



ÚRAD
JADROVÉHO DOZORU
SLOVENSKEJ REPUBLIKY

EDÍCIA

Bezpečnosť jadrových zariadení

2020

BN 3/2020

**Požiadavky na vypracovanie, realizáciu a hodnotenie výsledkov
fyzikálnych testov programu opätovného spustenia
(3. vydanie – revidované a doplnené)**

**Požiadavky na vypracovanie, realizáciu a hodnotenie výsledkov fyzikálnych testov programu opätovného spustenia
(3. vydanie – revidované a doplnené)**

Vydal Úrad jadrového dozoru Slovenskej republiky
Neperiodická publikácia

Spracovatelia: Ing. Marian Sedláček, VUJE, a.s.

Ing. Marek El'ko, VUJE, a.s.

Ing. Miloš Rapant, VUJE, a.s.

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

Gestor: Ing. Imrich Smrtník, riaditeľ odboru jadrovej bezpečnosti, Úrad jadrového dozoru Slovenskej republiky

Recenzenti: Ing. Robert Tóth, Slovenské elektrárne, a.s.

Ing. Daniel Bunček, Slovenské elektrárne, a.s.

Ing. Miroslav Žilka, odbor jadrovej bezpečnosti, Úrad jadrového dozoru Slovenskej republiky

BN 3/2020

ISBN 978-80-89706-32-7

EAN 9788089706327

Bratislava, december 2020

Anotácia

V bezpečnostnom návode sú uvedené odporúčania Úradu jadrového dozoru Slovenskej republiky na vypracovanie, realizáciu a hodnotenie výsledkov fyzikálnych testov opätovného spustenia reaktora po výmene paliva.

palivová vsádzka, neutrónovo-fyzikálne parametre aktívnej zóny, reaktivita, fyzikálne testy opätovného spustenia, kritériá úspešnosti testov

Abstract

The Safety Guide contains recommendations of the Nuclear Regulatory Authority of the Slovak Republic on design, realization and evaluation of results of reload startup physics tests.

core reload design, core neutronics parameters, reactivity, reload startup physics tests, acceptance criteria of tests

Obsah

Úvod.....	1
1 Predmet a účel	1
2 Rozsah platnosti	1
3 Použité skratky	2
4 Použité pojmy.....	2
5 Základné požiadavky na rozsah fyzikálnych testov opätovného spustenia	4
5.1 Rozsah fyzikálnych testov opätovného spustenia.....	4
5.2 Zdôvodnenie zaradenia testov do programu rozšíreného spúšťania.....	7
5.2.1 Meranie účinnosti systému regulačných kaziet so zaseknutou najúčinnnejšou regulačnou kazetou v hornej koncovej polohe	7
5.2.2 Meranie účinnosti jednej "vystrelenej" regulačnej kazety z pracovnej skupiny	7
5.2.3 Meranie asymptotickej periódy reaktora.....	7
5.2.4 Kontrola reaktimetrov	7
5.2.5 Meranie výkonového a teplotného koeficientu reaktivity na výkone	8
6 Požiadavky na program opätovného spustenia	8
6.1 Všeobecné požiadavky programu.....	9
6.1.1 Cieľ a účel testu.....	9
6.1.2 Východiskové podmienky pre realizáciu testu.....	9
6.1.3 Bezpečnostné opatrenia.....	9
6.1.4 Postup realizácie testu	10
6.1.5 Kritériá úspešnosti testov, ich vyhodnotenie a vyhodnotenie testov	10
6.1.6 Zodpovednosť za vykonanie a vyhodnotenie testu	10
6.2 Kritériá úspešnosti testov.....	10
6.2.1 Požiadavky na stanovenie kritérií úspešnosti.....	10
6.2.2 Vyhodnotenie kritérií úspešnosti.....	13
6.3 Vyhodnotenie fyzikálnych testov opätovného spustenia a komunikácia s ÚJD SR ..	14
7 Zoznam literatúry	16

Zoznam tabuliek

Tabuľka 5.1	Minimálny požadovaný rozsah fyzikálnych testov pri štandardnom opätovnom spustení reaktora po výmene paliva	6
Tabuľka 5.2	Zoznam testov rozšíreného opätovného spustenia	8
Tabuľka 6.1	Odporúčané kritériá úspešnosti fyzikálnych testov opätovného spustenia bloku JE po výmene paliva	11
Tabuľka 6.2	Odporúčané kritériá úspešnosti fyzikálnych testov rozšíreného opätovného spustenia bloku JE po výmene paliva	13

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 vypracovanie, realizáciu a hodnotenie výsledkov fyzikálnych testov programu opätovného spustenia (3. 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

Po každej výmene paliva v jadrovom reaktore vzniká nová aktívna zóna (AZ) s novými neutrónovo-fyzikálnymi charakteristikami (NFCH). Vzhľadom k tomu, že NFCH sú kľúčové parametre pre posúdenie bezpečnosti prevádzky bloku, je nevyhnutné pred začiatkom každej palivovej kampane vypočítať teoretické hodnoty NFCH pre danú vsádzku AZ. Vypočítané teoretické hodnoty NFCH je nutné overiť realizáciou a vyhodnotením fyzikálnych testov opätovného spustenia bloku JE. Prevádzkovateľ (držiteľ povolenia) musí takýmto spôsobom preukázať, že namerané hodnoty NFCH AZ sú v súlade s teoretickými hodnotami NFCH uvedenými v jadrovom projekte a v prevádzkovej bezpečnostnej správe a taktiež, že namerané hodnoty NFCH sú v súlade s limitami a podmienkami bezpečnej prevádzky. Overenie teoretických NFCH bude považované za úspešné, ak namerané hodnoty NFCH budú v súlade s teoretickými hodnotami v rámci vopred stanovených kritérií úspešnosti testov.

V zmysle požiadavky Prílohy č. 4 časť B bod I. písm. A. ods. 24 vyhlášky Úradu jadrového dozoru Slovenskej republiky č. 430/2011 Z. z. o požiadavkách na jadrovú bezpečnosť v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. má prevádzkovateľ povinnosť vykonať opätovné spustenie jadrových zariadení na základe programov /1/.

Súčasťou programov opätovného spustenia po vykonanej výmene paliva v reaktore majú byť aj programy, resp. postupy na vypracovanie, realizáciu a hodnotenie výsledkov fyzikálnych testov podľa IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/2 /Rev. 1) /2/ a podľa IAEA Safety Standards Series NS-G-2.5 /3/.

1 Predmet a účel

Bezpečnostný návod dáva odporúčania pre vypracovanie, realizáciu a na hodnotenie výsledkov programov fyzikálnych testov vykonávaných v rámci opätovného spustenia po výmene paliva.

Účelom predmetnej publikácie je zabezpečenie kvality a určenie minimálneho rozsahu overovania základných fyzikálnych vlastností aktívnej zóny reaktorov po výmenách paliva a preukázanie, že namerané výsledky sú v súlade s očakávanými projektovanými vlastnosťami a že aktívna zóna bude prevádzkovaná v súlade s projektom.

2 Rozsah platnosti

Bezpečnostný návod je zameraný na fyzikálne testy, ktoré sú vykonávané v rámci opätovného spustenia blokov s reaktormi VVER 440 typ V213 do prevádzky po výmene paliva. Tento bezpečnostný návod nie je zameraný na prvé spustenie nových blokov, ale všeobecné postupy, ktoré sú uvedené v tomto návode, je možné taktiež uplatniť pri príprave a

realizácii fyzikálnych testov v rámci FS a ES pre prvé spustenie nových blokov vyššie uvedených typov.

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 3. vydaním bezpečnostného návodu ÚJD SR s označením Požiadavky na vypracovanie, realizáciu a hodnotenie výsledkov fyzikálnych testov programu opätovného spustenia a v plnom rozsahu nahrádza BNS III.4.4/2007 Požiadavky na vypracovanie, realizáciu a hodnotenie výsledkov testov programu fyzikálneho spúšťania, revízia č.1.

Tento bezpečnostný návod sa vydáva bez časového obmedzenia.

3 Použité skratky

AZ	aktívna zóna reaktora
BS	bezpečnostná správa
ES	energetické spúšťanie reaktora
FS	fyzikálne spúšťanie reaktora
H₃BO₃	kyselina boritá
HRK	havarijná, regulačná a kompenzačná kazeta
JE	jadrová elektráreň
LaP	limity a podmienky
MAAE	Medzinárodná agentúra pre atómovú energiu
NFCH	neutrónovo-fyzikálne charakteristiky
N_{nom}	nominálny výkon reaktora
PO	primárny okruh
PP	prevádzkový predpis
PWR	vodou chladený a moderovaný tlakovodný reaktor
ÚJD SR	Úrad jadrového dozoru Slovenskej republiky

4 Použité pojmy

Absolútna odchýlka medzi nameranou a teoretickou hodnotou NFCH je definovaná ako

$$\Delta X = \text{nameraná hodnota} - \text{teoretická hodnota}.$$

Absorpčný nadstavec je zariadenie pozostávajúce zo šesťhrannej trubice z nehrdzavejúcej ocele, na ktorú sú z vnútornej strany pripevnené oceľové pásy obsahujúce bór a z hlavice na pripojenie k palivovej časti havarijnej, regulačnej a kompenzačnej kazety.

Držiteľmi povolenia pre účely tohto návodu sú v zmysle § 8 zákona č. 541/2004 Z. z. o mierovom využívaní jadrovej energie (atómový zákon) a o zmene a doplnení niektorých zákonov v znení neskorších predpisov držiteľmi súhlasu alebo povolenia právnické alebo fyzické osoby, ktoré sú uvedené v rozhodnutí o vydaní súhlasu alebo povolenia.

Havarijná regulačná a kompenzačná kazeta (HRK) je zariadenie pozostávajúce z palivovej časti HRK, spojenej so šesťhranným absorpčným nadstavcom. Kazeta HRK sa využíva na reguláciu a riadenie reaktivity v reaktore a na rýchle odstavenie reaktora pôsobením automatickej ochrany.

Izotermický teplotný koeficient reaktivity je veličina, ktorá predstavuje zmenu reaktivity vyvolanú zmenou teploty paliva a moderátora o 1 °C v stave aktívnej zóny, keď teploty moderátora a paliva sú rovnaké (izotermický stav). Udáva sa v jednotkách [%/ °C].

Kritérium úspešnosti testu je vopred stanovená hraničná kvalita stavového parametra reaktora pre hodnotenie výsledku každého testu. Spravidla očakávaná číselná hodnota meraného parametra s prípustnou odchýlkou alebo bez odchýlky. Slúži k zhodnoteniu súladu medzi teoretickou hodnotou a výsledkom testu ako indikátor zhody, resp. nezhody.

Nominálny výkon reaktora (N_{nom}) je projektový tepelný výkon reaktora, pre ktorý bola preukázaná bezpečnosť prevádzky.

Palivová kazeta je zariadenie pozostávajúce zo súboru palivových prútikov, ktoré obsahujú palivové tabletky, resp. palivové tabletky obsahujúce vyhoriavajúce absorbátory a ostatné konštrukčné prvky ako napr. pružiny, rúrkové pokrytie, zátky, plniaci plyn, dištančné mriežky a pružiny, hlavice a obálku palivovej kazety.

Reaktimeter je systém, ktorý vypočítava reaktivitu reaktora zo signálu úmernému hustote toku neutrónov v aktívnej zóne reaktora.

Relatívna odchýlka medzi nameranou a teoretickou hodnotou NFCH je definovaná ako

$$\delta[\% \text{ rel.}] = \left(\frac{\text{nameraná hodnota}}{\text{teoretická hodnota}} - 1 \right) \cdot 100\% \text{ rel.}$$

Skupina kaziet HRK je súbor viacerých kaziet HRK, ktoré sú súčasne vertikálne premiestňované v reaktore v priebehu normálnej prevádzky reaktora alebo pri automatickom odstavení reaktora.

Účinnosť H_3BO_3 je definovaná ako zmena reaktivity vyvolaná zmenou koncentrácie kyseliny boritej v moderátore reaktora o 1 g H_3BO_3 /1 kg H_2O . Udáva sa v jednotkách [%/(g/kg)].

Účinnosť kazety HRK, resp. skupiny kaziet HRK od polohy H_1 do polohy H_2 , je definovaná ako absolútna hodnota zmeny reaktivity vyvolaná zmenou polohy kazety HRK, resp. skupiny kaziet HRK z polohy H_1 do polohy H_2 . Udáva sa v jednotkách [%].

Validácia je preukázanie a vyhodnotenie schopnosti produktu verne modelovať správanie jadrového zariadenia a plniť stanovené požiadavky.

Verifikácia je overenie, či produkt v každom štádiu svojho životného cyklu (vývoja) spĺňa alebo nespĺňa stanovené požiadavky a je pripravený na použitie.

Zmena reaktivity je veličina, ktorá predstavuje zmenu reaktivity vyjadrenú v percentách medzi dvoma stavmi reaktora. Je definovaná vzťahom

$$\Delta\rho[\%] = \frac{k_{ef}^2 - k_{ef}^1}{k_{ef}^2 \cdot k_{ef}^1} \cdot 100 \%$$

kde k_{ef}^1 , k_{ef}^2 sú efektívne multiplikačné koeficienty reaktora v stave 1 a 2. Takto definovaná hodnota zmeny reaktivity je vyjadrená v jednotkách [%], tzv. „percentá reaktivity“.

5 Základné požiadavky na rozsah fyzikálnych testov opätovného spustenia

5.1 Rozsah fyzikálnych testov opätovného spustenia

Rozsah fyzikálnych testov pre určenie dôležitých fyzikálnych parametrov aktívnej zóny reaktorov VVER-440 pri opätovnom spustení reaktora do prevádzky po výmene paliva má byť stanovený na základe skúseností zo spustenia a prevádzky reaktorov VVER-440, vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /1/, odporúčaní a návodov IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/2 (Rev. 1) /2/, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.5 /3/ a návodu IAEA Safety Standards Series, Specific Safety Guide No. SSG-52/4/, s uvážením odporúčaní uvedených v ANSI/ANS-19.6.1-2011 Reload Startup Physics Tests for Pressurized Water Reactors /5/ a na základe rozsahu testov po výmene paliva na tlakovodných reaktoroch, ktorý je uvedený v správe VUJE č. 304/98 Spúšťanie blokov JE Mochovce pre prípad použitia nového paliva /6/.

Pred každou výmenou paliva je potrebné pripraviť návrh novej palivovej vsádzky AZ reaktora, ktorý musí spĺňať požiadavky bezpečnej prevádzky uvedené v BS. Po realizácii výmeny paliva, v procese opätovného spustenia bloku, je potrebné experimentálne overiť, že dôležité NFCH AZ sú v súlade s teoretickými hodnotami uvedenými v jadrovom projekte, v BS a tiež v súlade s LaP bezpečnej prevádzky. Výsledky vyhodnotenia fyzikálnych testov

opätovného spustenia sú využívané aj na spresnenie projektových NFCH, ktoré sú vo forme prevádzkového predpisu používané počas celej kampane daného bloku JE.

Program fyzikálnych testov opätovného spustenia má byť zostavený tak, aby sa so zvyšovaním výkonu reaktora zvyšovala dôveryhodnosť overovaných charakteristík reaktora. Testy je preto potrebné vykonať na nevýkonových stavoch v rámci fyzikálneho spúšťania a na jednej, resp. dvoch výkonových hladinách v rámci energetického spúšťania. Výsledky testov na danej úrovni výkonu musia poskytnúť dostatočné uistenie, že nasledovná úroveň výkonu môže byť dosiahnutá bez rizika narušenia projektových parametrov elektrárne, podmienok povolenia na prevádzku jadrového zariadenia, prípadne iných podmienok obsiahnutých v dokumentácii posúdenej a schválenej ÚJD SR.

Rozsah testovania NFCH AZ závisí od toho, či ide o spustenie reaktora po výmene paliva bez veľkých zmien v AZ (tzv. štandardné spustenie) alebo o spustenie reaktora po veľkých, resp. atypických zmenách v AZ (tzv. rozšírené spustenie).

V rámci štandardného opätovného spustenia bloku JE po výmene paliva je potrebné realizovať minimálne požadovaný rozsah fyzikálnych testov, ktorý je uvedený v Tabuľke 5.1.

Ak boli v zavezenej AZ vykonané veľké (atypické) zmeny, musí byť program testov neutrónovo-fyzikálnych, prípadne i tepelno-hydraulických charakteristík rozšírený z dôvodu atypickej vsádzky. Typické zmeny, ktoré spadajú do tejto kategórie, sú:

- a) prvé použitie nových palivových cyklov,
- b) významné zmeny v obohatení paliva,
- c) použitie nového typu paliva (napr. od nového dodávateľa),
- d) použitie tieniacich kaziet,
- e) použitie palivových kaziet so zvýšeným obohatením pod regulačné kazety a pod.

V tomto prípade sa za nové palivo považuje palivo, ktoré má zásadné odlišnosti od súčasného paliva, a to najmä:

- 1) v konštrukcii (odnímateľné hlavice, odlišná konštrukcia dištančných mriežok, zmena počtu dištančných mriežok a atď.),
- 2) v termo-hydraulike (odlišná geometria a z toho vyplývajúca rozdielnosť v prietokných prierezoch, v prietokoch, v premiešavaní chladiva, v obtokoch a atď.),
- 3) v neutrónovo-fyzikálnych vlastnostiach (odchýlky vo vodo-uránovom pomere, v obohatení pracovných a regulačných kaziet a atď.),
- 4) v materiálovom zložení kazety (prechod od oceľových na zirkóniové dištančné mriežky, zmena materiálu pokrytia a obalovej rúry a atď.).

Tabuľka 5.1 Minimálny požadovaný rozsah fyzikálnych testov pri štandardnom opätovnom spustení reaktora po výmene paliva /3/, /5/ a /6/.

Číslo testu	Názov testu	Výkon reaktora	Špecifické požiadavky
1.	Meranie kritickej koncentrácie H ₃ BO ₃ . Regulačná skupina HRK v prac. polohe	Nulový výkon	Žiadne
2.	Kontrola spojenia HRK s pohonmi	Nulový výkon	HRK pracujú v individuálnom režime
3.	Izotermický teplotný koeficient reaktivity	$\leq 1,5 \% N_{nom}$	Žiadne
4.	Meranie hydraulických charakteristík PO ¹⁾	Nulový výkon	Žiadne
5.	Meranie účinnosti celého systému HRK	$\leq 1,5 \% N_{nom}$	Žiadne
6.	Meranie doby pádov kaziet HRK ¹⁾	$\leq 1,5 \% N_{nom}$	Žiadne
7.	Stanovenie účinnosti H ₃ BO ₃	Nulový výkon	Premiestnenie skupiny HRK minimálne o 100 cm
8.	Stanovenie účinnosti regulačnej skupiny HRK	Nulový výkon	Premiestnenie skupiny HRK minimálne o 100 cm
9.	Kontrola symetrie AZ alebo	Nulový výkon	HRK pracujú v individuálnom režime
	Kontrola symetrie AZ	$50 \div 55 \% N_{nom}$	Žiadne
10.	Meranie rozloženia výkonu v AZ	$35 \div 55 \% N_{nom}$	Žiadne
11.	Meranie rozloženia výkonu v AZ - N_{nom}	$96 \div 100\% N_{nom}$	Stacionárna Xe otrava

Poznámka Testy označené symbolom ¹⁾ nie sú fyzikálne testy, sú to však testy, ktoré sú zaradené do minimálneho rozsahu testov opätovného spustenia z dôvodu požiadavky na overenie projektovej doby pádu kaziet HRK a z dôvodu overenia hydraulických charakteristík PO.

Test „Meranie asymptotickej periódy“ sa okrem rozšíreného spúšťania v hore uvedených prípadoch vykonáva aj v prípade, keď boli vykonané zmeny v projekte riadenia neutrónového toku.

Testy rozšíreného spúšťania sú uvedené v Tabuľke 5.2. Rozsah fyzikálnych testov rozšíreného opätovného spustenia tak pozostáva z rozsahu minimálne požadovaných fyzikálnych testov, ktorý je uvedený v Tabuľke 5.1 a z testov rozšíreného opätovného spustenia, ktoré sú uvedené v Tabuľke 5.2.

5.2 Zdôvodnenie zaradenia testov do programu rozšíreného spúšťania

5.2.1 Meranie účinnosti systému regulačných kaziet so zaseknutou najúčinnnejšou regulačnou kazetou v hornej koncovej polohe

Podobne ako účinnosť celého systému HRK, aj účinnosť systému HRK so zaseknutou najúčinnnejšou kazetou je dôležitým vstupným parametrom do analýz bezpečnosti. Na základe neho sa určuje bezpečnostná zásoba podkritickosti limitovaná ako dôležitý jadrovo-bezpečnostný parameter, ktorá musí byť dosiahnutá v reaktore po odstavení z akéhokoľvek prevádzkového stavu. Experimentálne overenie tohto parametra pre atypickú palivovú vsádzku aspoň pre stavy nulového výkonu je z toho pohľadu nutné.

5.2.2 Meranie účinnosti jednej "vystrelenej" regulačnej kazety z pracovnej skupiny

„Vystrelenie regulačnej kazety“ je jedným z havarijných stavov analyzovaných v bezpečnostných analýzach. Pretože najnepriaznivejší východiskový stav pre túto haváriu je stav na nulovom výkone, je experimentálne preverenie účinnosti "vystrelenej" kazety oprávnené.

Výpočet účinnosti "vystrelenej" periférnej kazety z pracovnej skupiny je jedným z kritérií pri navrhovaní vsádzky po výmene paliva. Vzhľadom k tomu je pri použití atypickej vsádzky aktívnej zóny potrebné preveriť výpočet účinnosti "vystrelenej" kazety aj experimentálne v rámci fyzikálneho spúšťania po výmene paliva.

5.2.3 Meranie asymptotickej periódy reaktora

Asymptotická perióda reaktora je významný jadrovo-bezpečnostný parameter, ktorý slúži ako podklad pre testovanie ďalších neutrónovo-fyzikálnych charakteristík aktívnej zóny. V prípade spúšťania po výmene paliva je možné tento parameter považovať za spoľahlivo preverený a validovaný na základe výsledkov predchádzajúcich spúšťaní.

Pri rozšírenom spúšťaní po modernizácii bezpečnostne významných systémov alebo po veľkých zmenách v aktívnej zóne (atypická vsádzka paliva) sa vykonáva rozšírené testovanie neutrónovo-fyzikálnych charakteristík. Z tohto dôvodu je potrebné do programu spúšťania zaradiť aj test „Meranie asymptotickej periódy reaktora“.

5.2.4 Kontrola reaktimetrov

Reaktivita je významný parameter stavu AZ, ktorý je dôležitý pre spoľahlivé riadenie reaktora a je aj vstupným parametrom pre vyhodnotenie fyzikálnych testov. To znamená, že chyba merania reaktivity vstupuje do celkovej chyby merania všetkých overovaných NFCH. Z tohto dôvodu je potrebné do programu rozšíreného spúšťania zaradiť aj kontrolu reaktimetrov.

Poznámka Vzhľadom na pomerne nízku časovú náročnosť na realizáciu tohto testu (cca 0,5 h) a vzhľadom na to, že výsledkom tohto testu je verifikácia merania reaktivity, na základe ktorej sa vyhodnocujú všetky merané NFCH, je

prevádzkovateľovi odporúčené zaradiť tento test aj do rozsahu štandardných testov opätovného spúšťania.

5.2.5 Meranie výkonového a teplotného koeficientu reaktivity na výkone

Pri použití atypickej palivovej vsádzky je potrebné dôkladné preverenie charakteristík, ktoré môžu ovplyvniť bezpečnosť aktívnej zóny.

Výkonový koeficient reaktivity reaktora a teplotný koeficient reaktivity patria k základným neutrónovo-fyzikálnym charakteristikám aktívnej zóny reaktora. Experimentálne overenie týchto koeficientov na výkonovej hladine 100 % N_{nom} umožní prostredníctvom bilancí jednotlivých efektov reaktivity reaktora zhodnotenie stavu novej aktívnej zóny na nominálnej výkonovej hladine.

Tabuľka 5.2 Zoznam testov rozšíreného opätovného spustenia.

Číslo testu	Názov testu	Výkon reaktora	Špecifické požiadavky
1.	Meranie účinnosti HRK so zaseknutou najúčinnnejšou kazetou v hornej polohe	$\leq 1,5\% N_{nom}$	Žiadne
2.	Meranie účinnosti jednej „vystrelenej“ regulačnej kazety z pracovnej skupiny	Nulový výkon	Žiadne
3.	Meranie asymptotickej periódy reaktora	Nulový výkon	Vykonáva sa pri zmene aparatúry merania neutrónového toku
4.	Kontrola reaktimetrov	Nulový výkon	Vykonáva sa pri zmene aparatúry merania neutrónového toku
5.	Meranie teplotného a výkonového koeficienta reaktivity na výkone	$90 \div 95\% N_{nom}$	Stacionárna Xe otrava

6 Požiadavky na program opätovného spustenia

Každý fyzikálny test musí byť vykonaný podľa vopred stanoveného a ÚJD SR schváleného programu. Obsah programov testov opätovného spustenia ustanovuje vyhláška č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. /1/.

6.1 Všeobecné požiadavky programu

Každý program má obsahovať nasledujúce prvky:

- a) cieľ a účel testu,
- b) východiskové podmienky pre realizáciu testu,
- c) bezpečnostné opatrenia,
- d) postup realizácie testu,
- e) kritéria úspešnosti testov, ich vyhodnotenie a vyhodnotenie testov,
- f) zodpovednosť za vykonanie a vyhodnotenie testov.

6.1.1 Cieľ a účel testu

Cieľom každého testu má byť nameranie (určenie) konkrétneho dôležitého fyzikálneho parametra AZ.

Všeobecným účelom každého fyzikálneho testu je overenie, či meraný neutrónovo-fyzikálny parameter AZ je v súlade s teoretickou hodnotou pre danú vsádzku a stav AZ a či je v súlade s hodnotami parametrov pre reaktor a palivo uvedenými v bezpečnostnej správe, pre ktoré je preukázaná bezpečná prevádzka. Získané hodnoty z fyzikálnych testov môžu slúžiť pre stanovenie alebo spresnenie prevádzkových limitov.

6.1.2 Východiskové podmienky pre realizáciu testu

Vo všeobecnosti, východiskové podmienky pre každý test majú byť špecifikované tak, aby meranie bolo vykonané s prijateľnou presnosťou a stav AZ zodpovedal podmienkam použitým pri stanovení teoretickej hodnoty meraného parametra. V prípade odchýlky v hodnotách stavových parametrov AZ pri meraní od teoretických hodnôt jadrového projektu je potrebné vykonať korekciu teoretických hodnôt, resp. vo výsledku merania. Pritom je potrebné uvážiť skutočnosť, že korekcie (prispôbenie) testu (teoretických hodnôt) k teoretickým podmienkam (resp. testu) majú mať zanedbateľný vplyv na neurčitosť výsledkov daného merania. Každá korekcia má byť dokumentovaná a odôvodnená.

Merací systém, ktorý sa používa na realizáciu a vyhodnotenie testov, musí byť pred začiatkom realizácie testov skontrolovaný. Okrem kontroly hardvérovej časti meracieho systému je potrebné skontrolovať aj všetky softvérové programy vrátane overenia správnosti vstupných konštánt pre danú vsádzku a overenia správnosti pripojených signálov, ktoré sú potrebné na realizáciu a vyhodnotenie testov. Výsledky vykonaných kontrol musia byť zdokumentované.

6.1.3 Bezpečnostné opatrenia

Program musí obsahovať bezpečnostné opatrenia nutné pre dodržanie jadrovej bezpečnosti počas realizácie testu.

6.1.4 Postup realizácie testu

Pre každý fyzikálny test má byť vypracovaný postup realizácie testu. Východiskové podmienky pre realizáciu testu a podmienky na stavové parametre AZ (teplota na vstupe do reaktora, koncentrácia kyseliny boritej...) majú byť blízko podmienkam, ktoré boli použité pri stanovení teoretickej hodnoty. Stavové parametre AZ sa majú udržiavať vo vopred stanovených medziach. Medze pre parametre, ktoré určujú stav AZ, majú byť stanovené tak, aby neovplyvnili výsledky merania, resp. v prípade prekročenia povolených hraníc majú byť prijaté nápravné opatrenia. Postup realizácie testu má zahŕňať aj podmienky na prístrojové, resp. iné vybavenie testu.

Postup realizácie testu, t. j. metodika vykonávania testu má byť taká, aby zo získaných výsledkov bolo možné určiť hodnotu príslušného meraného parametra s prijateľnou presnosťou.

V priebehu merania majú byť zosnímané aj parametre charakterizujúce stav AZ a majú byť prijaté opatrenia na udržiavanie týchto parametrov v predpísaných hraniciach.

Riadiť a vykonávať testy FS môžu len zamestnanci, ktorí majú na túto činnosť preukaz o osobitnej odbornej spôsobilosti vydaný ÚJD SR.

6.1.5 Kritériá úspešnosti testov, ich vyhodnotenie a vyhodnotenie testov

Každý program, resp. prevádzkový predpis fyzikálneho testu má obsahovať aj kritériá úspešnosti testu a postup v prípade nesplnenia kritérií úspešnosti testu. Hodnotenie plnenia kritérií úspešnosti testu má zohľadňovať aj korekcie na rozdielnosť podmienok testu a teoretických predpokladov.

Požiadavky na stanovenie kritérií úspešnosti a vyhodnotenie kritérií úspešnosti testov sú opísané nižšie v sekcii 6.2.

Ďalej má byť v programe, resp. v prevádzkovom predpise uvedený postup vyhodnotenia nameraných výsledkov.

6.1.6 Zodpovednosť za vykonanie a vyhodnotenie testu

Program, resp. prevádzkový predpis musí stanovovať zamestnanca zodpovedného za vykonanie a vyhodnotenie testov.

6.2 Kritériá úspešnosti testov

6.2.1 Požiadavky na stanovenie kritérií úspešnosti

Kritériá úspešnosti majú byť stanovené vopred pri zohľadnení nepresností predikcie a merania.

Pre účely tohto návodu je kritérium úspešnosti pre hodnotenie testu vopred stanovená číselná hodnota meraného parametra s prípustnou odchýlkou alebo bez odchýlky. Stanovuje sa

na základe analýzy rozdielov medzi výsledkami fyzikálnych testov a teoretickými hodnotami, ktoré sú dostupné z predchádzajúcich testov.

Výpočtový program používaný pre stanovenie dôležitých neutrónovo-fyzikálnych charakteristík AZ má spĺňať všetky požiadavky uvedené v bezpečnostnom návode ÚJD SR BN 1/2019 Požiadavky na zabezpečovanie kvality softvéru pre analýzy bezpečnosti (4. vydanie – revidované a doplnené) /7/ a dokumentácia o verifikácii výpočtového programu má byť predložená ÚJD SR.

Pre určenie teoretických hodnôt neutrónovo-fyzikálnych parametrov AZ môžu byť použité len programy, ktorých dokumentácia o verifikácii a validácii bola predložená ÚJD SR, napr. o verifikácii a validácii programov HELIOS a BIPR-7 je uvedený v správe VUJE č. TS/QA/0220/2017.1 Verifikácia výpočtového komplexu HELIOS + BIPR-7 /9/. Teoretické hodnoty môžu byť určené na základe kombinácií teoretických hodnôt a výsledkov predchádzajúcich testov opakovaných spúšťaní vykonaných v minulosti a ÚJD SR majú byť predložené spolu s validáciou výpočtového programu. Dokumentácia o validácii predkladaná ÚJD SR má obsahovať štatistické vyhodnotenie súladu známych experimentálnych a teoretických údajov a stanovené smerodajné odchýlky ($\pm\sigma$) jednotlivých neutrónovo-fyzikálnych parametrov /3/. Pre väčšinu fyzikálnych parametrov kritérium úspešnosti predstavuje interval $\pm \varepsilon \leq 2,5\sigma$ okolo teoretickej hodnoty, v ktorom sa má nachádzať nameraná hodnota hodnoteného testu.

Kritériá úspešnosti testov sú stanovené a platné pre schválený postup výpočtu neutrónovo-fyzikálnych parametrov, postup merania a postup vyhodnotenia testu. V prípade zmeny vo výpočtovom programe, resp. v jeho knižniciach alebo v prípade zmeny v postupe realizácie alebo v postupe vyhodnotenia testu, príp. zmeny v používanom meracom systéme alebo zmeny vo vyhodnocovacom softvéri je nutné stanoviť nové kritériá úspešnosti. Kritériá úspešnosti sú súčasťou predpisu pre fyzikálne spúšťanie, ktorý patrí medzi predpisy určené ÚJD SR podľa Prílohy č. 1 zákona č. 541/2004 Z. z. v znení neskorších predpisov /8/.

Príklady kritérií úspešnosti pre vyhodnotenie fyzikálnych testov opätovného spustenia blokov JE, ktoré boli stanovené na základe validácie programu BIPR-7 pre $\varepsilon = 2,5\sigma$, sa nachádzajú v Tabuľke 6.1.

Tabuľka 6.1 Odporúčané kritériá úspešnosti fyzikálnych testov opätovného spustenia bloku JE po výmene paliva.

Číslo testu	Testový parameter	Kritérium úspešnosti
1.	Kritická koncentrácia H_3BO_3 pre regulačnú skupinu HRK v pracovnej polohe	$\pm 0,4 \text{ g H}_3\text{BO}_3/\text{kg H}_2\text{O}$
2.	Meranie doby pádov kaziet HRK	8–13 sekúnd

Číslo testu	Testový parameter	Kritérium úspešnosti
3.	Meranie hydraulických charakteristík PO	Je určené projektom JE a technickými podmienkami na palivo
4.	Účinnosť H ₃ BO ₃	± 17 % rel.
5.	Integrálna účinnosť regulačnej skupiny HRK	± 17 % rel.
6.	Izotermický teplotný koeficient reaktivity	± 0,4 · 10 ⁻² %/ °C
7.	Spojenie HRK s pohonmi (zasúvanie individuálnych HRK)	*Δρ ≤ - 0,01 β _{ef}
8.	Symetria zavezenia aktívnej zóny (meraná pomocou individuálnych HRK)	± 7 % rel.
	Symetria zavezenia aktívnej zóny (stanovená počas ES)	σ ≤ 5 % rel. (pre každú šestinú AZ)
9.	Účinnosť celého systému HRK	± 21 % rel.
10. a 11.	Relatívne rozloženie výkonu kaziet pre výkon reaktora vyšší ako 30 % N _{nom}	** σ ≤ 0,04 (pre celý systém) -0,1 ≤ ΔX _i ≤ 0,1 (pre všetky i)

* Regulačná kazeta je spojená so svojím pohonom, ak jej zasunutie do AZ vnesie reaktivitu minimálne -0,01β_{ef} a jej vysunutie do pôvodnej polohy vnesie reaktivitu minimálne +0,01β_{ef}

$$** \sigma = \sqrt{\sum^N (\Delta X_i)^2 / N}$$

ΔX_i - predstavuje rozdiel medzi nameranou a teoretickou hodnotou koeficientu nerovnomernosti pre i-tu kazetu

N - počet kaziet s vierohodným meraním výstupných teplôt, resp. s dopočtom zo symetrických kaziet

Poznámka Uvedené kritériá úspešnosti sú odporúčané pri aplikácii výpočtového programu BIPR-7 pre namerané hodnoty získané pri fyzikálnych testoch opätovného spustenia 1. a 2. bloku JE Mochovce a 3. a 4. bloku JE Bohunice, podľa postupov uvedených v príslušných prevádzkových predpisoch a pre zvolený interval o veľkosti rovnjej 2,5 násobku smerodajnej odchýlky.

Kritériá úspešnosti pre spojenie HRK s pohonmi a symetrie AZ boli určené na základe doterajších skúseností z vyhodnocovania testov.

Odporúčané kritériá úspešnosti fyzikálnych testov rozšíreného opätovného spustenia bloku JE po výmene paliva sú uvedené v Tabuľke 6.2.

Tabuľka 6.2 Odporúčané kritériá úspešnosti fyzikálnych testov rozšíreného opätovného spustenia bloku JE po výmene paliva.

Číslo testu	Testovaný parameter	Kritérium úspešnosti
1.	Účinnosť systému HRK so zaseknutou regulačnou kazetou	± 21 % rel.
2.	Účinnosť „vystrelenej“ regulačnej kazety	± 21 % rel.
3.	Asymptotická perióda reaktora	± 30 % rel.
4.	Kontrola reaktimetrov	± 5 % rel.
5.	Výkonový koeficient reaktivity	± 15 % rel.
6.	Teplotný koeficient reaktivity	± 30 % rel.

Poznámka Uvedené kritériá úspešnosti sú odporúčané pri aplikácii výpočtového programu BIPR-7 pre namerané hodnoty získané pri fyzikálnych testoch opätovného spustenia 1. a 2. bloku JE Mochovce a 3. a 4. bloku JE Bohunice, podľa postupov uvedených v príslušných prevádzkových predpisoch a pre zvolený interval o veľkosti rovnjej 2,5 násobku smerodajnej odchýlky.

6.2.2 Vyhodnotenie kritérií úspešnosti

Ak rozdiel medzi teoretickou hodnotou a výsledkom testu presahuje kritérium úspešnosti, majú byť vykonané nápravné opatrenia v zmysle popísaného postupu, ktoré zahŕňajú minimálne nasledujúce kroky:

- a) preverenie meracích reťazcov,
- b) kontrola realizácie a vyhodnotenia testu,
- c) preveriť spôsob stanovovania korekcie, ak bola pre daný parameter použitá (previerku vykonať aj vzhľadom k histórii stanovovania korekcie pre daný parameter),
- d) opakovanie testu, prípadne jeho časti,
- e) preverenie teoretických podkladov, príp. zopakovanie výpočtov,
- f) preverenie historických dát z predchádzajúcich testov, resp. z testov na podobných blokoch,
- g) realizácia dodatočných testov.

Ak vyššie uvedené opatrenia neobjasnia vzniknutý nesúlاد, má byť vykonaná komplexná analýza vplyvu nesúladu na bezpečnosť prevádzky reaktora, resp. majú byť prijaté obmedzenia na prevádzku reaktora.

Fyzikálny test má byť hodnotený aj v porovnaní s predchádzajúcimi testami, resp. s testami vykonanými pre podobné vsádzky. Väčšina skutočných problémov sa prejaví nespĺnením kritérií úspešnosti u viacerých testov.

Výsledky fyzikálnych testov majú byť premietnuté do prevádzkových predpisov a majú byť archivované počas celej životnosti daného bloku.

6.3 Vyhodnotenie fyzikálnych testov opätovného spustenia a komunikácia s ÚJD SR

Ak program fyzikálnych testov opätovného spustenia, resp. prevádzkový predpis neobsahuje metodiku ich vyhodnotenia, musí držiteľ povolenia túto metodiku vydať ako samostatný dokument, ktorý má charakter riadenej dokumentácie systému manažérstva kvality v zmysle § 2 ods. 1 vyhlášky Úradu jadrového dozoru Slovenskej republiky č. 431/2011 Z. z. o systéme manažérstva kvality v znení vyhlášky č. 104/2016 Z. z. a je pre držiteľa povolenia záväzný. Pre lepšie posúdenie vyhodnotenia výsledkov fyzikálnych testov opätovného spustenia je vhodné, aby držiteľ povolenia s metodikou oboznámil ÚJD SR. V prípade, že sú pri vyhodnotení testov použité korekcie vypočítaných, príp. nameraných hodnôt fyzikálnych veličín, je potrebné použitie tejto korekcie v dostatočnej miere zdôvodniť.

Držiteľ povolenia je povinný v zmysle Prílohy č. 4 časť B bod II. písm. A. ods. 6 vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. vypracovať správu o súhrnných výsledkoch fyzikálneho spúšťania. Táto správa obsahuje predbežné vyhodnotenie testov opätovného spustenia a držiteľ povolenia ju predkladá na ÚJD SR mesiac po skončení generálnej opravy. Dva mesiace po skončení generálnej opravy predkladá držiteľ povolenia v zmysle Prílohy č. 4 časť B bod II. písm. B. ods. 2 vyhlášky č. 430/2011 Z. z. v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z. súhrnnú správu o výsledkoch opätovného spustenia (záverečné vyhodnotenie testov fyzikálneho a energetického spúšťania).

Súhrnná správa o výsledkoch opätovného spustenia musí obsahovať:

- a) úvodnú informáciu o vsádzke AZ a informáciu o prípadných zmenách oproti predošlej kampani, ktoré majú vplyv na NFCH alebo termohydrauliku AZ,
- b) použité vstupné kinetické parametre vo výpočte reaktivity,
- c) vyhodnotenie jednotlivých testov (cieľ a kritériá úspešnosti testu, východiskový stav AZ pred realizáciou testu, čas realizácie testu, priebeh realizácie testu, konečný stav testu, vyhodnotenie testu, v prípade korekcie meraných alebo výpočtových hodnôt NFCH je potrebné uviesť spôsob korekcie, uviesť presný postup dopočítania výpočtových hodnôt z NFCH s uvedením čísla tabuľky alebo obrázku, z ktorého bola pôvodná hodnota NFCH získaná, zhodnotenie plnenia kritérií úspešnosti testu) na základe listu ÚJD SR č. 202/2013 /11/,
- d) časový priebeh opätovného spustenia bloku a súvisiace technologické manipulácie na bloku JE.

ÚJD SR kontroluje správu o súhrnných výsledkoch FS a súhrnnú správu o výsledkoch opätovného spustenia a s výsledkami kontrol písomne oboznámi držiteľa povolenia.

7 Zoznam literatúry

- /1/ Vyhláška Úradu jadrového dozoru Slovenskej republiky č. 430/2011 Z. z. o požiadavkách na jadrovú bezpečnosť v znení vyhlášky č. 103/2016 Z. z.
- /2/ INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation, *IAEA Safety Standards Series* No. SSR-2/2 (Rev. 1), Vienna: IAEA, 2016, p. 28-30, p. 34-35. [zobrazené 20. apríla 2020]. ISBN 978-92-0-109415-5. ISSN 1020-525X. Dostupné na internete: <https://www.iaea.org/publications/10886/safety-of-nuclear-power-plants-commissioning-and-operation>
- /3/ INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Core Management and Fuel Handling for Nuclear Power Plants. *IAEA Safety Standards Series* No. NS-G-2.5, Vienna: IAEA, 2002, p. 6-7, p. 16. [zobrazené 20. apríla 2020]. ISBN 92-0-111002-2. ISSN 1020-525X. Dostupné na internete: <https://www.iaea.org/publications/6331/core-management-and-fuel-handling-for-nuclear-power-plants-safety-guide>
- /4/ INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Design of the Reactor Core for Nuclear Power Plants, *IAEA Safety Standards Series*, Specific Safety Guide No. SSG-52, Vienna: IAEA, 2019, p. 13-15, p. 32, p. 34, p. 36, p. 37, [zobrazené 3. júla 2020]. ISBN 978-92-0-103819-7. ISSN 1020-525X. Dostupné na internete: <https://www.iaea.org/publications/13382/design-of-the-reactor-core-for-nuclear-power-plants>
- /5/ WORKING GROUP ANS-19.6.1 OF THE AMERICAN NUCLEAR SOCIETY, Reload Startup Physics Tests for Pressurized Water Reactors, ANSI/ANS-19.6.1-2011; R2016, La Grange Park: American Nuclear Society, 2016, American National Standard, p. 3-6. Dostupné za poplatok: <https://webstore.ansi.org/standards/ansi/ansians192011r2016>.
- /6/ ŠARVAIC, Ivan, Ing. Spúšťanie blokov JE Mochovce pre prípad použitia nového paliva, 1. vydanie, Trnava: VUJE, a. s., 1998, ev. č. 304/98, p. 7-24. Identifikačný znak: 5583/01/00/98. Signatúra: 6425. MDT: 621.039.566.4.
- /7/ 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, p. 4-15. [zobrazené 20. apríla 2020]. 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)
- /8/ Zákon č. 541/2004 Z. z. o mierovom využívaní jadrovej energie (atómový zákon) a o zmene a doplnení niektorých zákonov v znení neskorších predpisov.
- /9/ ZAJAC, Radoslav, Ing. PhD. Verifikácia výpočtového komplexu HELIOS + BIPR-7, Trnava: VUJE, a. s., 2018, EVČ.: TS/QA/0220/2017.1, p. 6-12.
- /10/ Vyhláška Úradu jadrového dozoru Slovenskej republiky č. 431/2011 Z. z. o systéme manažérstva kvality v znení vyhlášky č. 104/2016 Z. z.

/11/ Úrad jadrového dozoru Slovenskej republiky, list č. 202/2013 zo dňa 21. 01. 2013 adresovaný: Slovenské elektrárne, a. s., Ing. Jozef Tomek, manažér jadrovej bezpečnosti a radiačnej ochrany, Štúrova 22, Nitra vo veci: Vyhodnotenie fyzikálneho spúšťania 2. bloku EMO na začiatku 13. kampane.

Oznámenie

K odkazu /2/ zo Zoznamu literatúry:

Toto je preklad výňatkov z Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/2 (Rev. 1), © IAEA 2016. Tento preklad pripravil Úrad jadrového dozoru Slovenskej republiky. Pôvodná verzia tohto materiálu je v anglickom jazyku a je distribuovaná Medzinárodnou agentúrou pre atómovú energiu (MAAE) alebo v mene MAAE oprávnenými osobami. MAAE nezaručuje a nepreberá žiadnu zodpovednosť za presnosť alebo kvalitu alebo pravosť alebo vyhotovenie tohto prekladu a jeho uverejnenie a nenesie žiadnu zodpovednosť za akékoľvek straty alebo škody, následné alebo iné, ktoré vzniknú priamo alebo nepriamo z použitia tohto prekladu.

This is a translation of extracts from Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/2 (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 /3/ zo Zoznamu literatúry:

Toto je preklad výňatkov z Core Management and Fuel Handling for Nuclear Power Plants. IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.5, © IAEA 2002. Tento preklad pripravil Úrad jadrového dozoru Slovenskej republiky. Pôvodná verzia tohto materiálu je v anglickom jazyku a je distribuovaná Medzinárodnou agentúrou pre atómovú energiu (MAAE) alebo v mene MAAE oprávnenými osobami. MAAE nezaručuje a nepreberá žiadnu zodpovednosť za presnosť alebo kvalitu alebo pravosť alebo vyhotovenie tohto prekladu a jeho uverejnenie a nenesie žiadnu zodpovednosť za akékoľvek straty alebo škody, následné alebo iné, ktoré vzniknú priamo alebo nepriamo z použitia tohto prekladu.

This is a translation of extracts from Core Management and Fuel Handling for Nuclear Power Plants Safety Guide, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.5, © IAEA 2002. 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 /4/ zo Zoznamu literatúry:

Toto je preklad výňatkov z Design of the Reactor Core for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series, Specific Safety Guide No. SSG-52, © IAEA 2019. Tento preklad pripravil Úrad jadrového dozoru Slovenskej republiky. Pôvodná verzia tohto materiálu je v anglickom jazyku a je distribuovaná Medzinárodnou agentúrou pre atómovú energiu (MAAE) alebo v mene MAAE oprávnenými osobami. MAAE nezaručuje a nepreberá žiadnu zodpovednosť za presnosť alebo kvalitu alebo pravosť alebo vyhotovenie tohto prekladu a jeho uverejnenie a nenesie žiadnu zodpovednosť za akékoľvek straty alebo škody, následné alebo iné, ktoré vzniknú priamo alebo nepriamo z použitia tohto prekladu.

This is a translation of extracts from Design of the Reactor Core for Nuclear Power Plants, IAEA Specific Safety Guide No. SSG-52, © IAEA 2019. 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.