European Nuclear Regulator’s Association“) uvedené v dokumente „Report by WENRA Reactor Harmonization Working Group“ /7/ vo vzťahu k BS a ďalšie relevantné dokumenty vydané v MAAE a NEA. Využitie boli tiež doterajšie poznatky a skúsenosti z previerok projektu jadrového paliva, aktívnej zóny a BS, kapitola Reaktor, na ÚJD SR.

V bezpečnostnom návode je uvedené členenie kapitoly Reaktor bezpečnostnej správy a obsah jej častí. Špecifikované sú odporúčania na opis zásad, metód, limitov, kritérií, analytických nástrojov, dát, výsledkov analýz, meraní, experimentov, skúšok a ďalších informácií uplatnených v projekte JZ, ktoré je potrebné predložiť ÚJD SR na posúdenie bezpečnosti jadrového reaktora a jadrového paliva.

Prvé štyri kapitoly bezpečnostného návodu definujú jeho predmet a účel, rozsah platnosti, zoznam skratiek a použité pojmy. V piatej kapitole je uvedený účel a všeobecne opísaná štruktúra kapitoly BS – Reaktor. Šiesta kapitola sa vnútorne člení na podrobnejšie sekcie, časti a články. V nich je rozpracovaný rozsah požadovanej informácie, ktorá má byť obsiahnutá v kapitole BS – Reaktor a jej jednotlivých častiach so zameraním sa na jadrové palivo a aktívnu zónu. Siedma kapitola konkretizuje požiadavky na previerku a aktualizáciu BS. V ôsmej kapitole BS sú diskutované obmedzenia na sprístupnenie informácií uvedených v BS. Odkazy na použité všeobecne záväzné právne predpisy, bezpečnostné návody ÚJD SR a ďalšie dokumenty sú uvedené v deviatej kapitole. Projektové kritériá na jadrové palivo a aktívnu zónu sú zhrnuté v Prílohe k tomuto bezpečnostnému návodu.

Bezpečnostný návod slúži pre vnútorné potreby ÚJD SR a komunikáciu medzi dozorným orgánom a držiteľom povolenia (žiadateľom o povolenie) pri príprave, spracovaní a posudzovaní BS a preukazovaní bezpečnosti JZ.

2 Rozsah platnosti

Bezpečnostný návod je orientovaný na jadrové zariadenie, ktorého súčasťou je jadrový reaktor alebo jadrové reaktory definované v § 2 písm. f) bod 1. 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/, t. j. jadrové elektrárne budované alebo prevádzkované na Slovensku. Uplatní sa, keď držiteľ povolenia (žiadateľ o povolenie) žiada o vydanie povolenia na výstavbu, uvádzanie do prevádzky alebo prevádzku JZ, realizáciu zmien na primárnom okruhu, použitie nového typu jadrového paliva, zvýšenie výkonu reaktora alebo keď periodicky preveruje jeho existujúce požiadavky na projekt a prevádzku s cieľom vyhodnotiť a preukázať dosiahnutú úroveň bezpečnosti, porovnať ju so správnou technickou praxou a identifikovať možné oblasti na zlepšenie. Bezpečnostný návod pokrýva JZ s reaktormi tlakovo-vodného typu používajúcimi kysličníkové jadrové palivo. Sústreďuje sa na aktívnu zónu a jadrové palivo. Tlaková nádoba reaktora je dotknutá len okrajovo. Bezpečnostný návod sa nezaoberá skladovaním vyhoreného jadrového paliva.

Spomedzi typov BS predkladaných držiteľom povolenia (žiadateľom o povolenie) v rámci správneho konania na ÚJD SR sa tento bezpečnostný návod zameriava na predprevádzkovú BS. Viaceré časti návodu však môžu byť s uvážením špecifických požiadaviek primerane použité aj na zadávaciu a predbežnú bezpečnostnú správu JZ.

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 je revidovaným a doplneným 4. vydaním bezpečnostného návodu ÚJD SR s označením Požiadavky na opis reaktora a jeho projektovej bázy v bezpečnostnej správe. Tento bezpečnostný návod v plnom rozsahu nahrádza BNS I.6.2/2013 Požiadavky na opis reaktora a jeho projektovej bázy v bezpečnostnej správe.

Tento bezpečnostný návod sa vydáva bez časového obmedzenia.

3 Použité skratky

| | |
|---------------|---|
| BS | bezpečnostná správa |
| HRK | havarijná, regulačná a kompenzačná kazeta |
| JZ | jadrové zariadenie |
| LOCA | havária so stratou chladiva |
| MAAE | Medzinárodná agentúra pre atómovú energiu so sídlom vo Viedni |
| NEA | Agentúra pre jadrovú energiu |
| ÚJD SR | Úrad jadrového dozoru Slovenskej republiky |
| VVER | vodovo-vodný energetický reaktor sovietskeho dizajnu |
| WENRA | Asociácia jadrových dozorov krajín EÚ a Švajčiarska |

4 Použité pojmy

Pre účely tohto bezpečnostného návodu sú vymedzené nasledujúce pojmy. Tie sú v súlade s legislatívou.

Abnormálna prevádzka je prevádzkový stav odchyľujúci sa od normálnej prevádzky, ktorého výskyt sa predpokladá najmenej raz za životnosť zariadenia, pričom s ohľadom na zodpovedajúce projektové opatrenia nespôsobí významné poškodenie komponentov dôležitých pre jadrovú bezpečnosť ani nepovedie k havarijným podmienkam. Abnormálna prevádzka je vyvolaná očakávanou udalosťou.

Analýza bezpečnosti je analýza očakávanej udalosti, udalostí typu projektovej havárie a havárie v podmienkach rozšíreného projektu spravidla vykonávaná pomocou výpočtových programov za účelom preukázania ako sú splnené bezpečnostné požiadavky.

Bezpečnostná funkcia je projektové alebo prevádzkové opatrenie, ktorým sa zaisťuje bezpečnosť JZ. Základné bezpečnostné funkcie sú: regulácia reaktivity, odvod tepla z jadrového paliva, zadržanie rádioaktívnych látok vnútri fyzických bariér, regulácia a obmedzenie množstva a druhu rádioaktívnych látok uvoľnených do životného prostredia.

Bezpečnostná správa predstavuje Zadávaciú, Predbežnú alebo Predprevádzkovú BS.

Havarijná, regulačná a kompenzačná kazeta pozostáva z palivovej kazety, spojenej so šesťhranným absorpčným nadstavcom. Kazeta HRK sa využíva pre reguláciu a riadenie reaktivity v reaktore a na havarijné odstavenie reaktora. Ide o mechanický regulačný orgán v súčasnosti používaný len v reaktoroch VVER-440.

Havarijné podmienky sú udalosti s odchýlkami od normálnej prevádzky, ktoré sú menej časté a sú závažnejšie ako abnormálna prevádzka, zahŕňajúce udalosti typu projektových havárií a havárie v podmienkach rozšíreného projektu.

Horúci kanál je výpočtový, maximálne výkonovo zaťažovaný a tepelne izolovaný termicko-hydraulický kanál. Pre stanovenie jeho počiatočných parametrov je potrebné vychádzať z maximálneho dovoleného lineárneho tepelného výkonu palivového prútika a minimálneho stanoveného prietoku chladiva cez palivový článok v režime normálnej prevádzky.

Konzervatívny prístup je prístup k zaisteniu jadrovej bezpečnosti, ktorý vedie k pesimistickým výsledkom vo vzťahu k určeným kritériám prijateľnosti.

Kritérium prijateľnosti je kvantitatívna hodnota na obmedzenie vybraných fyzikálnych parametrov alebo kvalitatívne požiadavky stanovené pre výsledky analýz bezpečnosti. Používajú sa na vyhodnotenie schopnosti systému, konštrukcie alebo komponentu plniť projektom stanovené funkcie. Kritériá prijateľnosti pre analýzy bezpečnosti sú vydané alebo akceptované ÚJD SR.

Medzné porušenie palivových prútikov udáva najvyšší prípustný počet poškodených palivových prútikov a stupeň ich poškodenia v aktívnej zóne reaktora pri projektovej havárii.

Normálna prevádzka je prevádzka JZ v súlade s limitmi a podmienkami bezpečnej prevádzky vrátane odstavenia, prevádzky na výkone, odstavovania, nábehu, údržby, skúšok, výmeny jadrového paliva, skladovanie a manipulácia s čerstvým palivom.

Očakávaná udalosť je proces spôsobujúci odchýlku parametrov JZ od normálnej prevádzky. Očakáva sa, že počas životnosti JZ nastane aspoň raz, pričom nevyvolá žiadne závažné poškodenie zariadení JZ dôležitých z hľadiska bezpečnosti a ani nepovedie k havarijným podmienkam. Po jeho ukončení, resp. odstránení príčin a následkov, je JZ schopné normálnej prevádzky.

Palivový článok je súbor palivových prútikov a s tým súvisiacich komponentov zavezených a po využití následne vyvezených z aktívnej zóny ako jeden celok. V prípade VVER je zaužívaný pojem palivová kazeta.

Prevádzkové stavy sú stavy JZ zahrňujúce normálnu prevádzku a abnormálnu prevádzku (očakávané udalosti).

Projektová havária je udalosť vyvolávajúca havarijné podmienky, pre ktoré je JZ projektované podľa stanovených projektových kritérií a konzervatívnej metodiky a pre ktoré úniky rádioaktívnych látok neprekročia ustanovené limity.

Projekt je jedinečný proces s výstupmi v podobe projektovej dokumentácie, požiadaviek, dokumentov, záznamov, plánov, výkresov, analýz alebo výpočtov, pozostávajúci z koordinovaných alebo riadených činností vykonávaných na dosiahnutie stanoveného cieľa, v súlade

s určenými špecifikáciami pre JZ alebo jeho časti, vrátane obmedzení v podobe času, nákladov a zdrojov. V zmysle vyhlášky č. 58/2006 Z. z. v znení neskorších predpisov /2/ ide buď o zadávací projekt alebo o vykonávací projekt.

Sledovanie zát'aže siete je regulácia výkonu reaktora (zmien výkonu reaktora) v závislosti od frekvencie elektrickej siete, t. j. primárna, sekundárna a terciárna regulácia v súvislosti so stavom rozvodnej energetickej sústavy.

Správna technická prax je prax, ktorá požaduje, aby sa systémy, konštrukcie a komponenty projektovali podľa príslušných technických noriem, ich projekt bol overený na podobných predchádzajúcich aplikáciách a aby spĺňali ciele spoľahlivosti jadrového zariadenia z hľadiska jadrovej bezpečnosti; prax, ktorá pri projektovaní jadrového zariadenia zohľadňuje prevádzkové skúsenosti z podobných jadrových zariadení.

Validácia je proces určenia, či výrobok alebo služba sú dostatočné na uspokojivé plnenie zamýšľanej funkcie; je potvrdenie prostredníctvom preskúmania a objektívnych dôkazov, že boli splnené stanovené ciele a špecifikované požiadavky na konkrétny určený účel alebo použitie.

Verifikácia je overenie, či kvalita alebo výkonnosť produktu alebo služby je taká, ako je uvedené, zamýšľané alebo požadované; je potvrdenie preskúmaním a objektívnym dôkazom, že boli splnené stanovené ciele a boli splnené špecifikované požiadavky na konkrétne výsledky.

5 Účel a štruktúra bezpečnostnej správy, kapitola – Reaktor

Držiteľ povolenia (žiadateľ o povolenie) predkladá dozornému orgánu bezpečnostnú správu (BS) v rámci správneho konania na posúdenie, či JZ spĺňa dôležité bezpečnostné požiadavky (RL N1.1 /7/). Dozorný orgán využíva BS na zhodnotenie prijateľnosti projektu a prevádzky JZ.

Bezpečnostná správa má obsahovať prehľadnú a súhrnnú informáciu o projekte JZ, vyhotovení a prevádzke JZ, analytické a experimentálne dôkazy o dosiahnutej úrovni bezpečnosti JZ a jeho interakciách s pracovným a životným prostredím. Uvádza vzájomné súvislosti medzi bezpečnostnými aspektmi, technickými aspektmi a ľudským činiteľom a odkazuje na zdroje s detailnejšou informáciou.

Držiteľ povolenia využíva BS ako východisko na nepretržitú podporu bezpečnej prevádzky a na hodnotenie bezpečnostného vplyvu navrhovaných/realizovaných zmien alebo prevádzkových činností (RL N1.1 a N1.2 /7/).

Za BS zodpovedá držiteľ povolenia (žiadateľ o povolenie).

Bezpečnostná správa musí obsahovať detailný opis bezpečnostných funkcií všetkých bezpečnostných systémov, konštrukcií, systémov a komponentov s vplyvom na bezpečnosť JZ

a ich porovnanie s projektom ako aj opis ich projektovej bázy a činnosti vo všetkých prevádzkových režimoch a stavoch vrátane odstavenia a havarijných podmienok (§ 19 ods. 2 písm. i) vyhlášky č. 58/2006 Z. z. v znení neskorších predpisov /2/).

Opis systémov, konštrukcií a komponentov musí preukázať ich súlad:

- a) s požiadavkami na projekt JZ, ktoré sú ustanovené vo vyhláške Úradu jadrového dozoru Slovenskej republiky č. 430/2011 Z. z. o požiadavkách na jadrovú bezpečnosť v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/,
- b) s požiadavkami na zabezpečovanie kvality a kvalitu vybraných zariadení, ktoré sú ustanovené vo vyhláške Úradu jadrového dozoru Slovenskej republiky č. 431/2011 Z. z. o systéme manažérstva kvality v znení vyhlášky č. 104/2016 Z. z. /4/,
- c) s požiadavkami ďalších všeobecne záväzných právnych predpisov, ktoré vydal ÚJD SR (Príloha č. 3 časť B bod I. písm. A. ods. 1 vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/),
- d) ako aj s požiadavkami príslušných technických predpisov alebo s technickými normami, ktoré sú ustanovené v krajine odberateľa projektu/zariadení JZ alebo sa používajú medzinárodne (Príloha č. 3 časť B bod I. písm. A ods. 22 vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/).

Podrobnosť opisu systémov, konštrukcií a komponentov je primeraná ich bezpečnostnej významnosti. Tam, kde je to žiadúce, sú v BS uvedené odkazy na podrobnejšiu alebo doplňujúcu informáciu.

Kapitolu BS Reaktor je praktické rozčleniť na nasledujúce menšie sekcie: Súhrnný opis reaktora, Projekt systému jadrového paliva, Jadrový (neutrónovo-fyzikálny) projekt, Tepelný a hydraulický projekt, Projekt systémov regulácie reaktivity, odstavenia reaktora a merania, Posúdenie kombinovaného pôsobenia systémov regulácie reaktivity a Komponenty konštrukcie aktívnej zóny. Do kapitoly BS Reaktor je zaradená aj sekcia Prevádzka aktívnej zóny v režimoch sledovania záťaže siete. Projekt tlakovej nádoby reaktora a jej materiály sú opísané v inej kapitole BS.

Každá sekcia s opisom systému má obsahovať opis systému, technické zdôvodnenie a bezpečnostné hodnotenie. Konkrétne naplnenie jednotlivých sekcií a ďalších podrobnejších častí BS, kapitola Reaktor, je uvedené v nasledujúcich sekciách, častiach a článkoch tohto bezpečnostného návodu.

6 Reaktor

Kapitola bezpečnostnej správy Reaktor poskytuje podporné informácie, zdôvodnenia a hodnotenia, ktoré preukazujú splnenie príslušných požiadaviek kladených na integritu fyzických bariér a jednotlivé úrovne ochrany koncepcie ochrany do hĺbky, schopnosť jadrového reaktora vykonávať jeho bezpečnostné funkcie počas uvažovanej doby životnosti vo všetkých stavoch JZ uvažovaných v projekte a prevádzkových režimoch vrátane výmeny jadrového

paliva. Uvedené sú informácie potrebné pre vykonanie analýz bezpečnosti dokumentovaných v iných kapitolách BS. Odporúčania ÚJD SR na poskytovanú informáciu, predkladané dôkazy a odporúčania na ich aktualizáciu sú konkretizované v nasledujúcom texte bezpečnostného návodu. Za účelom racionalizácie rozsahu kapitoly BS Reaktor majú byť v BS poskytnuté informácie v súhrnnej forme s odkazmi na iné časti BS alebo na iné dokumenty, v ktorých je možné nájsť podrobnú informáciu.

Držiteľ povolenia má vykonať nezávislé overenie bezpečnostného hodnotenia pred jeho použitím držiteľom povolenia alebo predložením na ÚJD SR (MAAE, GSR Part 4, požiadavka č. 21 /9/). Overenie bezpečnosti vykonávajú právnické osoby alebo fyzické osoby nezávislé od tých, ktoré vyhotovili projekt.

Odporúčania na projekt aktívnej zóny jadrového reaktora a projekt riadenia reaktivity a odstavenia reaktora sú uvedené v bezpečnostnom štandarde MAAE SSR-2/1, požiadavky č. 43-46 /8/ a DS488 „Design of Reactor Core for Nuclear Power Plants“. Prehľad projektových kritérií pre jadrové palivo a aktívnu zónu reaktorov VVER a ich porovnanie s kritériami pre západné tlakovo-vodné reaktory je v dokumente MAAE TECDOC No. 1381 /10/. Prehľad kritérií pre jadrové palivo a aktívnu zónu západných tlakovo-vodných reaktorov je v dokumente NEA CSNI/R(2012)3 /11/.

6.1 Súhrnný opis reaktora

V BS je uvedený súhrnný opis mechanického, neutrónovo-fyzikálneho a termicko-hydraulického správania sa hlavných častí reaktora vrátane jadrového paliva, regulácie reaktivity a príslušných systémov merania a regulácie. Opis zahŕňa nezávislé i vzájomne ovplyvnené správanie a bezpečnostné funkcie systémov, konštrukcií a komponentov. Poskytnutý je prehľad dôležitých projektových a prevádzkových charakteristík a vlastností reaktora, materiálov, uvažovaných záťaží, použitých metód hodnotenia, najdôležitejších použitých analytických nástrojov a výsledkov vykonaných experimentov.

6.2 Projekt systému jadrového paliva

Systém jadrového paliva obsahuje palivové prútky s palivovými tabletkami, palivové prútky s palivovými tabletkami s vyhorievajúcim absorpčným materiálom neutrónov, obalové rúrky (pokrytie) palivových prútikov, pružiny, koncovky, plniaci plyn, mriežky, vodiace alebo oporné rúrky, koncové hlavice palivových článkov (kaziet) s pružinami, obálky palivových kaziet (ak sú použité), upevňovacie komponenty a mechanické orgány regulácie reaktivity. Vo väzbe na mechanické orgány regulácie reaktivity patria k systému jadrového paliva aj časti siahajúce až do miesta pripojenia spojovacích mechanizmov pohonov mechanických regulačných orgánov.

Projekt systému jadrového paliva má obsahovať opis vlastností a správania sa systému jadrového paliva a hodnotiť jeho bezpečnosť. Rozsah požadovanej informácie je uvedený v nadväzujúcom texte.

6.2.1 Opis konštrukcie systému jadrového paliva

Opis konštrukcie systému jadrového paliva má byť previazaný s preukázaním naplnenia relevantných požiadaviek kladených na kvalitu vybraných zariadení a sprievodnú technickú dokumentáciu vybraných zariadení ustanovených v Prílohe č. 7 a Prílohe č. 8 vyhlášky č. 431/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 104/2016 Z. z. /4/.

Opis konštrukcie systému jadrového paliva má poskytnúť nasledujúcu informáciu:

- a) typ reaktora, pre ktorý je jadrové palivo určené a základné požiadavky na prostredie, do ktorého sú palivové články určené,
- b) účel systému jadrového paliva a spôsob, akým je systém/konštrukcia včlenená do JZ,
- c) bezpečnostné funkcie systému jadrového paliva,
- d) základné technické údaje, základné geometrické údaje (rozmery), základné fyzikálne údaje (hmotnosť paliva, palivového článku, palivového prútika, kazety HRK) a materiály použité v konštrukcii systému jadrového paliva; pri tom je potrebné uviesť počiatočné obohatenie štípných izotopov (U-235 a ďalších, ak sú použité), obsah a rozloženie vyhorievajúcich absorpčných materiálov,
- e) schémy systému jadrového paliva a jeho najdôležitejších komponentov (alebo odkazy na konštrukčné výkresy), z ktorých je zrejmé usporiadanie, fyzické umiestnenie, rozmery a odchýlky rozmerov,
- f) systém orientácie palivového článku a jeho orientácie voči reaktoru,
- g) konštrukčné opatrenia, ktoré zabraňujú nesprávnej orientácii a umiestneniu palivových prútikov v palivovom článku alebo palivových článkov v aktívnej zóne,
- h) kategorizácia systému jadrového paliva a jeho komponentov do bezpečnostných tried a ich seizmická kategorizácia,
- i) prevádzkové aspekty, ktoré zahŕňujú súvislosti s prevádzkou iných systémov a konštrukcií, t. j. previazanosť na systém regulácie výkonu reaktora, systém automatických ochrán, zapracovanie bezpečnostných systémov, blok ochranných rúr, pohony kaziet HRK a pod.

V prípade, že dané údaje a charakteristiky sú uvedené v nejakom inom dokumente, tak postačuje sa na daný dokument odvolať a v opise konštrukcie systému jadrového paliva v BS uviesť len súhrnnú informáciu.

6.2.2 Technické zdôvodnenie systému jadrového paliva

Zhrnuté sú technické požiadavky, požiadavky technických predpisov a technických noriem, bezpečnostné požiadavky, požiadavky všeobecne záväzných právnych predpisov, požiadavky dozorných orgánov, požiadavky držiteľa povolenia i medzinárodné odporúčania aplikované v projekte systému jadrového paliva (vrátane požiadaviek na seizmickú kategorizáciu a kvalifikáciu).

Uvedené sú východiská projektu a ciele spoľahlivosti, zásady, pravidiel, prístupov i princípy uplatnené v projekte systému jadrového paliva (Príloha č. 3 časť B bod I. písm. A. vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/). Preukázané je ich splnenie.

Treba preukázať že v projekte systému jadrového paliva sú implementované všeobecné požiadavky na projekt jadrového zariadenia relevantné pre systém jadrového paliva. To zahŕňa uvedenie dôkazov a konštatácií potvrdzujúcich, že projekt systému jadrového paliva je v súlade so zadaním na projekt a spĺňa bezpečnostné požiadavky, požiadavky všeobecne záväzných právnych predpisov, požiadavky dozorných orgánov, zohľadňuje požiadavky držiteľa povolenia vrátane všetkých normalizovaných technických podmienok a medzinárodných odporúčaní, najmä z hľadiska dodržiavania jadrovej bezpečnosti a prevádzkovej spoľahlivosti (Príloha č. 3 časť B bod I. písm. A. ods. 1 a ods. 2 vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/).

Palivové prútky a palivové články majú byť projektované tak, aby si zachovali konštrukčnú integritu a uspokojivo odolali opotrebovaniu, očakávanej úrovni radiácie a ďalším podmienkam v aktívnej zóne jadrového reaktora v kombinácii so všetkými ostatnými procesmi negatívne ovplyvňujúcimi správanie systému jadrového paliva a jeho materiálov, ktoré môžu nastať počas prevádzkových stavov (normálna a abnormálna prevádzka) (SSR-2/1, požiadavka č. 43 /8/). Procesy, ktoré môžu nastať počas prevádzkových stavov a mali by byť uvažované, že môžu negatívne ovplyvniť správanie systému jadrového paliva a jeho materiálov, sú charakterizované v bezpečnostnom štandarde MAAE SSR-2/1, ods. 6.1 /8/.

Uvedený je zoznam hraničných/obáľkových scenárov, s ktorými projekt uvažuje počas prevádzky (Príloha č. 3 časť B bod I. písm. A. ods. 12 vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/).

Uvedené sú projektové ohraničenia, medze, limity a podmienky (Príloha č. 3 časť B bod I. písm. A. ods. 10, 13 a 16 vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/) aplikované v projekte systému jadrového paliva (napr. bezpečnostný limit výkonu reaktora a ďalšie výkonové a teplotné limity, pevnostné limity, limity na prietok chladiva cez reaktor, limity na aktivitu chladiva v primárnom okruhu, limity na riadenie reaktivity, kritériá na medzné porušenie palivových prútkov a únik štiepných produktov a ďalšie), ktoré môžu obmedzovať alebo mať vplyv na spoľahlivú prevádzku a bezpečnosť.

Projektové ohraničenia a limity majú byť zlučiteľné s kľúčovými fyzikálnymi parametrami zariadení dôležitých pre bezpečnosť JZ a stanovené pre všetky prevádzkové stavy (normálna prevádzka a abnormálna prevádzka) a havarijné podmienky (SSR-2/1, požiadavka č. 15 /8/) uvažované v projekte.

Projektové kritériá, limity a podmienky treba zdôvodniť (Príloha č. 3 časť B bod I. písm. A. ods. 16) vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/). Môžu byť vyjadrené formou explicitných čísel alebo všeobecných podmienok. Postačuje, keď v technickom zdôvodnení je uvedené znenie kritéria, znenie limitu a podmienky, jeho účel a spôsob kontroly uvedených limitov. Preukázanie použitých kvantitatívnych alebo kvalitatívnych hodnôt môže byť riešené formou odkazov na dokumenty, odkiaľ boli dané

hodnoty prevzaté alebo kde sú odvodené. Držiteľ povolenia, resp. žiadateľ o povolenie, však má referenčné dokumenty uchovávať a v prípade potreby ich sprístupniť pre ÚJD SR.¹⁾

Poskytnutá je súhrnná informácia o materiáloch obsiahnutých v komponentoch systému jadrového paliva, správaní sa materiálov a ich interakciách s inými materiálmi použitými v konštrukcii systému jadrového paliva a s chladivom. Tiež sú uvedené požiadavky na kvalitu a chemickú stabilitu materiálov. Mala by byť preukázaná zlučiteľnosť materiálov. Špecifické charakteristiky materiálov môžu byť uvedené v dokumentácii, na ktorú sú v technickom zdôvodnení urobené odkazy.

Technické zdôvodnenie má obsahovať vlastnosti a funkčné charakteristiky systému/konštrukcie jadrového paliva vyjadrené jeho správaním pri definovaných podmienkach. To znamená, že v dokumentácii je zhrnuté správanie, charakteristiky a vlastnosti systému jadrového paliva, jeho komponentov a materiálov (Príloha č. 3 časť B bod II. písm. A. ods. 5 písm. b) vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/) pri normálnej prevádzke, abnormálnej prevádzke i havarijných podmienkach uvažovaných v projekte tak, aby bola pokrytá celá oblasť predpokladaných zmien parametrov (zmeny teploty, opotrebovanie, ožiarenie, záťaž, vibrácie, hĺbka vyhorenia jadrového paliva a starnutie materiálov).

K uvádzaným charakteristikám a vlastnostiam systému jadrového paliva a materiálov (Príloha č. 3 časť B bod II. písm. A. ods. 5 písm. b) vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/) musia byť poskytnuté ich neistoty (t. j. neistota meraní, presnosť výpočtu, tolerancie pri výrobe a montáži).

Tie charakteristiky a vlastnosti systému jadrového paliva a jeho materiálov, ktoré nie sú všeobecne známe, musia byť v dostatočnom rozsahu podložené prevádzkovými skúsenosťami, výsledkami po-prevádzkového skúmania alebo výsledkami experimentov (Príloha č. 3 časť B bod II. písm. A. ods. 5 písm. c) vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/) a to pre celú oblasť ich platnosti (napr. závislosť vlastností zirkóniových zliatin do teploty 1 200 °C, závislosť od vyhorenia jadrového paliva do maximálneho projektového vyhorenia, závislosť od ožiarenia alebo korózie). Dôkazové dokumenty držiteľ povolenia, resp. žiadateľ o povolenie, uchováva a v prípade potreby ich sprístupní ÚJD SR. Za výsledky skúmania charakteristík a vlastností systému jadrového paliva sa považujú aj výsledky získané pre podobné materiály použité v iných, už overených konštrukciách.

Systém jadrového paliva a jeho materiály musia mať také vlastnosti, ktoré zaručia bezpečnú prevádzku JZ počas celej projektovej životnosti, predchádzanie udalostiam a ochranu zdravia osôb v JZ, obyvateľstva a životného prostredia (Príloha č. 3 časť B bod I. písm. A ods. 6 vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/).

¹⁾ Správy zo zahraničných pracovných ciest, prezentácie z konferencií alebo záznamy z pracovných stretnutí nie sú považované za dostačujúce dôkazné zdroje informácií pre účely správneho konania; k hodnotnému zdroju informácií patria napr. oficiálne výskumno-vývojové správy, rozbor, analýzy podložené experimentmi, osvedčenia, alebo odborné publikácie v renomovaných časopisoch.

V dokumentácii má byť obsiahnutá nasledujúca informácia týkajúca sa vlastností a charakteristík systému/konštrukcie jadrového paliva a jeho materiálov (v prípade, že dané vlastnosti a charakteristiky sú uvedené v nejakom inom dokumente, tak postačuje sa na daný dokument odvolať a v BS uviesť len súhrnnú informáciu):

a) Pokrytie palivového prútika

1. geometrické rozmery vrátane tolerancií,
2. použité materiály vrátane ich chemického zloženia,
3. mechanické vlastnosti (modul pružnosti, Poissonova konštanta, pevnosť, ťažnosť, medza pevnosti pri tečení, tvrdosť), vplyv teploty, korózie (štiepných produktov), hydrogenácie a ožiarenia na mechanické vlastnosti,
4. termicko-fyzikálne vlastnosti (teplota tavenia, tepelná vodivosť, hustota, merné teplo, lineárna rozťažnosť) a vplyv teploty na termicko-fyzikálne vlastnosti,
5. krivky závislosti medzi napätím a deformáciou, vrátane limitných hodnôt,
6. vibrácie a únava materiálu nimi spôsobená,
7. chemické vlastnosti, oxidácia povrchu pokrytia, produkcia tepla pri chemických reakciách.

b) Palivo a palivová tabletká vrátane vyhorievajúceho absorpčného materiálu neutrónov

1. geometrické rozmery vrátane tolerancií,
2. použité materiály vrátane ich chemického a izotopického zloženia, dôležité technické detaily konštrukcie,
3. termicko-fyzikálne vlastnosti (teplota tavenia, tepelná vodivosť, hustota, merné teplo, lineárna rozťažnosť) a vplyv teploty a ožarovania na termicko-fyzikálne vlastnosti,
4. účinky zhusťovania paliva a jeho objemové napúchanie v dôsledku generovania a migrácie produktov štiepenia v závislosti od vyhorenia jadrového paliva,
5. chemické vlastnosti,
6. izotopické zloženie vyhorievajúceho absorpčného materiálu neutrónov.

c) Správanie palivových prútikov

1. vplyv výkonu, zmien výkonu a ožiarenia na uvoľňovanie plynných a prchavých produktov štiepenia z paliva do voľných objemov palivového prútika,
2. veľkosť voľných objemov v palivových prútikoch pre hromadenie produktov štiepenia, veľkosť medzery medzi palivom a pokrytím palivového prútika, tepelná vodivosť medzery, vplyv teploty a ožarovania na vlastnosti medzery, počiatkový tlak plynu v palivových prútikoch (horúci/studený stav).

d) Dištančné, nosné a ochranné mriežky a obálky palivových článkov (ak sú použité)

1. konštrukčné rozmery a použité materiály vrátane ich chemického zloženia,

2. mechanické, chemické, fyzikálne, tepelné a ďalšie vlastnosti materiálov, vplyv teploty a ožiarenia na tieto vlastnosti,
3. vplyv použitých materiálov na bilanciú neutrónov,
4. vibrácie a únava materiálu s nimi spojená,
5. chemická kompatibilita s ostatnými komponentmi aktívnej zóny vrátane chladiva.

e) Palivové články

1. konštrukčné riešenie, rozmery, hmotnosť vrátane tolerancií, použité materiály vrátane ich chemického zloženia, dôležité technické detaily konštrukcie,
2. uvažované seizmické zaťaženie priradené k lokalite umiestnenia JZ,
3. termicko-hydraulické charakteristiky, prietokové prierezy, koeficienty hydraulických odporov,
4. kritické tepelné toky a ich experimentálne zdôvodnenie, korelácie na ich výpočet, rozsah platnosti a neistoty.

f) Mechanické orgány regulácie reaktivity

1. použité materiály vrátane ich chemického zloženia, dôležité technické detaily konštrukcie,
2. uvažované seizmické zaťaženie priradené k lokalite umiestnenia JZ,
3. termicko-fyzikálne vlastnosti absorpčných materiálov (vrátane hafnia a bórovej ocele, ak sú v projekte použité),
4. kompatibilita absorpčných materiálov s materiálmi pokrytia palivových prútikov a obálok palivových článkov (ak sú v projekte použité),
5. pevnostné a deformačné charakteristiky v závislosti na namáhaní materiálov,
6. účinky teploty a ožiarenia na absorpčné materiály.

g) Systém jadrového paliva

1. dovoľené maximálne vyhorenie,
2. dovoľená doba pobytu v reaktore na výkone (maximálny počet odpracovaných kampaní).

Poskytnutá informácia musí preukázať súlad projektu systému jadrového paliva s príslušnými technickými normami, všeobecne záväznými právnymi predpismi, požiadavkami dozorného orgánu i cieľmi spoľahlivosti JZ z hľadiska bezpečnosti (Príloha č. 3 časť B bod I. písm. D. ods. 1 vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/).

V projekte systému/konštrukcie jadrového paliva, mechanických regulačných orgánov, vyhoriavajúceho absorpčného materiálu a palivových článkov majú byť uvažované všetky bezpečnostne významné vzájomné interakcie (mechanické, fyzikálne, chemické) medzi jadrovým palivom, pokrytím palivových prútikov a chladivom. Je potrebné zohľadniť pôsobenie teploty, tlaku, ožiarenia, štiepných produktov, korózie, statických a dynamických

mechanických záťaží vrátane seizmického zaťaženia, vibrácií spôsobených prúdením chladiva, záťaží spôsobených prenosom tepla, zmeny charakteristík použitých materiálov ako aj neistoty v použitých údajoch, výpočtoch, výrobe a montáži (SSR-2/1, ods. 6.1 /8/). Vplyv tepelných účinkov na systém jadrového paliva má byť rešpektovaný uvážením takých veličín ako je maximálna teplota paliva a pokrytia palivového prútika, tepelná vodivosť paliva a pokrytia, tepelná vodivosť medzery medzi palivom a jeho pokrytím v závislosti na vyhorení jadrového paliva a na prevádzkových podmienkach.

Technické zdôvodnenie projektu systému jadrového paliva musí byť previazané s požiadavkami na kvalitu vybraných zariadení a sprievodnú technickú dokumentáciu vybraných zariadení uvedenými v Prílohe č. 7 a Prílohe č. 8 vyhlášky č. 431/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 104/2016 Z. z. /4/).

Sprievodná dokumentácia k technickému zdôvodneniu by mala zahŕňať napr. správy/doklady o vlastnostiach a zložení materiálov, správy o bezpečnostnej kvalifikácii, odolnosti proti korózii, odolnosti voči pôsobeniu prostredia, výsledky experimentov s ich opisom, analýzy, rozbor, podporné výpočty, výsledky verifikácie a validácie softvéru pre oblasť jeho použitia, požiadavky na výrobu, požiadavky na kompletizáciu, kontroly a podobne. Uvádzané bibliografické odkazy majú byť úplné a presné, aby dokument, na ktorý je urobený odkaz bol identifikovateľný a získateľný.

Špecifikované sú hraničné hodnoty tepelnej vodivosti jadrového paliva v závislosti od teploty a tepelnej vodivosti medzery medzi palivom a pokrytím palivového prútika vrátane ich neistôt pre ich použitie v analýzach bezpečnosti očakávaných udalostí a havarijných podmienok uvažovaných v projekte.

6.2.3 Bezpečnostné hodnotenie systému jadrového paliva

Bezpečnostné hodnotenie obsahuje zhrnutie požiadaviek na projekt a preukazuje, že predmetný systém jadrového paliva je v súlade s koncepciou ochrany do hĺbky a je schopný plniť v projekte stanovené funkcie. Hodnotenie má byť založené na kombinácii preukázania splnenia príslušných kritérií prostredníctvom analýz bezpečnosti a/alebo skúškami/experimentmi, ktoré potvrdzujú existenciu bezpečnostnej rezervy a tým aj bezpečnosť prevádzky systému jadrového paliva.

V projekte aktívnej zóny jadrového reaktora a s ňou spojených riadiacich systémov a bezpečnostných systémov musí byť na hodnotenie bezpečnosti použitý konzervatívny prístup (Príloha č. 3 časť B bod II. písm. A. ods. 4 vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/).

Bezpečnostné hodnotenie má preukázať, že palivové prútiky, palivové články a všetky vnútro-reaktorové časti sú navrhnuté, vyrobené a zmontované tak, aby odolali statickým účinkom a dynamickým účinkom pri prevádzkových stavoch a havarijných podmienkach (iných ako sú ťažké havárie), a to v rozsahu potrebnom na zaistenie dostatočného chladenia aktívnej zóny, bezpečného odstavenia jadrového reaktora, udržanie podkritickosti a nebránili zasunutiu kaziet HRK, resp. regulačných tyčí, ak sú v projekte použité (SSR-2/1, požiadavka

č. 44 /8/ tiež aj Príloha č. 3 časť B bod II. písm. A. ods. 4 písm. a) vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/).

Bezpečnostné hodnotenie projektu systému jadrového paliva musí preukázať, že stanovené najvyššie parametre, ktoré slúžia ako základ projektovania ďalších zariadení, nie sú prekročené počas stavu normálnej prevádzky, pri abnormálnej prevádzke a udalostiach typu projektové havárie (Príloha č. 3 časť B bod II. písm. A. ods. 5 písm. a) vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/).

Bezpečnostné hodnotenie musí vychádzať z vlastností použitých materiálov a možných kombinácií chemických, tepelných, radiačných, pevnostných a hydraulických vplyvov na tieto materiály, z účinkov statického zaťaženia a dynamického zaťaženia vznikajúcich pri normálnej prevádzke, abnormálnej prevádzke, pri očakávaných udalostiach bez odstavenia reaktora a havarijných podmienkach uvažovaných v projekte a z presnosti výpočtov, výroby a montáže (Príloha č. 3 časť B bod II. písm. A. ods. 5 písm. b) vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/).

Bezpečnostné hodnotenie má pokrývať palivový cyklus do zavezenia jadrového paliva do AZ a jeho prevádzky, projektové palivové vsádzky a očakávané vyhorenie jadrového paliva.

Údaje použité v bezpečnostnom hodnotení musia byť v dostatočnom rozsahu podložené experimentálnymi alebo prevádzkovými skúsenosťami (Príloha č. 3 časť B bod II. písm. A. ods. 5 písm. c) vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/).

Projektové kritériá pre jadrové palivo a aktívnu zónu, ktorých splnenie treba preukázať, sú zhrnuté v Prílohe k tomuto bezpečnostnému návodu. Pokrývajú odporúčania MAAE uvedené v dokumente SSR-2/1, ods. 6.2 a ods. 6.3 i požiadavka č. 44 /8/.

Bezpečnostné hodnotenie systému jadrového paliva má obsahovať nasledujúce informácie a analýzy (v prípade, že požadovaná informácia a príslušné analýzy sú uvedené v nejakom inom dokumente, tak postačuje sa na daný dokument odvolať a v BS, kapitola Reaktor, uviesť len súhrnnú informáciu):

a) Pokrytie palivových prútikov

1. analýza vnútorného a vonkajšieho tlaku pôsobiaceho na palivový prúťik a napätia v pokrytí palivových prútikov pri normálnej i abnormálnej prevádzke a havarijných podmienkach uvažovaných v projekte s dôrazom na zmeny výkonu reaktora, teplotné prechodové procesy, havárie so stratou tlaku v primárnom okruhu a uvoľnením reaktivity,
2. citlivosť na možné chemické reakcie, vrátane hydrogenácie a pôsobenia produktov štiepenia a usadzovania nečistôt,
3. korózna odolnosť, vodíkové krehnutie a oxidácia povrchu,
4. statické a dynamické záťaž, analýza vibrácií (mechanické a spôsobené prúdením chladiva),

5. cyklické zaťažovanie a únava materiálu ním spôsobená, opotrebovanie a odieranie pokrytia,
6. degradácia materiálov pokrytia v dôsledku prenosu hmoty,
7. ohyb a skrútenie palivových prútikov v dôsledku tepelných vplyvov, radiačných vplyvov a vplyvov zmien rozmerov spôsobených tečením materiálu pokrytia palivových prútikov, vplyv ohybu palivových prútikov (angl. „bowing“) na bezpečnosť prevádzky systému jadrového paliva,
8. dôsledky nerovnováhy medzi výkonom reaktora a jeho odvodom do chladiča,
9. radiačná stabilita pokrytia,
10. kolaps následkom tečenia materiálu a zmrštenie (angl. „creep down“),
11. zmeny rozmerov palivových prútikov pri zmenách teploty a výkonu reaktora, relaxácia paliva.

b) Palivo

1. rozmerová stabilita paliva,
2. citlivosť na chemické pôsobenie, vrátane možného praskania paliva od pôsobenia chladiča prenikajúceho do palivového prútika pri netesnosti jeho pokrytia,
3. tepelná stabilita paliva, vrátane zhustovania, fázových zmien a tepelnej rozťažnosti,
4. radiačná stabilita paliva, vrátane radiačného objemového rastu paliva a uvoľňovania plynných a prchavých produktov štiepenia.

c) Správanie sa palivových prútikov

1. mechanická interakcia paliva a pokrytia palivových prútikov,
2. skúsenosti v oblasti vyhorenia a s ním súvisiaceho porušenia palivových prútikov so zvážením odpovedajúcich tepelných podmienok, ktoré sa zakladajú na skúsenostiach s prevádzkou daného typu jadrového paliva a na výsledkoch dlhodobých ožarovacích skúšok vyrobeného jadrového paliva a skúšobných vzoriek,
3. lokálne a celkové priebehy teploty paliva a pokrytia palivových prútikov v závislosti na vyhorení, tepelnom zaťažení,
4. analýza možných vplyvov náhlych teplotných prechodových procesov na netesné palivové prútiky, obsahujúce vlhkosť pod pokrytím alebo palivových prútikov s vysokým tlakom plynov pod pokrytím,
5. analýza teplotných efektov vznikajúcich pri prechodových procesoch, ktoré môžu viesť k ohnaniu alebo k inému poškodeniu palivových prútikov, kaziet HRK, regulačných tyčí (ak sú v projekte použité) alebo ich konštrukčných častí,
6. analýza uvoľňovania energie so započítaním energie z možných chemických reakcií, ktorá môže viesť k taveniu palivových prútikov,

7. analýza uvoľňovania energie a vzniku následného tlakového rázu, ktorý môže viesť k roztrhnutiu netesného palivového prútika, obsahujúceho chladivo a k rozptýleniu paliva do obklopujúceho chladiva,
8. analýza správania palivových prútikov pri blokovanií prietoku chladiva cez palivový článok,
9. termicko-mechanická analýza odozvy palivových prútikov na udalosť typu havária so stratou chladiva (angl. „LOCA“), odhad počtu a miery poškodenia palivových prútikov,
10. termicko-mechanická analýza odozvy palivových prútikov na udalosť typu havária s uvoľnením reaktivity, odhad počtu a miery poškodenia palivových prútikov.

d) Mriežky (dištančné, nosné, ochranné)

1. rozmerová stabilita s uvážením pôsobiacich tepelných, chemických a radiačných vplyvov,
2. zaťažovanie pružín dištančných mriežok a ich pôsobenie na dištančné mriežky.

e) Palivové články

1. analýza účinkov zaťaženia spôsobeného uložením palivových článkov v aktívnej zóne reaktora,
2. analýza rázového účinku vyvolaného udalosťou typu LOCA havária a seizmického zaťaženia priradeného k lokalite umiestnenia JZ,
3. analýza zaťaženia vznikajúceho pri manipulácii s palivom, vrátane prípadu nesprávneho nastavenia manipulačných nástrojov.

f) Kazety HRK a regulačné tyče (ak sú v projekte použité)

1. tepelná stabilita absorpčného materiálu vrátane fázových zmien a tepelnej rozťažnosti,
2. radiačná stabilita absorpčného materiálu s uvážením radiačného objemového rastu,
3. možné chemické reakcie,
4. citlivosť na chemické interakcie,
5. analýza rázového účinku vyvolaného udalosťou typu LOCA havária a seizmického zaťaženia priradeného k lokalite umiestnenia JZ.

g) Systém jadrového paliva

1. zoznam parametrov, ktoré je potrebné sledovať počas prevádzky reaktora na výkone, aby boli zabezpečené požiadavky na bezpečné prevádzkovanie jadrového paliva.

Analýzy udalostí typu projektové havárie musia zohľadňovať neurčitost' použitých parametrov zabezpečujúcu konzervatívnot' výsledkov analýz (Príloha č. 3 časť B bod II. písm. E. ods. 6 vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/).

Opísané a zhodnotené sú výsledky po-prevádzkového skúmania vlastností a charakteristík ako aj experimentálneho overenia správania sa palivových prútikov. Experimenty majú

pokryvať hraničné podmienky uvažované v projekte JZ pre udalosti typu projektové LOCA havárie a udalosti s uvoľnením kladnej reaktivity. Postačuje, keď v bezpečnostnom hodnotení je uvedená len súhrnná informácia a urobený odkaz na dokumenty s podrobnejšou informáciou.

Projekt systému jadrového paliva musí byť overený na podobných predchádzajúcich aplikáciách (Príloha č. 3 časť B bod I. písm. D. ods. 1 vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/). Opísané sú výsledky hodnotenia životnosti palivových článkov, kaziet HRK a regulačných tyčí (ak sú v projekte použité). Životnosť musí byť v dostatočnom rozsahu podložená skúškami a prevádzkovými skúsenosťami. To má pokrývať očakávanú dobu prevádzkovania jadrového paliva v aktívnej zóne.

Poskytnuté bibliografické odkazy na zdrojové dokumenty s podrobnou informáciou o vykonaných analýzach, experimentoch, skúškach a získaných skúsenostiach sú presné a úplné, aby bol referenčný dokument identifikovateľný a získateľný.

6.2.4 Analytické metódy, výpočtové programy, modely a analýzy

Poskytnutý je opis použitých metód, analytických nástrojov, výpočtových programov a modelov, vstupných údajov, predpokladov, podmienok a korelácií použitých na výpočet správania, charakteristík a vlastností systému jadrového paliva alebo na hodnotenie jadrovej bezpečnosti. Uvedené sú výsledky verifikácie a validácie výpočtových metód, programov i modelov (GSR Part 4, požiadavka č. 18 /9/) aplikáciou na prevádzkovaných JZ a experimentoch. Uvedené sú štandardné odchýlky alebo štatistické neistoty spojené s použitím výpočtových korelácií, výpočtových programov a experimentálnych meraní. Ocenená je presnosť napočítaných výsledkov. Odporúčania ÚJD SR na verifikáciu a validáciu výpočtových programov sú uvedené v bezpečnostnom návode BN 1/2019 Požiadavky na zabezpečovanie kvality softvéru pre analýzy bezpečnosti (4. vydanie – revidované a doplnené) /12/.

Postačuje, keď v opise je uvedená len súhrnná informácia a urobený odkaz na iné dokumenty s podrobnejšou informáciou. Bibliografické odkazy sú presné a úplné, aby bol referenčný dokument identifikovateľný a získateľný.

6.2.5 Program sledovania stavu jadrového paliva

Opísané sú požiadavky, programy a zhodnotenú sú činnosti určené na sledovanie a vyhodnocovanie stavu systému jadrového paliva počas jeho prevádzky (napr. tesnosť pokrytí palivových prútikov alebo aktivita chladiva v primárnom okruhu).

Sú stanovené kritériá na netesnosť jadrového paliva a ďalší postup v prípade netesnosti (t. j. jeho pokračovanie v prevádzke, jeho vyradenie z prevádzky, jeho umiestnenie v hermetickom puzdre).

Opísané sú požiadavky určené na skúmanie ožiareného jadrového paliva, ožiarených palivových prútikov, resp. prútikov obsahujúcich vyhorievajúci absorpčný materiál, kaziet HRK, tyčí s absorpčným materiálom (ak sú v projekte použité), obálok palivových článkov (ak sú v projekte použité) a vodiacich rúr pre kazety HRK.

6.2.6 Program monitorovania, kontrol a skúšok

Uvedený je program zabezpečovania kvality systému jadrového paliva u výrobcu a požiadavky na spôsob a rozsah jeho preverovania vykonávaný držiteľom povolenia (žiadateľom o povolenie) (Príloha č. 1 písm. aa) vyhlášky č. 431/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 104/2016 Z. z. /4/).

Opísané sú požiadavky na program skúšok a kontrol systému jadrového paliva u výrobcu, rozsah, spôsob evidencie a uchovávanía výsledkov skúšok a kontrol za účelom overenia projektových charakteristík systému jadrového paliva a jeho komponentov, vrátane integrity pokrytia palivových prúťokov, rozmerov, obohatenia paliva, jeho rozmiestnenia, koncentrácie vyhoriavajúcich absorpčných materiálov, zloženia absorpčných materiálov a všetkých dôležitých projektových a prevádzkových charakteristík systému jadrového paliva (Príloha č. 1 písm. u) vyhlášky č. 431/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 104/2016 Z. z. /4/).

Opísaný je program kontrol palivových prúťokov, palivových článkov, kaziet HRK (regulačných tyčí), po ich doprave na JZ (Príloha č. 4 časť B bod I. písm. H. ods. 1 vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/).

Opisy sú previazané s preukázaním splnenia požiadaviek na kvalitu vybraných zariadení a požiadaviek na sprievodnú technickú dokumentáciu vybraných zariadení uvedenými v Prílohe č. 7 a Prílohe č. 8 vyhlášky č. 431/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 104/2016 Z. z. /4/). V prípade, že dané opisy a dôkazy sú uvedené v nejakom inom dokumente, tak postačuje sa na daný dokument odvolať.

6.3 Jadrový projekt

Jadrový projekt má obsahovať opis projektu neutrónovo-fyzikálnych vlastností a správania sa aktívnej zóny reaktora a hodnotiť neutrónovo-fyzikálnu bezpečnosť aktívnej zóny. Rozsah požadovanej informácie je uvedený v nadväzujúcom texte.

6.3.1 Opis jadrového projektu

Opísané majú byť základné neutrónovo-fyzikálne vlastnosti a charakteristiky systému jadrového paliva a aktívnej zóny ako je rozloženie obohatenia paliva, rozloženie vyhoriavajúcich absorpčných materiálov neutrónov a fyzikálne charakteristiky mriežky, palivových článkov a riadenia reaktivity, ktoré sú relevantné pre stanovenie parametrov jadrového projektu, podielu oneskorených neutrónov, doby života neutrónov, dĺžky palivovej kampane, vyhorenia paliva, schémy výmeny paliva, rýchlosti zavádzania absorpčných materiálov a ich vzťah k dochladzovaniu a prechodový proces na xenóne.

V prípade, že dané opisy a charakteristiky sú uvedené v nejakom inom dokumente, tak postačuje sa na daný dokument, odvolať a v BS, kapitola Opis jadrového projektu, uviesť len súhrnnú informáciu.

6.3.2 Technické zdôvodnenie jadrového projektu

Identifikované sú technické požiadavky, požiadavky technických predpisov a technických noriem, bezpečnostné požiadavky, požiadavky všeobecne záväzných právnych predpisov, požiadavky dozorných orgánov i medzinárodné odporúčania použité v jadrovom projekte.

Uvedené sú východiská projektu a ciele spoľahlivosti, zásady, pravidlá, prístupy i princípy uplatnené v jadrovom projekte (Príloha č. 3 časť B bod I. písm. A. vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/).

Uvedené sú projektové ohraničenia, medze, kritériá, limity a podmienky (Príloha č. 3 časť B bod I. písm. A. vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/) uplatnené v jadrovom projekte a projekte systémov regulácie reaktivity vrátane ich limitných hodnôt pre maximálny prevádzkový výkon (reaktora, palivového prútika, tabletky), maximálny lineárny výkon, dovolený skok lineárneho výkonu, koeficienty nerovnomernosti rozloženia výkonu, vyhorenie jadrového paliva/palivového prútika/palivovej tabletky, dobu pobytu paliva v aktívnej zóne (AZ), prebytok reaktivity, rýchlosť a veľkosť uvoľňovania reaktivity, koeficienty reaktivity, riadenie rozloženia výkonu, vnášanie a rýchlosť vnášania zápornej reaktivity, neutrónovo-fyzikálnu stabilitu aktívnej zóny, prietok chladiva a jeho rozloženie. Uvedené sú požiadavky na vyhoriavajúce absorpčné materiály, prevádzkové rozloženie mechanických regulačných orgánov, časový priebeh vyhorenia a jeho možné rozloženie v aktívnej zóne, priebeh palivovej kampane, vyhoriavanie otráv a xenónu a opatrenia pre havarijné odstavenie reaktora.

Projektové ohraničenia a limity majú byť zlučiteľné s kľúčovými fyzikálnymi parametrami zariadení dôležitých pre bezpečnosť JZ a stanovené pre všetky prevádzkové stavy a havarijné podmienky (SSR-2/1, požiadavka č. 15 /8/) uvažované v projekte a v rozšírení projektu. Projektové ohraničenia a limity majú byť v súlade s príslušnými národnými a medzinárodnými štandardmi a požiadavkami dozorného orgánu (SSR-2/1, ods. 5.4 /8/).

Projektové kritériá, limity a podmienky musia byť písomne zdôvodnené (Príloha č. 3 časť B bod I. písm. A. ods. 16 vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/). Môžu byť vyjadrené formou explicitných čísel alebo všeobecných podmienok. Postačuje, keď v BS je uvedené znenie ohraničenia, medze alebo kritéria, jeho účel a spôsob kontroly. Preukázanie použitých kvantitatívnych alebo kvalitatívnych hodnôt môže byť v BS riešené formou odkazov na zdrojové dokumenty, odkiaľ boli dané hodnoty prevzaté alebo kde sú odvodené. Držiteľ povolenia, resp. žiadateľ o povolenie, však má referenčné dokumenty so zdôvodneniami uchovávať a v prípade potreby ich sprístupniť pre ÚJD SR.

Poskytnutá informácia musí preukázať súlad projektu systému jadrového paliva s príslušnými technickými normami, všeobecne záväznými právnymi predpismi, požiadavkami dozorného orgánu i cieľmi spoľahlivosti JZ z hľadiska bezpečnosti (Príloha č. 3 časť B bod I. písm. D. ods. 1 vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/).

V projekte mechanických orgánov regulácie reaktivity má byť zohľadnené ich opotrebovanie a vplyv radiácie, vyhorenia jadrového paliva, zmeny fyzikálnych vlastností aktívnej zóny a použitých materiálov i produkcia plynov (SSR-2/1, ods. 6.5 /8/).

Maximálna veľkosť uvoľnenia kladnej reaktivity a rýchlosť jej nárastu v prevádzkových stavoch a havarijných podmienkach, vrátane možnej sekundárnej kritickosti, ktoré nezahŕňajú degradáciu aktívnej zóny reaktora, má byť obmedzená alebo kompenzovaná, aby sa zabránilo zlyhaniu tlakovej hranici systému chladenia reaktora pre udržanie funkcie chladenia a významnému poškodeniu aktívnej zóny reaktora (SSR-2/1, ods. 6.6 /8/).

Podporná dokumentácia k technickému zdôvodneniu by mala zahrňovať napr. výsledky experimentov, meraní, skúšok, analýzy, podporné výpočty, výsledky verifikácie a validácia softvéru a podobne. Uvádzané bibliografické odkazy sú úplné a presné, aby dokument resp. záznam, na ktorý je urobený odkaz, bol identifikovateľný a získateľný.

Opis jadrových charakteristík projektu má pozostávať z nasledovných častí, ktorých obsah je špecifikovaný v nadväzujúcom texte. V prípade, že dané opisy sú uvedené v nejakom inom dokumente, tak postačuje sa na daný dokument, odvolať a v technickom zdôvodnení uviesť len súhrnnú informáciu.

6.3.2.1 Palivové cykly

Opísaná je stratégia palivového cyklu. Uvedené sú typy a charakteristiky palivových článkov, z ktorých budú realizované jednotlivé palivové vsádzky.

Vykonaný je rozbor a stručne opísaná metodika výpočtu, použité programy a základné výpočtové predpoklady použité vo výpočte palivového cyklu. Poskytnutá je kvantitatívna informácia o izotopických zmenách v jadrovom palive, zmenách koncentrácie vyhorievajúceho absorpčného materiálu neutrónov, otráv, produkcii nových štiepných materiálov a ich vplyve na neutrónovo-fyzikálne charakteristiky aktívnej zóny.

Vykonaný je rozbor relatívnych chýb alebo neistôt spojených s výpočtom vyššie uvedených charakteristík a uvedená je následná činnosť v prípade nesúladu.

6.3.2.2 Rozloženie výkonu

Vykonaný je rozbor a uvedená metodika výpočtu, použité programy a základné výpočtové predpoklady použité vo výpočte rozložení výkonu. Poskytnutá je kvantitatívna informácia o vypočítaných prevádzkových výkonových rozloženiach a ich zmenách počas prevádzky (jednotlivé palivové vsádzky) vrátane rozloženia výkonu v palivových prútikoch a palivových článkoch i v aktívnej zóne ako celku, informácie o axiálnom a radiálnom rozložení výkonu a neoddeliteľných parametroch s vplyvom na radiálne a axiálne rozloženie výkonu. Zahrnuté sú informácie o zmenách koncentrácie xenónu (tvorba, rozpad, vyhorievanie a jeho prerozdelenie) a xenónové oscilácie a ich vplyv na neutrónovo-fyzikálne charakteristiky aktívnej zóny. Údaje sú poskytnuté pre nominálne i hraničné hodnoty parametrov, začiatok a koniec prevádzky a čas, keď vyhorí absorpčný materiál v jadrovom palive. Tieto informácie sú poskytnuté v takom rozsahu a úplnosti, ktorý zaručuje, že podmienky výpočtu a prevádzkové

rozloženia výkonu pre jednotlivé vsádzky sú plne opísané a účinky všetkých dôležitých parametrov ovplyvňujúcich rozloženie výkonu sú dostatočne charakterizované.

V prípade výkonového piky v mieste spoja palivovej a absorpčnej časti kazety HRK je analyzovaná jeho veľkosť. Pre jednotlivé vsádzky je stanovený povolený rozsah polôh kaziet HRK počas normálnej prevádzky.

Obsiahnutá je závislosť dovoleného lineárneho výkonu a dovoleného skoku lokálneho lineárneho výkonu v závislosti od hĺbky vyhorenia jadrového paliva. Špecifikované sú podmienky a predpoklady, za ktorých boli závislosti stanovené. Závislosti pokrývajú aj kazety HRK (ak sú v projekte použité).

Uvedené sú maximálne hodnoty koeficientov nerovnomernosti rozloženia výkonu a ich zmena počas normálnej prevádzky s uvažovaním nominálnych i hraničných hodnôt parametrov.

Vykonaný je rozbor relatívnych chýb alebo neistôt spojených s výpočtom vyššie uvedených rozložení výkonu. Vysvetlený je účel použitých koeficientov rezerv a uvedené sú ich hodnoty.

Vykonaný je rozbor výsledkov experimentov a meraní na prevádzkovaných reaktoroch rovnakého typu alebo na danom reaktore. Uvedené sú kritéria prijateľnosti výsledkov. Tieto výsledky sú využité v technickom zdôvodnení a bezpečnostnom hodnotení projektu.

Špecifikované je konzervatívne radiálne a axiálne rozloženie neutrónového výkonu (tvar, veľkosť) reprezentatívnych palivových kaziet a použité hodnoty koeficientov nerovnomernosti, pre ustálený stav a pre počiatkové podmienky použité v analýzach bezpečnosti, pre očakávané udalosti a havarijné podmienky uvažované v projekte a v rozšírení projektu. Zahrnuté sú zmeny hodnôt axiálnych koeficientov nerovnomernosti v priebehu palivového cyklu. Pritom je vykonaný rozbor a zdôvodnenie voľby týchto projektových predpokladov vzhľadom ku skôr uvedeným prevádzkovým a limitným rozloženiám so zohľadnením výsledkov analýzy neistôt ich stanovenia.

6.3.2.3 Koeficienty reaktivity a parametre bodovej kinetiky reaktora

Poskytnutá je kvantitatívna informácia o vypočítaných hodnotách koeficientov reaktivity ako aj o parametroch bodovej kinetiky a ich zmenách počas normálnej prevádzky vrátane teplotného koeficientu reaktivity paliva, koeficientov reaktivity moderátora (od hustoty, teploty, tlaku, dutinového efektu), výkonového koeficientu reaktivity, doby života okamžitých neutrónov a efektívneho podielu oneskorených neutrónov. Tieto informácie sú poskytnuté vo forme tabuliek alebo kriviek pokrývajúcich celý rozsah použitých parametrov (teplota, hustota, tlak, výkon, obsah pary) od nábehu bloku zo studeného stavu až po nominálny výkon. Uvedené sú podmienky a predpoklady týkajúce sa stanovenia týchto koeficientov a parametrov ako napr. efektívna teplota paliva pre stanovenie teplotného koeficientu reaktivity paliva, parametre výkonového koeficientu reaktivity, ktorých hodnoty sa uvažujú konštantné, priestorová zmena parametrov a použitý spôsob normovania (váženia) neutrónového toku.

Pre prevádzkové a havarijné podmienky musia byť analyzované dôsledky možného nesymetrického rozloženia neutrónového výkonu v aktívnej zóne na bezpečnosť prevádzky systému jadrového paliva.

Poskytnuté sú dostatočné informácie pre špecifikovanie nominálnych a hraničných hodnôt parametrov, ktoré sú dôležité pre charakterizovanie prevádzkových režimov a stavov JZ, pričom je nutné zobrať do úvahy palivový cyklus, dĺžku kampaní, zasunutie mechanických regulačných orgánov do aktívnej zóny, obsah bóru v chladive, vyhorievajúce absorpčné materiály, rozloženia, hustotu moderátora, atď. Uvedené sú podmienky a predpoklady týkajúce sa stanovenia týchto koeficientov a parametrov.

Vykonaný je rozbor experimentálnych výsledkov a vplyvu neistôt na výsledky výpočtov, ktoré sú podkladom pre technické zdôvodnenie projektu, bezpečnostné hodnotenie a určenie neistôt. Podľa možností sú tiež zhodnotené výsledky experimentálneho overenia veľkosti určených neistôt priamo na danom reaktore. Tam, kde sú obzvlášť dôležité limitné hodnoty koeficientov (napr. v prípade kladných hodnôt koeficientov reaktivity moderátora vo výkonovej oblasti) je nevyhnutné opísať spôsob experimentálneho overenia týchto limitných hodnôt.

Zhrnuté sú nominálne i hraničné hodnoty koeficientov reaktivity, hodnoty parametrov bodovej kinetiky reaktora a neistôt ich stanovenia pre ich použitie v analýzach očakávaných udalostí a havarijných podmienok uvažovaných v projekte JZ s odvolaním sa na vyššie diskutované informácie. Je preukázané, že dané hraničné hodnoty sú dostatočne konzervatívne pre:

- a) analýzy začiatku palivového cyklu a konca palivového cyklu,
- b) analýzy výkonových i nevýkonových prevádzkových režimov a odstavený reaktor,
- c) analýzy, kde sa vyžadujú najviac záporné alebo najviac kladné (prípadne najmenej záporné) koeficienty reaktivity,
- d) analýzy prípadov, v ktorých dochádza k priestorovo nerovnomerným zmenám rozloženia výkonu.

6.3.2.4 Požiadavky na reguláciu reaktivity

Vykonaný je rozbor bilancie reaktivity v aktívnej zóne pre začiatok a koniec palivového cyklu a tam, kde je to potrebné aj pre ďalšie medzičasy. Rozbor uvažuje s takými vplyvmi na reaktivitu ako sú požiadavky na zásobu reaktivity, vrátane očakávanej a minimálnej hodnoty účinnosti mechanických regulačných orgánov, veľkosť reaktivity kompenzovanej vyhorievajúcimi absorpčnými materiálmi, množstvo a jednotková diferenciálna účinnosť bóru v chladive pri rôznych prevádzkových režimoch a stavoch JZ i zaseknutie najúčinniejšieho mechanického orgánu regulácie (napr. kazeta HRK) v hornej koncovej polohe. Uvážené sú teplotné a dutinové efekty moderátora a paliva, vyhorenie a prítomnosť produktov štiepenia, vplyv otravy xenómom a samáriom, vplyv koncentrácie kyseliny trihydroboritej (H_3BO_3), hodnoty zasunutia mechanických regulačných orgánov pri výkonovej prevádzke a neistoty ich stanovenia. Výsledky rozboru sú zhrnuté vo forme tabuliek pre palivové vsádzky.

Vykonaný je rozbor požadovanej a minimálnej zásoby podkritickosti pre odstavenie reaktora v závislosti na čase v priebehu palivovej kampane, vrátane hodnotenia nepresností jej určenia a spôsobu experimentálneho overenia na prevádzkovanom reaktore. Výsledky rozboru sú zhrnuté vo forme tabuliek pre palivové vsádzky.

Opísané a zdôvodnené sú prostriedky a spôsoby regulácie reaktivity pri normálnej prevádzke zahŕňajúce zmenu koncentrácie bóru v chladive, pohyb mechanických orgánov regulácie reaktivity, tyče tvarovania rozloženia výkonu/tyče čiastočnej dĺžky (ak sú v projekte použité) a zmeny prietoku chladiva. Opis regulácie je tiež spracovaný pre fyzikálne a energetické spúšťanie, spúšťanie pri maximálnom obsahu xenónu, prevádzku sledujúcu zaťaženie siete, reguláciu reaktivity pri zmenách obsahu xenónu a tvarovanie výkonu (napr. prerozdelenie xenónu alebo riadením xenónových oscilácií). Uvažované je vyhorievanie jadrového paliva.

6.3.2.5 Konfigurácia mechanických orgánov regulácie a účinnosť riadenia reaktivity

Uvedená je informácia o konfiguráciách (polohách) mechanických orgánov regulácie reaktivity v aktívnej zóne (napr. kazety HRK), ktorých aplikácia sa predpokladá v priebehu palivového cyklu. Informácia obsahuje údaje o rozdelení mechanických regulačných orgánov do skupín, o postupe a rozsahu vyťahovania jednotlivých mechanických regulačných orgánov alebo ich skupín, o požadovaných hraničných hodnotách polôh mechanických regulačných orgánov alebo ich skupín spolu so zdôvodnením týchto hraničných hodnôt, a to v závislosti na výkonových hladinách alebo v závislosti na čase v priebehu palivovej kampane. Uvedené sú i iné dôvody, ktoré sú určujúce pri stanovení hraničných polôh, ako sú napr. hodnoty koeficientov nerovnomernosti a ich zmena v závislosti od polohy regulačnej skupiny.

Špecifikované sú očakávané polohy mechanických regulačných orgánov alebo ich skupín a ich diferenciálna účinnosť/integrálna účinnosť vrátane neistoty jej stanovenia pre nasledujúce podmienky palivových vsádzok: pre kritický stav na nulovom výkone, pre všetky plánované prevádzkové výkonové hladiny až do dosiahnutia nominálneho výkonu, v čase začiatku palivového cyklu a koniec palivového cyklu. Uvedený je opis prípustných odchýlok v konfigurácií mechanických regulačných orgánov pri ich chybných funkciách, pri uviaznutí mechanického regulačného orgánu v určitej polohe alebo pri výskyte odchýlok z iných príčin, napr. z dôvodu tvarovania rozloženia výkonu alebo presadenia kazety HRK/regulačnej tyče. Uvažované sú nominálne aj hraničné hodnoty parametrov.

Pre prípustné usporiadanie mechanických orgánov regulácie reaktivity v aktívnej zóne, vrátane prípustných odchýlok, je pre rôzne hladiny výkonu a pre podmienky začiatku a konca palivového cyklu uvedená maximálna účinnosť mechanických regulačných orgánov a účinnosť vystreleného mechanického regulačného orgánu vrátane neistoty ich stanovenia.

Uvedená je najvyššia kritická teplota moderátora/chladiva, pri ktorej sa očakáva dosiahnutie kritickosti reaktora za podmienky zasunutia mechanických orgánov regulácie do aktívnej zóny bez xenónu a nulovej koncentrácie bóru v chladive. Charakterizované sú podmienky, za ktorých bola daná teplota stanovená.

6.3.2.6 Reaktivita reaktora počas odstávky a výmeny paliva

Prostriedky na odstavenie reaktora majú byť dostatočné na predchádzanie ľubovoľného predvídateľného nárastu reaktivity vedúceho k neúmyselnej kritickosti počas odstávky reaktora, počas operácií výmeny paliva alebo iných rutinných alebo nerutinných operácií v odstavenom stave reaktora (SSR-2/1, ods. 6.11 /8/).

Uvedené sú prostriedky a činnosti zabezpečujúce, že bezpečnostný limit podkritickosti nebude počas výmeny jadrového paliva porušený.

Uvedený je postup výmeny vzhľadom na mechanické regulačné orgány s vplyvom na efektívny koeficient rozmnožovania neutrónov (K_{ef}) alebo reaktivitu.

Uvedená je maximálna hodnota K_{ef} v priebehu výmeny paliva.

Opísané a zdôvodnené sú činnosti zabezpečujúce nepretržitú kontrolu aktívnej zóny jadrového reaktora pri manipuláciách s jadrovým palivom v jadrovom reaktore zahrňujúce kontrolu hustoty toku neutrónov, koncentráciu rozpustného absorbátora neutrónov, výšku hladiny a teplotu chladiva (Príloha č. 4 časť B bod II. písm. C. ods. 6 písm. a) vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/).

6.3.2.7 Neutrónovo-fyzikálna stabilita aktívnej zóny

Obsiahnuté sú výsledky predpovedanej miery stability neutrónového poľa v aktívnej zóne vzhľadom ku xenónovým osciláciám v axiálnom a radiálnom smere počas celého palivového cyklu vrátane neistôt jej stanovenia. Špecifikované sú kritériá určenia stability, resp. nestability. V prípade, keď výsledky hodnotenia ukazujú na možnosť výskytu nestability alebo dosahujú hodnotu na hranici stability, je potrebné detailne opísať, akým spôsobom sú oscilácie identifikované a riadené a ako je zabezpečená ochrana proti prekročeniu bezpečnostných limitov.

6.3.2.8 Ožiarenie tlakovej nádoby

Uvedená je informácia o rozložení a spektre neutrónového toku v aktívnej zóne, na hraniciach aktívnej zóny a v stene tlakovej nádoby reaktora pre odpovedajúce časové intervaly v priebehu doby životnosti reaktora. Tieto informácie sú rozhodujúce pre určenie fluencie neutrónov (počet neutrónov určitej energie dopadajúcich na jednotku plochy).

Pre ožiarenie tlakovej nádoby reaktora a stanovenie teploty krehkého lomu je uvedená informácia o fluencii rýchlych neutrónov na tlakovú nádobu reaktora počas jednotlivých rokov prevádzky reaktora. Taktiež je uvedená metodika jej experimentálneho určenia pre jednotlivé odpracované kampane (roky).

6.3.3 Bezpečnostné hodnotenie jadrového projektu

Bezpečnostné hodnotenie obsahuje zhrnutie požiadaviek na jadrový projekt a preukazuje, že aktívna zóna je schopná plniť v projekte stanovené funkcie. Toto hodnotenie je založené na kombinácii preukázania splnenia príslušných kritérií prostredníctvom analýz bezpečnosti

a/alebo skúškami/experimentmi, ktoré potvrdzujú existenciu bezpečnostnej rezervy a tým aj bezpečnosť prevádzky systému jadrového paliva.

Bezpečnostné hodnotenie má preukázať, že rozdelenie toku neutrónov, ktoré môže nastať v akomkoľvek stave aktívnej zóny reaktora, vrátane stavov, ktoré vznikli po odstavení, počas alebo po výmene paliva ako aj stavov vyvolaných očakávanými prevádzkovými udalosťami a havarijnými podmienkami, ktoré nezahŕňajú degradáciu aktívnej zóny reaktora, je vo svojej podstate stabilné. Požiadavky na riadiaci systém na zachovanie tvaru, úrovni a stability neutrónového toku v rámci špecifikovaných projektových limitov vo všetkých prevádzkových stavoch sú minimalizované (SSR-2/1, požiadavka č. 45 /8/).

Bezpečnostné hodnotenie musí preukázať, že účinnosť výkonových prvkov systému riadenia a ochrany jadrového reaktora pri prevádzke s dostatočnou rezervou zaručuje odstavenie jadrového reaktora a jeho udržanie v podkritickom stave (Príloha č. 4 časť B bod II. písm. C. ods. 2 písm. b) vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/).

Bezpečnostné hodnotenie musí preukázať, že pri použití konzervatívneho prístupu sa pri havarijných podmienkach neuvolní taký prebytok reaktivity, ktorý by mohol viesť k nekontrolovateľnej štiepnej reakcii a je možné bezpečne uviesť jadrový reaktor do podkritického stavu a udržať ho v tomto stave (Príloha č. 3 časť B bod II. písm. A. ods. 4 písm. c) vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/).

Účinnosť, rýchlosť zásahu a bezpečnostná rezerva prostriedkov pre odstavenie reaktora má byť taká, aby špecifikované projektové ohraničenia a limity na jadrové palivo neboli prekročené (SSR-2/1, ods. 6.7 /8/).

Pri posudzovaní primeranosti prostriedkov na odstavenie reaktora je potrebné zväžiť poruchy, ktoré môžu vzniknúť kdekoľvek v zariadení a mohli by spôsobiť nefunkčnosť časti zariadenia na odstavenie reaktora (napr. porucha zasúvania mechanického regulačného orgánu) alebo by mohli viesť k zlyhaniu po spoločnej príčine (SSR-2/1, ods. 6.8 /8/).

Prostriedky na odstavenie reaktora musia pozostávať najmenej z dvoch rôznych a nezávislých systémov (SSR-2/1, ods. 6.9 /8/).

Aspoň jeden z dvoch odlišných systémov na odstavenie reaktora má byť schopný sám o sebe udržať reaktor podkritický s primeranou rezervou a s vysokou spoľahlivosťou, a to aj pre podmienky aktívnej zóny reaktora s najväčšou reaktivitou (SSR-2/1, ods. 6.10 /8/).

Zhrnuté a opísané sú experimentálne výsledky rádio-chemickej analýzy vyhorelého jadrového paliva. Výsledky analýzy majú slúžiť na určenie zdrojového člena pre rádiologické analýzy udalostí typu projektové havárie a udalostí v podmienkach rozšíreného projektu vrátane ťažkých havárií.

Projektové kritériá pre jadrové palivo a aktívnu zónu, ktorých splnenie je potrebné preukázať sú zhrnuté v Prílohe k tomuto bezpečnostnému návodu.

Postačuje, keď v bezpečnostnom hodnotení je uvedená len súhrnná informácia a urobený odkaz na iné dokumenty s podrobnejšou informáciou.

6.3.4 Analytické metódy, výpočtové programy, modely a analýzy

Poskytnutý je opis použitých metód, analytických nástrojov, výpočtových programov a modelov, vstupných údajov, predpokladov, podmienok a korelácií použitých na výpočet neutrónovo-fyzikálnych vlastností aktívnej zóny vrátane regulácie a riadenia reaktivity a efektov spojených s vyhorením jadrového paliva alebo hodnotenie jadrovej bezpečnosti. Do opisu výpočtových programov a modelov by mali byť zahrnuté i metódy určenia takých parametrov ako sú účinné prierezy záchytu neutrónov. Uvedené sú výsledky verifikácie a validácie výpočtových metód, programov a modelov (GSR Part 4, požiadavka č. 18 /9/) aplikáciou na prevádzkovaných JZ a experimentoch. Uvedené sú štandardné odchýlky alebo štatistické neistoty spojené s použitím výpočtových korelácií, výpočtových programov a experimentálnych meraní. Ocenená je presnosť napočítaných výsledkov. Odporúčania ÚJD SR na verifikáciu a validáciu výpočtových programov sú uvedené v bezpečnostnom návode BN 1/2019 Požiadavky na zabezpečovanie kvality softvéru pre analýzy bezpečnosti (4. vydanie – revidované a doplnené) /12/.

Postačuje, keď v BS je uvedená len súhrnná informácia a urobený odkaz na iné dokumenty s podrobnejšou informáciou. Bibliografické odkazy sú presné a úplné, aby bol referenčný dokument identifikovateľný a získateľný.

6.3.5 Zmeny

Uvedený je zoznam všetkých zmien projektových charakteristík a vlastností aktívnej zóny reaktora, použitých výpočtových metód, údajov alebo ďalších informácií, ktoré sú dôležité pre určenie hlavných projektových parametrov alebo sa odlišujú od predchádzajúcej praxe v projektovaní reaktorov. Spolu je priložený i zoznam ovplyvnených parametrov. Detailné informácie o podstate i vplyve vyššie uvedených zmien na projekt a bezpečnosť sú opísané v dokumentácii systému manažérstva kvality. Požiadavky na riadenie zmien v systéme manažérstva kvality sú ustanovené v § 9 vyhlášky č. 431/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 104/2016 Z. z. /4/.

6.4 Tepelný a hydraulický projekt

V tejto časti BS je opísaný tepelný a hydraulický projekt systému chladenia reaktora a zhodnotená termicko-hydraulická bezpečnosť aktívnej zóny. Rozsah požadovanej informácie je uvedený v nadväzujúcom texte.

6.4.1 Opis tepelného a hydraulického projektu systému chladenia reaktora

Uvedené sú tepelné a hydraulické charakteristiky palivových článkov, aktívnej zóny reaktora, hlavného cirkulačného čerpadla a primárneho okruhu v rozsahu:

- a) opis systému chladenia reaktora,
- b) objem hlavných komponentov primárneho okruhu (tlaková nádoba reaktora, primárne potrubie, PG, KO),

- c) geodetické výšky hlavných komponentov primárneho okruhu
- d) dĺžky potrubí primárneho okruhu,
- e) minimálne prietokové prierezy hlavných komponentov,
- f) hydraulická charakteristika hlavného cirkulačného čerpadla vrátane jej závislosti od zmeny frekvencie siete,
- g) prietok chladiva každou prietokovou trasou (prietok v každej slučke hlavného cirkulačného okruhu, prietok chladiva cez aktívnu zónu, palivový článok, kazety HRK (ak sú v projekte použité), obtokové prietoky, prietok medzi šachtou aktívnej zóny a stenou tlakovej nádoby reaktora, atď.),
- h) stacionárne rozloženie tlakov a teplôt v primárnom okruhu a aktívnej zóne počas normálnej prevádzky na nominálnom výkone reaktora vrátane neistôt ich stanovenia.

Postačuje, keď v BS je uvedená len súhrnná informácia s opisom tepelného a hydraulického projektu systému chladenia reaktora a v BS je urobený odkaz na iný dokument, kde je uvedená podrobná informácia (napr. databáza na spracovanie termicko-hydraulických analýz).

6.4.2 Technické zdôvodnenie tepelného a hydraulického projektu

Identifikované sú technické požiadavky, požiadavky technických predpisov a technických noriem, bezpečnostné požiadavky, požiadavky všeobecne záväzných právnych predpisov, požiadavky dozoru a medzinárodné odporúčania použité v termicko-hydraulickom projekte aktívnej zóny ako aj požiadavky uplatnené v súvisiacom termicko-hydraulickom projekte chladiaceho systému jadrového reaktora.

Uvedené sú východiská projektu a ciele spoľahlivosti, zásady, pravidlá, prístupy i princípy uplatnené v projekte tepelného a hydraulického projektu (Príloha č. 3 časť B bod I. písm. A. vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/).

Uvedené sú projektové ohraničenia, medze, kritériá, limity a podmienky (Príloha č. 3 časť B bod I. písm. A. vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/) aplikované v tepelnom a hydraulickom projekte (napr. prietok chladiva cez aktívnu zónu (reaktor) a jeho rozloženie, rýchlosť prúdenia chladiva, tepelný výkon v aktívnej zóne a jeho rozloženie, teplota chladiva, lineárne tepelné zaťaženie, maximálna teplota jadrového paliva a pokrytia palivových prútikov, rezerva do krízy prestupu tepla a hydraulická stabilita).

Projektové kritériá, limity a podmienky musia byť písomne zdôvodnené (Príloha č. 3 časť B bod I. písm. A. ods. 16 vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/). Môžu byť vyjadrené formou explicitných čísel alebo všeobecných podmienok. Postačuje, keď preukázanie použitých kvantitatívnych alebo kvalitatívnych hodnôt je technikom zdôvodnení riešené formou odkazov na zdrojové dokumenty, odkiaľ boli dané hodnoty prevzaté alebo kde sú odvodené. Držiteľ povolenia, resp. žiadateľ o povolenie, však má referenčné zdrojové dokumenty so zdôvodneniami uchovávať a v prípade potreby ich predložiť na ÚJD SR.

Informácia poskytnutá v technickom zdôvodnení musí preukázať súlad tepelného a hydraulického projektu systému jadrového paliva s príslušnými technickými normami, všeobecne záväznými právnymi predpismi, požiadavkami dozorného orgánu i cieľmi spoľahlivosti JZ z hľadiska bezpečnosti (Príloha č. 3 časť B bod I. písm. D ods. 1 vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/).

Podporná dokumentácia by mala zahrňovať napr. výsledky experimentov, meraní, skúšok, analýzy, rozbor, zdôvodnenia, podporné výpočty, výsledky verifikácie a validácie softvéru a podobne. Uvádzané bibliografické odkazy majú byť úplné a presné, aby dokument, na ktorý je urobený odkaz, bol identifikovateľný a získateľný.

Technické zdôvodnenie tepelného a hydraulického projektu má pozostávať z opisu tepelného a hydraulického projektu aktívnej zóny a opisu tepelného a hydraulického projektu systému chladenia reaktora, ktorých obsah je špecifikovaný v nadväzujúcom texte.

V prípade, že dané opisy sú uvedené v nejakom inom dokumente, tak postačuje sa na daný dokument, odvolať a v technickom zdôvodnení uviesť len súhrnnú informáciu.

6.4.2.1 Opis tepelného a hydraulického projektu aktívnej zóny reaktora

Uvedený je opis tepelných a hydraulických charakteristík aktívnej zóny reaktora vyplývajúcich z projektu a poskytnuté je ich zdôvodnenie. Rozbor a zdôvodnenia sú spracované pre normálnu prevádzku na výkone, pre nominálne aj hraničné hodnoty parametrov, pokiaľ nie je uvedené inak. Požadovanú informáciu je praktické rozčleniť do siedmych častí (a) až g)) uvedených nižšie.

a) Rozloženie výkonu, prietoku a teploty chladiva v aktívnej zóne, palivových článkoch a bunkách

Vykonaný je rozbor a uvedená je metodika výpočtu, použité programy, základné výpočtové predpoklady a výpočtové výsledky rozloženia prietoku chladiva v aktívnej zóne vrátane škrtenia prietoku na vstupe do palivových článkov, rozloženie výkonu, tepelných tokov, teplôt, špecifickej i relatívnej entalpie chladiva, teplôt v palive a pokrytí palivových prútikov pre reprezentatívne palivové vsádzky, palivové články a palivové prútiky. Zahrnuté je rozloženie výkonu po kazetách a vo vybraných reprezentatívnych kazetách tiež po prútikoch vrátane rozloženia po výške aktívnej zóny.

Vykonaný je rozbor a uvedená je metodika výpočtu, použité programy, základné výpočtové predpoklady a výpočtové výsledky rozloženia výkonu, tepelných tokov, teplôt, prietoku chladiva, špecifickej i relatívnej entalpie chladiva pre reprezentatívne palivové vsádzky a najzatťaženejšie bunky vo zväzku palivových prútikov. Výsledky sú poskytnuté pre začiatok a koniec palivovej kampane a moment, keď vyhori absorpčný materiál neutrónov.

Uvedené sú hodnoty koeficientov rezerv vrátane koeficientu rezervy do krízy prestupu tepla a koeficientov nerovnomernosti rozloženia výkonu a ich porovnanie vzhľadom na projektové ohraničenia.

Do rozboru je zahrnutý vplyv zmien v rozložení tepelného výkonu v aktívnej zóne v priebehu palivovej vsádzky.

Opísaná je metodika stanovenia a výpočtu parametrov horúceho kanála zahrňujúca ich neistoty. Uvedený je spôsob sledovania daných parametrov monitorovacím systémom na jadrovej elektrárni.

b) Obsah pary v chladive

V dokumentácii je jednoznačne uvedené, či tepelný a hydraulický projekt aktívnej zóny dovoľuje alebo nedovoľuje var chladiwa vrátane povrchového varu v aktívnej zóne alebo jej časti počas normálnej prevádzky.

V prípade, že projekt aktívnej zóny dovoľuje var chladiwa, tak v technickom zdôvodnení sú uvedené základné výpočtové predpoklady a vypočítané axiálne a radiálne rozloženie hmotnostného a objemového podielu pary v aktívnej zóne reaktora. Špecifikovaný je vypočítaný stredný podiel pary a maximálne prípustný podiel pary v aktívnej zóne, resp. v bunke palivového článku.

c) Bezpečnosť vzhľadom ku vzniku krízy prestupu tepla

Špecifikované sú metódy, modely a podmienky pre určenie kritických tepelných tokov a neurčitostí výpočtov/experimentov. Vykonaný je rozbor a uvedené sú základné výpočtové predpoklady a bezpečnostné rezervy vzhľadom ku kritickým tepelným tokom v tepelne najzaťaženejších miestach aktívnej zóny reaktora.

Uvedená je bezpečnostná rezerva do krízy prestupu tepla pre hraničné hodnoty parametrov a ich neistôt. Opísaná je metodika sledovania daného parametra na jadrovej elektrárni.

d) Lineárny tepelný výkon

Uvedený je maximálny výkon palivového článku a palivového prútika, stredná a maximálna hodnota lineárneho tepelného výkonu a jej porovnanie vzhľadom na projektové ohraničenie. Opísaný je spôsob zvažovania faktorov horúceho kanálu a informácií o rozložení výkonu pri určovaní maximálnych hodnôt lineárneho tepelného výkonu.

e) Tlaková strata chladiwa v aktívnej zóne a hydraulické zaťaženie

Spracovaný je rozbor a uvedené sú základné výpočtové predpoklady a tlakové straty v/na aktívnej zóne, koeficienty hydraulického odporu palivových článkov, kaziet HRK (ak sú v projekte použité), primárneho okruhu a ich jednotlivých častí, hydraulické zaťaženia a neistoty ich stanovenia. Uvedené sú závislosti hydraulického zaťaženia od prietoku chladiwa. Posúdená je zmena prietoku chladiwa cez aktívnu zónu jadrového reaktora v závislosti od palivových vsádzok.

f) Neistoty pri určovaní parametrov

Vykonaná je analýza neistôt spojených s určovaním maximálnych alebo limitných podmienok pri vykonávaní termicko-hydraulických analýz a výsledné neistoty stanovenia

prietoku systémom chladenia reaktora, rozloženia výkonu, tepelných tokov, teplôt chladiva, paliva a pokrytia palivových prútikov a tlakových rozdielov.

g) Deformácia rozloženia výkonu

Obsiahnutý je rozbor rezervy pri stanovení koeficientov nerovnomernosti, ktorý má brať do úvahy dôsledky deformácií výkonu a ktorý zabezpečuje, že limitné hodnoty výkonov nebudú pri normálnej ani abnormálnej prevádzke prekročené. Ďalej sú opísané opatrenia na zníženie výkonu pri výskyte nepriaznivých deformácií v rozložení výkonu a uvedené sú kritéria na určenie bezpečných prevádzkových hladín.

6.4.2.2 Opis tepelného a hydraulického projektu systému chladenia reaktora

Opísaný je tepelný a hydraulický projekt systému chladenia reaktora a dané je jeho zdôvodnenie počas normálnej prevádzky pre nominálne i hraničné parametre. Požadovanú informáciu je praktické rozčleniť do častí uvedených nižšie.

6.4.2.3 Rozloženie tlaku, teploty a prietoku chladiva v cirkulačných slučkách

Vykonaný je rozbor a uvedené sú základné podmienky a výsledky rozloženia prietoku chladiva, rýchlosti prúdenia chladiva, rozloženie tlaku a teplôt chladiva v hlavnom cirkulačnom okruhu pre reprezentatívnu palivovú vsádzku a normálnu prevádzku na výkone vrátane neistôt ich stanovenia.

6.4.2.4 Prevádzkové obmedzenie čerpadiel

Uvedené sú obmedzenia na prevádzku hlavných cirkulačných čerpadiel.

6.4.2.5 Prevádzkový diagram teplota – výkon a prietok – výkon

Opísaná je metodika výpočtu výstupných teplôt chladiva z reaktora a z palivových článkov vrátane príslušných limitných hodnôt.

Uvedený a opísaný je prevádzkový diagram teplota – výkon a výkon – prietok chladiva cez reaktor. Uvažované sú i dôsledky zníženého prietoku chladiva cez aktívnu zónu pri prevádzkyschopnosti obmedzeného počtu hlavných cirkulačných čerpadiel a zmeny frekvencie v sieti.

6.4.2.6 Súhrn tepelných a hydraulických charakteristík

Obsiahnutý je súhrn tepelných a hydraulických charakteristík aktívnej zóny a systému chladenia reaktora pre spracovanie deterministických analýz bezpečnosti udalostí uvažovaných v projekte.

6.4.3 Bezpečnostné hodnotenie tepelného a hydraulického projektu

Bezpečnostné hodnotenie tepelného a hydraulického projektu reaktora a systému chladenia reaktora (primárneho okruhu) má preukázať, že systém chladenia reaktora je schopný plniť v projekte stanovené funkcie. Toto hodnotenie má byť založené na kombinácii preukázania splnenia príslušných kritérií prostredníctvom analýz bezpečnosti a/alebo

skúškami/experimentmi, ktoré potvrdzujú existenciu bezpečnostnej rezervy a tým aj bezpečnosť prevádzky systému jadrového paliva.

Vykonané je porovnanie projektových ohraničení s maximálnymi výpočtovými hodnotami pre normálnu prevádzku a nominálne i hraničné hodnoty parametrov. To zahŕňa teplotu chladiva na vstupe do aktívnej zóny, prietok chladiva cez jadrový reaktor a palivové články, tlakové rozdiely, lineárny výkon a maximálny výkon palivového prútika a prípadne ďalšie ohraničenia.

Projektové kritériá pre jadrové palivo a aktívnu zónu, ktorých splnenie treba preukázať sú zhrnuté v Prílohe k tomuto bezpečnostnému návodu.

Diskutované je splnenie kritéria/cieľa spoľahlivého chladenia aktívnej zóny počas normálnej prevádzky pre hraničné hodnoty parametrov. Tie zahŕňujú podmienky maximálneho lineárneho tepelného výkonu a minimálneho prietoku cez reaktor.

Bezpečnostné hodnotenie zahŕňa informácie obsiahnuté v nasledujúcich častiach.

V prípade, že dané opisy sú uvedené v nejakom inom dokumente, tak postačuje sa na daný dokument, odvolať a v bezpečnostnom hodnotení uviesť len súhrnnú informáciu.

6.4.3.1 Kritický tepelný tok

Opísaná je metodika výpočtu kritických tepelných tokov a experimentálne overenie použitých korelácií (vzťahov). Pozornosť je venovaná vplyvom konštrukcie mriežok a výpočtovým metódam použitým pri určovaní miešania chladiva a vplyvu axiálneho rozloženia výkonu.

V tepelných a hydraulických analýzach aktívnej zóny sú uvedené a zhodnotené hodnoty kritických tepelných tokov, bezpečnosť do vzniku krízy prestupu tepla a vzťahu pre určenie kritických výkonových hladín.

6.4.3.2 Hydraulika aktívnej zóny a prietok chladiva

Dokumentácia obsahuje informáciu:

- a) rozbor výsledkov skúšok prúdenia na modeloch a reaktoroch daného typu (tlakové straty rôznych prietokových trás vo vnútri reaktora a rozdelenie prietoku na vstupe do aktívnej zóny/palivových článkov),
- b) dôsledky čiastočného alebo úplného odpojenia hlavnej cirkulačnej slučky (slučiek).

Namerané/napočítané charakteristiky systému chladenia reaktora, berúc do úvahy hraničné hodnoty parametrov pre normálnu prevádzku, zmeny frekvencie siete a nepresnosť ich stanovenia, sú zhodnotené vzhľadom na projektové ohraničenia a limity.

6.4.3.3 Vplyv rozloženia výkonu

Uvedený je rozbor axiálneho a radiálneho rozloženia výkonu na tepelné a hydraulické charakteristiky. Zároveň sú uvedené výsledky analýzy ukazujúce, ktoré mechanické regulačné orgány majú najväčší vplyv na tepelné limity reaktora.

6.4.3.4 Hydraulická stabilita prúdenia chladiva

Diskutovaná je hydraulická nestabilita systému chladenia jadrového reaktora, vplyv nečistôt v aktívnej zóne a v chladive počas normálnej prevádzky vrátane prevádzky s jednou alebo viacerými odpojenými slučkami primárneho okruhu.

Diskutovaná je hydraulická nestabilita systému chladenia jadrového reaktora počas normálnej prevádzky v podmienkach dochladzovania prirodzenou cirkuláciou.

6.4.4 Analytické metódy, výpočtové programy, modely a analýzy

Poskytnutý je opis použitých metód, analytických nástrojov, výpočtových programov a modelov, vstupných údajov, predpokladov, podmienok, korelácií použitých na výpočet termicko-hydraulických vlastností, charakteristík a správania aktívnej zóny a systému chladenia jadrového reaktora alebo hodnotenie jadrovej bezpečnosti. Uvedené sú výsledky verifikácie a validácie výpočtových metód, programov a modelov (GSR Part 4, požiadavka č. 18 /9/) aplikáciou na prevádzkovaných JZ a experimentoch. Odporúčania ÚJD SR na verifikáciu a validáciu výpočtových programov sú uvedené v bezpečnostnom návode BN 1/2019 Požiadavky na zabezpečovanie kvality softvéru pre analýzy bezpečnosti /12/.

Uvedený je rozbor neistôt spojených s určením maximálnych alebo limitných podmienok pri vykonávaní tepelných a hydraulických analýz a výsledné neistoty stanovenia prietoku v systéme chladenia reaktora, rozloženia výkonu, tepelných tokov, teplôt chladiva, paliva a pokrytia palivových prútikov a tlakových rozdielov. Ocenená je nepresnosť napočítaných výsledkov.

Tam, kde je to žiadúce, BS odkazuje na iné dokumenty s podrobnejšou informáciou.

6.4.5 Skúšky a overovanie

Uvedený je rozbor metód skúšok a overovacích testov použitých na preukázanie toho, že predpokladané tepelné a hydraulické charakteristiky aktívnej zóny a systému chladenia jadrového reaktora sú alebo budú dosiahnuté a zostanú v požadovaných medziach v priebehu celej palivovej kampane. Zhrnuté sú výsledky skúšok a testov a vykonané je ich zhodnotenie. To má potvrdiť, že tepelné a hydraulické charakteristiky aktívnej zóny a systému chladenia reaktora sú alebo budú dosiahnuté a zostanú v požadovaných medziach v priebehu celej palivovej kampane.

Skúšky a testy majú byť previazané s požiadavkami na kvalitu vybraných zariadení a s požiadavkami na sprievodnú technickú dokumentáciu vybraných zariadení (Príloha č. 7 a Príloha č. 8 vyhlášky č. 431/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 104/2016 Z. z. /4/).

Opis sa môže odvolávať na iné dokumenty, kde je poskytnutá podrobnejšia alebo doplňujúca informácia.

6.5 Projekt systémov regulácie reaktivity, odstavenia reaktora a merania

V tejto sekcii BS je opísaný projekt systémov regulácie reaktivity, odstavenia reaktora a systémy kontroly, merania a sledovania stavu aktívnej zóny. Rozsah požadovanej informácie je uvedený v nadväzujúcom texte.

6.5.1 Funkčnosť systému regulácie reaktivity a odstavenia reaktora

V opise projektu systémov na reguláciu (riadenie) reaktivity má byť preukázané, že systémy regulácie reaktivity vrátane podporných systémov na ich pohon a chladenie sú navrhnuté a inštalované spôsobom, ktorý zaručuje požadovanú funkčnú prevádzkyschopnosť a sú náležite izolované od iných zariadení, ktoré by mohli zamedziť vykonávanie riadenia reaktivity. Okrem toho by mali byť opísané projektové limity a vykonané zhodnotenie projektu systému riadenia reaktivity, odstavenia a monitorovania stavu aktívnej zóny reaktora.

Pre technické zdôvodnenie systému regulácie reaktivity, s ktorou sa uvažuje v analýzach bezpečnosti, je poskytnutá nasledujúca dopĺňujúca informácia:

- a) hodnotenie funkčnej spôsobilosti systému overené analýzami bezpečnosti pre: dobu prevádzky systému; minimálnu prevádzkyschopnosť systému vyhovujúcu predpokladom analýz bezpečnosti i scenárom s podmienkami prostredia, pre ktoré je funkčnosť systému overená,
- b) preukázanie, že fyzická separácia zariadenia i kvalifikačné požiadavky na účinky prostredia sú dostatočné na vykonanie tých bezpečnostných funkcií, ktoré sú požadované počas a po vzniku udalostí vyvolaných vonkajšími a vnútornými ohrozeniami, napr. seizmickej udalosti, požiaru, vnútorných záplav i vo vnútri generovaných letiacich predmetov,
- c) analýza jedinej poruchy, ktorá preukazuje splnenie ustanovených požiadaviek na kritérium jedinej poruchy,
- d) analýza spoľahlivosti (vrátane porúch so spoločnou príčinou), ktorá preukazuje, že spoľahlivosť systému je dostatočná na zaistenie a splnenie zamýšľaných bezpečnostných funkcií daného systému.

Vo väzbe na riadenie reaktivity sú opísané systémy havarijného chladenia aktívnej zóny. Je preukázané, že systémy plnia stanovenú bezpečnostnú funkciu kontroly reaktivity. Požadovaná informácia môže byť uvedená v inom dokumente, na ktorý je v BS urobený odkaz.

6.5.2 Systémy kontroly, merania a sledovania stavu aktívnej zóny

V dokumentácii musí byť preukázané, že obsluha JZ má dostatočné informácie o stave aktívnej zóny reaktora a o rýchlosti zmien dôležitých parametrov ovplyvňujúcich jadrovú bezpečnosť (Príloha č. 4 časť B bod II. písm. C. ods. 2 písm. d) vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /3/). Opísané prístrojové vybavenie a špecifikované kontroly na zabezpečenie toho, že prostriedky na odstavenie reaktora sú vždy v stave stanovenom pre daný stav JE (SSR-2/1, ods. 6.12 /8/).

Požadovaná informácia môže byť uvedená v inom dokumente, na ktorý je urobený odkaz a v BS je uvedená len súhrnná informácia.

6.5.2.1 Systém kontroly a merania výkonu

Opísaný je systém vnútro-reaktorovej kontroly neutrónového toku a vybraných parametrov jadrového projektu, koeficientov nerovnomernosti a axiálneho rozloženia výkonu.

Uvedené sú prostriedky na detekciu rozloženia neutrónového toku v aktívnej zóne a jeho zmeny pre účely uistenia sa, že v aktívnej zóne nie sú oblasti, kde by mohli byť prekročené projektové ohraničenia alebo limity (SSR-2/1, ods. 6.4 /8/).

Uvedený je vzťah rozloženia výkonu k meracej technike. Analyzovaná je dostatočnosť počtu snímačov, ich umiestnenie (vrátane prípustných porúch), použité vzťahy medzi výstupnými signálmi zo snímačov a koeficientmi nerovnomernosti, vzťahy medzi kalibračnými metódami a chybami údajov snímačov, vzťahy medzi prevádzkovými postupmi a špecifickými prevádzkovými limitnými hodnotami, limitné hodnoty axiálnej a obvodovej asymetrie a zdôvodnenie nastavenia hodnôt pre výstražné signály. Tieto informácie sú nutné k preukázaniu, že existuje dostatok údajov pre stanovenie, sledovanie a udržanie rozložení výkonu v podmienkach normálnej prevádzky v rámci stanovených limitov. Opísané sú všetky výpočty, použité výpočtové programy a počítače podieľajúce sa na transformácií meraní súvisiacich z rozložením výkonu na informáciu o rozložení výkonu. Uvedené je tiež ako často sú tieto výpočty vykonávané, čas potrebný na výpočet a vstupné údaje pre výpočtové programy. Vykonaná je celková kvantitatívna analýza neistôt spojených so vstupnými údajmi a spracovaním informácií použitých na určenie rozloženia výkonu. V analýze je uvažované aj možné zlyhanie prístrojov.

Porovnané je výpočtové rozloženie výkonu v aktívnej zóne s nameraným pre reprezentatívnu palivovú vsádzku.

Uvedený je spôsob merania a indikácie polohy kaziet HRK (resp. regulačných tyčí ak sú v projekte použité), prípadne ich skupín, a neistoty určenia ich polohy.

6.5.2.2 Meranie a sledovanie stavu aktívnej zóny

Zhrnuté sú funkčné požiadavky na vnútro-reaktorové merania i meranie termicko-hydraulických parametrov systému chladenia reaktora dôležitých pre bezpečnosť. Uvedené sú neistoty merania vrátane neistôt stanovenia koeficientov nerovnomernosti rozloženia výkonu v aktívnej zóne. Podrobný opis usporiadania a logiky merania môže byť urobený dokumentácii, na ktorú je urobený odkaz.

Priame merania teploty chladiwa v palivových článkoch a v slučkách primárneho okruhu predstavujú jedinečný zdroj údajov o správaní sa aktívnej zóny, palivových článkov a palivových prútikov. Nahradenie priamych meraní rekonštruovaným modelom v monitorovacích systémoch reba technicky zdôvodniť a podporiť analýzou. Treba preukázať, že nahradenie neznižuje bezpečnosť jadrovej elektrárne.

Zhodnotené sú výsledky získaných meraní. Zhodnotené sú rozdiely medzi nameranými hodnotami a hodnotami získanými teoretickým výpočtom vzhľadom na ich stanovené prípustné rozdiely. Výsledky majú potvrdiť správnosť vopred určeného rozloženia výkonu v aktívnej zóne a teploty chladiva.

6.6 Posúdenie kombinovaného pôsobenia systémov regulácie reaktivity

V tejto sekcii bezpečnostnej správy (BS) sú uvedené významné predpokladané situácie, počas ktorých sú súčasne použité viaceré systémy na reguláciu reaktivity. Posúdené je kombinované pôsobenie systémov.

Zahrnutý je opis základných podmienok a výsledkov analýzy zlyhania, ktorá by mala preukázať, že systémy riadenia reaktivity nie sú náchylné na poruchy so spoločnou príčinou. Analýza má uvažovať zlyhania, ktoré majú pôvod v ľubovoľnom zo systémov regulácie reaktivity/odstavenia reaktora ako aj v iných zariadeniach JZ.

6.7 Komponenty konštrukcie aktívnej zóny

Táto sekcia bezpečnostnej správy (BS) opisuje:

- a) systém komponentov konštrukcie aktívnej zóny, definovaný ako všeobecné externé detaily jadrového paliva, ktorý zahŕňa súbory do ktorých je jadrové palivo zmontované, súvisiace komponenty potrebné na polohovanie jadrového paliva a vnútro-reaktorové konštrukcie, vrátane samostatných opatrení na moderovanie/tienenie a umiestnenie jadrového paliva,
- b) fyzikálne a chemické vlastnosti materiálov použitých v systéme komponentov konštrukcie aktívnej zóny, vrátane neutrónovo-fyzikálnych, termicko-hydraulických, mechanických a pevnostných charakteristík komponentov,
- c) očakávanú odozvu komponentov konštrukcie aktívnej zóny na statické a dynamické zaťaženie a správanie sa týchto komponentov vzhľadom na projektové ohraničenia a limity spolu s opisom vplyvu ožiarovania a korózie/erózie na schopnosť komponentov náležite plniť ich funkcie počas životnosti JE,
- d) významné pod-systémové komponenty, vrátane samostatných opatrení na moderovanie/tienenie a umiestnenie jadrového paliva,
- e) závery z programov riadenia starostlivosti vrátane prevádzkových kontrol, inšpekcií a monitorovania stavu komponentov konštrukcie aktívnej zóny na plnenie bezpečnostných funkcií.

Uvedené sú odkazy na dokumentáciu, ktorá pokrýva súvisiace aspekty aktívnej zóny a nakladania s jadrovým palivom.

6.8 Prevádzka aktívnej zóny v režimoch sledovania záťaže siete

Poskytnutý je opis režimov sledovania záťaže siete (primárna, sekundárna a terciárna regulácia). Uvedené sú základné charakteristiky režimov a hraničných stavov JZ pre účely regulácie (zmien) výkonu. Uvedené sú požiadavky na prevádzkové podmienky v režimoch sledovania záťaže siete.

Je spracovaná analýza a zhrnuté základné podmienky a výsledky analýzy. Opísané sú charakteristiky systému chladenia jadrového reaktora (neutrónovo-fyzikálne charakteristiky, prevádzkyschopnosť palivových prútikov a palivových článkov) v závislosti na výkonovom zaťažení a zmenách výkonu. Poskytnuté je technické zdôvodnenie preukazujúce možnosti prevádzky JZ v režimoch sledovania zaťaženia siete. Výsledky sú vyhodnotené vzhľadom na projektové ohraničenia, limity a projektové kritériá spoľahlivosti prevádzky.

Opis môže odkazovať na dokumenty, kde je poskytnutá podrobnejšia a doplňujúca informácia.

7 Aktualizácia bezpečnostnej správy

Držiteľ povolenia aktualizuje bezpečnostnú správu (BS) tak, aby odrážala modifikácie JZ, zmenené bezpečnostné požiadavky dozorného orgánu, príslušné všeobecne záväzné právne predpisy, štandardy a normy i nové aplikovateľné poznatky. Aktualizáciu BS treba vykonať v čo najkratšom uskutočniteľnom čase po získaní novej informácie a jej vstúpení do platnosti (RL N3.1 /7/).

Držiteľ povolenia bezpečnostnú správu počas prevádzky JZ pravidelne aktualizuje v rámci periodického hodnotenia jadrovej bezpečnosti podľa § 20 ods. 1 vyhlášky Úradu jadrového dozoru Slovenskej republiky č. 33/2012 Z. z. o pravidelnom, komplexnom a systematickom hodnotení jadrovej bezpečnosti jadrových zariadení v znení neskorších predpisov /5/ a vždy, ak:

- a) došlo k závažnej zmene v projekte JZ,
- b) došlo k závažnej zmene v prevádzkových predpisoch,
- c) zistili sa nové skutočnosti, ktoré závažne menia informácie obsiahnuté v BS.

Pod závažnou zmenou v projekte JZ, vo väzbe na jadrové palivo, sa rozumie napr. použitie zmiešaného jadrového paliva kysličníkov uránu a plutónia, zvýšenie vyhorenia paliva vyvázaného z aktívnej zóny, nepriaznivá zmena v zložení štiepných produktov vo vyhorenom jadrovom palive, zvýšenie nominálneho tepelného výkonu reaktora, použitie bez-obáľkového jadrového paliva alebo zmena, ktorá vyžaduje posúdenie vplyvu JZ na životné prostredie.

8 Citlivé informácie v bezpečnostnej správe

Niektorá informácia dôležitá pre bezpečnosť môže predstavovať tzv. „citlivú informáciu“. Držiteľ povolenia (žiadateľ o povolenie) musí prijať rozhodnutie o obmedzení prezentácie takejto informácie v bezpečnostnej správe alebo prijať opatrenia na ochranu citlivých informácií (§ 3 ods. 16 zákona č. 541/2004 Z. z. v znení neskorších predpisov /1/). Tieto opatrenia môžu zahŕňať obmedzenie prístupu k niektorým časťam bezpečnostnej správy, aby sa zabezpečilo, že informácia, ktorá je verejne dostupná, nebude obsahovať údaje, ktoré by sa mohli zneužiť (t. j. použiť na naplánovanie alebo vykonanie činností s cieľom spôsobiť

narušenie alebo zničenie jadrového zariadenia, a tým nepriaznivo ovplyvniť bezpečnosť verejnosti a spôsobiť ekologickú alebo ekonomickú škodu) alebo viesť k porušeniu práv duševného vlastníctva alebo inak ohroziť obchodné alebo citlivé informácie. Zároveň držiteľ povolenia (žiadateľ o povolenie) musí zabezpečiť, aby opatrenia na ochranu citlivých informácií nebránili komplexnému preskúmaniu bezpečnostnej správy dozorným orgánom; dozorný orgán musí mať prístup ku všetkým informáciám, ktoré sa považujú za potrebné na vykonávanie jeho funkcie.

9 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/ Vyhláška Úradu jadrového dozoru Slovenskej republiky č. 33/2012 Z. z. o pravidelnom, komplexnom a systematickom hodnotení jadrovej bezpečnosti jadrových zariadení v znení neskorších predpisov.
- /6/ U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants, Revision 3. Washington DC: U.S. NRC, 1978, LWR Edition, Regulatory Guide 1.70, Chapter 4 Reactor. [zobrazené 12. apríla 2019]. Dostupné na internete: <https://www.nrc.gov/docs/ML0113/ML011340072.pdf>
- /7/ WENRA, Harmonization of Reactor Safety in WENRA Countries. Report WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors. WENRA, September 2014. Annex 1, Issue N – Safety Analysis Report, p. 36-37. [zobrazené 12. apríla 2019]. Dostupné na internete: http://www.wenra.org/media/filer_public/2016/07/19/wenra_safety_reference_level_for_existing_reactors_september_2014.pdf
- /8/ INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Design. *IAEA Safety Standards Series* No. SSR-2/1 (Rev.1), Vienna: IAEA, 2016, p. 19 a 37-40. [zobrazené 12. apríla 2019]. ISBN 978-92-0-109315-8. ISSN 1020-525X. Dostupné na internete: <https://www.iaea.org/publications/10885/safety-of-nuclear-power-plants-design>
- /9/ INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Assessment for Facilities and Activities. *IAEA Safety Standards Series*, No. GSR Part 4 (Rev.1), Vienna: IAEA, 2016, p. 26 a 28. [zobrazené 12. apríla 2019]. ISBN 978-92-0-109115-4. ISSN 1020-525X. Dostupné na internete: <https://www.iaea.org/publications/10884/safety-assessment-for-facilities-and-activities>
- /10/ INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Analysis of Differences in Fuel Safety Criteria for WWER and Western PWR Nuclear Power Plants, IAEA TECDOC No. 1381, Vienna: IAEA, 2003, p. 38-39. [zobrazené 12. apríla 2019]. ISBN 92-0-112903-3. ISSN 1011-4289. Dostupné na internete: <https://www.iaea.org/publications/6887/analysis-of-differences-in-fuel-safety-criteria-for-wwer-and-western-pwr-nuclear-power-plants>
- /11/ OECD/NEA (2012), Nuclear Fuel Safety Criteria Technical Review. NEA CSNI/R(2012)3. NEA No. 7072, Second Edition. OECD/NEA Publishing, Paris,

[zobrazené 12. apríla 2019]. ISBN 978-92-64-99178-1. Dostupné na internete: <https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2012/csni-r2012-3.pdf>

/12/ HUSÁRČEK, Ján, Ing., CSc. Požiadavky na zabezpečovanie kvality softvéru pre analýzy bezpečnosti (4. vydanie – revidované a doplnené) [online]. Bratislava: ÚJD SR, 2019, BN 1/2019, 7-9. [zobrazené 12. apríla 2019]. *EDÍCIA Bezpečnosť jadrových zariadení*. ISBN 978-80-89706-25-9. Dostupné na internete: [https://www.ujd.gov.sk/ujd/WebStore.nsf/viewKey/BN_1-2019/\\$FILE/BN%20x-2019%20Software_%20fin%C3%A11%20s%20ISBN.pdf](https://www.ujd.gov.sk/ujd/WebStore.nsf/viewKey/BN_1-2019/$FILE/BN%20x-2019%20Software_%20fin%C3%A11%20s%20ISBN.pdf)

Oznámenie

K odkazu /8/ zo Zoznamu literatúry:

Toto je preklad výňatkov 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 Medzinárodnou agentúrou pre atómovú energiu (MAAE) alebo v mene MAAE oprávnenými subjektmi. 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 extracts 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.

K odkazu /9/ zo Zoznamu literatúry:

Toto je preklad výňatkov z Safety Assessment for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 4 (Rev.1), © IAEA 2016. Tento preklad pripravil Úrad jadrového dozoru Slovenskej republiky. Autentická verzia tohto materiálu je verzia v anglickom jazyku, ktorá je distribuovaná Medzinárodnou agentúrou pre atómovú energiu (MAAE) alebo v mene MAAE oprávnenými subjektmi. 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 extracts from Safety Assessment for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 4 (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.

K odkazu /10/ zo Zoznamu literatúry:

Toto je preklad výňatkov z Analysis of Differences in Fuel Safety Criteria for WWER and Western PWR Nuclear Power Plants, IAEA TECDOC No. 1381, © IAEA 2003. Tento preklad pripravil Úrad jadrového dozoru Slovenskej republiky. Autentická verzia tohto materiálu je verzia v anglickom jazyku, ktorá je distribuovaná Medzinárodnou agentúrou pre atómovú energiu (MAAE) alebo v mene MAAE oprávnenými subjektmi. 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 extracts from Analysis of Differences in Fuel Safety Criteria for WWER and Western PWR Nuclear Power Plants, IAEA TECDOC No. 1381, © IAEA 2003. 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.

Príloha: Projektové kritériá pre jadrové palivo a aktívnu zónu

Uvedené projektové kritériá sú vzťahnuté na plnenie bezpečnostnej funkcie kontroly reaktivity a integrity jadrového paliva a odvodu tepla. Týkajú sa palivových prútikov, palivových článkov vrátane mechanických orgánov regulácie i aktívnej zóny. Držiteľ povolenia, resp. žiadateľ o povolenie, má kritériá špecifikovať a zdôvodniť použité hodnoty kritérií. Kritériá je potrebné porovnať s výsledkami analýz a/alebo experimentov s cieľom overiť, či je dosiahnutá požadovaná úroveň spoľahlivosti prevádzky a bezpečnosti JZ. Pri hodnotení bezpečnostnej rezervy je možné použiť koeficienty rezerv, ktoré obsahujú neistoty stanovenia, výpočtu alebo merania hodnotených parametrov. Kritériá sú spracované pre reaktory VVER, avšak v primeranej miere sú použiteľné aj pre tlakovo-vodné reaktory západného typu. Základom pre spracovanie kritérií boli dokument MAAE TECDOC No. 1381 /10/ a NEA CSNI/R(2012)3 /11/.

Projektové kritériá spoľahlivosti prevádzky je potrebné overiť pre normálnu a abnormálnu prevádzku. Projektové kritériá bezpečnosti je potrebné overiť pre abnormálnu prevádzku a udalosti typu projektové havárie uvažované v projekte JZ.

Projektové kritériá spoľahlivosti prevádzky palivových prútikov

- SC1 Obvodové napätie v pokrytí palivového prútika nesmie presiahnuť prahové napätie korózneho praskania pod napätím v atmosfére agresívnych produktov štiepenia.
- SC2 Maximálne ekvivalentné napätie v pokrytí palivového prútika nesmie presiahnuť dovolenú hodnotu – medzu sklzu materiálu pokrytia.
- Presiahnutie medze sklzu však nie je faktorom limitujúcim prevádzkyschopnosť palivového prútika. Kritérium SC2 sa používa pri výpočtoch overenia splnenia kritéria SC3.
- SC3 Tlak chladiva obklopujúceho palivový prútik nesmie prekročiť výpočtový limit vyvolávajúci okamžitú stratu obvodovej odolnosti pokrytia palivového prútika sploštením.
- SC4 Nahromadená sumárna miera poškodenia pokrytia palivového prútika spôsobeného cyklickým a dlhodobým statickým zaťažením nesmie presiahnuť dovolenú hodnotu miery poškodenia.
- DC1 Zmena vonkajšieho priemeru pokrytia palivového prútika počas prevádzky je menšia ako limitná pre zmenšenie priemeru pokrytia palivového prútika.
- DC2 Predĺženie palivových prútikov počas prevádzky je menšie ako limitné (predĺženie je ohraničené medzerou medzi hornými koncovkami palivových prútikov a hlavicou palivového článku).
- DC3 Zmena vonkajšieho priemeru pokrytia palivového prútika počas prevádzky je menšia ako limitná hodnota pre zväčšenie priemeru pokrytia palivového prútika.

- TC1 Nedôjde k lokálnemu taveniu jadrového paliva.
- TC2 Vnútorý tlak plynov v palivovom prútku je menší ako tlak chladiva v primárnom okruhu počas normálnej a abnormálnej prevádzky.
- TC3 Maximálny lineárny výkon v palivových prútkoch nesmie prevýšiť hodnoty určované príslušnou limitnou krivkou lineárneho výkonu závislou od hĺbky vyhorenia jadrového paliva.
- TC4 Maximálny lineárny skok zmeny tepelného výkonu v palivovom prútku je menší ako prevádzkový limit.
- CC1 Lokálna oxidácia vonkajšieho povrchu pokrytia palivového prútika neprekročí limitnú hodnotu.
- CC2 Obsah vodíka v pokrytí palivového prútika nepresiahne limitnú hodnotu.
- FD Opatrebovanie pokrytia palivového prútika v miere ovplyvňujúcej jeho prevádzkyschopnosť nie je dovolené.
- FEN Počiatočné obohatenie izotopu uránu U-235 v zmesi izotopov uránu je nižšie ako 5 % hmotnostných (kritérium je administratívne pre objednávateľov, výrobcov a dodávateľov jadrového paliva).
- PF Koeficient nerovnomernosti rozloženia výkonu po polomere aktívnej zóny (K_r) a po objeme aktívnej zóny (K_0) je menší ako prevádzkový limit.
- CA Aktivita primárneho chladiva počas normálnej a abnormálnej prevádzky je nižšia ako limitná.
- DNO Pravdepodobnosť vzniku krízy prestupu tepla na ktoromkoľvek mieste aktívnej zóny je nízka. Požaduje sa s 95 % pravdepodobnosťou pri 95 % úrovni vierohodnosti, aby na najviac zaťaženom palivovom prútku nedošlo ku kríze prestupu tepla. Korelácia použitá pre výpočet krízy prestupu tepla musí byť založená na experimentálnych údajoch, ktoré sú platné pre konkrétne jadrové palivo, ako aj pre príslušné podmienky chladenia.

Projektové kritériá bezpečnosti palivových prútkov a palivových článkov

- DNS Pravdepodobnosť vzniku krízy prestupu tepla na ktoromkoľvek mieste aktívnej zóny je nízka. Požaduje sa s 95 % pravdepodobnosťou pri 95 % úrovni vierohodnosti, aby na najviac zaťaženom palivovom prútku nedošlo ku kríze prestupu tepla. Korelácia použitá pre výpočet krízy prestupu tepla musí byť založená na experimentálnych údajoch, ktoré sú platné pre konkrétne jadrové palivo, ako aj pre príslušné podmienky chladenia (kritérium je vyhodnocované pre abnormálnu prevádzku).
- AC1 Je zabezpečené krátkodobé i dlhodobé chladenie palivových prútkov. Teplota pokrytia palivových prútkov neprekročí 1 200 °C.
- AC2 Je zabezpečené krátkodobé i dlhodobé chladenie palivových prútkov. Lokálna oxidácia pokrytia palivového prútika neprekročí 17 % z počiatočnej hrúbky pokrytia.

- AC3 Je zabezpečené krátkodobé i dlhodobé chladienie palivových prútikov. Celkové množstvo vodíka z chemickej reakcie pokrytia palivových prútikov s vodou alebo parou neprekročí 1 % z hypotetického množstva, ktoré by vzniklo pri zreagovaní všetkých pokrytí palivových článkov v aktívnej zóne.
- AC4 Nedôjde k lokálnemu taveniu jadrového paliva.
- AC5 Nedôjde k deštrukcii palivových prútikov. Radiálna priemerovaná špecifická entalpia jadrového paliva v žiadnej axiálnej pozícii prútika neprekročí limitnú hodnotu pre čerstvé jadrové palivo ani pre vyhorené jadrové palivo (hodnota kritéria závisí od hĺbky vyhorenia jadrového paliva).
- AC6 Je zabezpečené dlhodobé chladienie aktívnej zóny.
- SL Vnútro-reaktorové časti musia odolať dynamickým účinkom pri abnormálnej prevádzke a pri udalostiach typu projektové havárie tak, aby bolo zaistené bezpečné odstavenie reaktora a udržaná podkritickosť a dostatočné chladienie aktívnej zóny.
- RC Celkový (súhrnný) koeficient reaktivity je záporný, keď je reaktor kritický. Niektorý z koeficientov reaktivity však môže byť kladný, avšak vplyv jeho kladnej spätnej väzby na celkovú reaktivitu musí byť nevýznamný.
- RD Doba pádu mechanických orgánov regulovania (kazety HRK/regulačné tyče) do aktívnej zóny reaktora je kratšia ako prevádzkový limit.
- SDM Podkritickosť aktívnej zóny je zaistená dostatočnou hodnotou zápornej reaktivity mechanických orgánov regulácie alebo dostatočnou koncentráciou bóru v chladiči aktívnej zóny. Pri stanovovaní hodnoty zápornej reaktivity mechanických orgánov regulácie je potrebné uvažovať so zaseknutím najúčinnnejšieho mechanického orgánu (kazety HRK) v hornej koncovej polohe.
- AHF Vysadenie palivového článku z jeho uloženia v nosnej mreži aktívnej zóny nie je dovolené.
- FD Poškodenie jadrového paliva je menšie ako najviac prípustné.
- TL Palivové prútiky a palivové články musia odolať záťaži a napätiu spojeného s nakladaním s jadrovým palivom vrátane prepravy a manipulácie s jadrovým palivom pred a po preprave.