

**Státní úřad  
pro jadernou bezpečnost**

# **jaderná bezpečnost**

**BEZPEČNOSTNÍ NÁVOD**

*Koncepce posuzování  
nových typů jaderného paliva v České republice :*

*Licenční požadavky  
na projekt paliva a aktivní zóny*

SÚJB  
Praha, listopad 2005

**OBSAH:**

<b>ÚVOD .....</b>	<b>3</b>
<b>1. LEGISLATIVNÍ ZÁKLAD PRO HODNOCENÍ .....</b>	<b>6</b>
1.1 ZÁKON Č.18/1997SB.....	6
1.2 VYHLÁŠKA SÚJB Č.195/1999SB.....	6
1.2 VYHLÁŠKA SÚJB Č.106/1998 SB.....	10
<b>2. BEZPEČNOSTNÍ CÍLE.....</b>	<b>12</b>
<b>3. POŽADAVKY NA PRŮKAZ ZAJIŠTĚNÍ BEZPEČNOSTNÍCH CÍLŮ.....</b>	<b>13</b>
<b>4. POŽADAVKY NA KONSTRUKČNÍ ŘEŠENÍ.....</b>	<b>15</b>
<b>5. CÍLE PRŮKAZŮ A ANALÝZ.....</b>	<b>17</b>
5.1. <i>Analýza palivového systému při normálních provozních podmínkách.....</i>	<i>17</i>
5.2. <i>Analýza palivového systému při abnormálních provozních stavech .....</i>	<i>18</i>
5.3. <i>Analýza palivového systému při havarijních podmínkách .....</i>	<i>18</i>
5.4. <i>Zachování uchlazitelnosti aktivní zóny.....</i>	<i>19</i>
5.5. <i>Hodnoty koeficientů reaktivity.....</i>	<i>19</i>
5.6. <i>Splnění projektových kritérií poškození palivových proutků.....</i>	<i>19</i>
<b>6. PRŮKAZ SOUBOREM VELIČIN A PROJEKTOVÝCH KRITÉRIÍ.....</b>	<b>20</b>
<u>I. OBLAST PROJEKTU PALIVA .....</u>	<u>20</u>
A. <i>Poškození palivového systému a porušení palivového proutku .....</i>	<i>20</i>
B. <i>Dostatečný odvod tepla z AZ a schopnost zasouvání regulačních orgánů .....</i>	<i>21</i>
<u>II. OBLAST PROJEKTU AZ : .....</u>	<u>22</u>
<b>7. PRACOVNÍ POSTUPY HODNOCENÍ.....</b>	<b>23</b>
7.1. ZÁKLADNÍ POŽADAVKY STÁTNÍHO DOZORU.....	23
7.2. DATABÁZE ISSUES.....	23
7.3. HODNOCENÍ KVALITY A VHODNOSTI VÝPOČTOVÝCH PROGRAMŮ.....	24
7.4. HLAVNÍ ZAMĚŘENÍ PŘI POSUZOVÁNÍ KAPITOLY REAKTOR „BEZPEČNOSTNÍ ZPRÁVY“ .....	25
7.4.1. <i>Jaderné palivo .....</i>	<i>25</i>
7.4.2. <i>Jaderné charakteristiky .....</i>	<i>26</i>
7.4.3. <i>Tepelné a hydraulické charakteristiky.....</i>	<i>27</i>
POUŽITÁ LITERATURA: .....	30

## ÚVOD

V posledních letech dochází k zavádění nových typů paliva a inovovaných palivových cyklů, kterými se provozovatelé jaderných elektráren snaží zajistit místo jaderné energetiky na trhu s elektřinou. Dochází k růstu využití jaderného paliva, k prodlužování provozních cyklů, ke zvyšování výkonu atd., s cílem snížení výrobních nákladů a jejich významné složky – nákladů palivového cyklu. Zavádění inovovaných palivových cyklů je obvykle podmíněno inovacemi jaderného paliva. Důsledkem změněných vlastností paliva je změna neutronově-fyzikálních a tepelně-hydraulických charakteristik aktivní zóny, což má vliv na celé jaderné zařízení.

Změny vlastností aktivní zóny vyvolávají nutnost provedení nových bezpečnostních rozborů (včetně analýz radiologických důsledků normálního provozu i provozních událostí jaderného zařízení) a revizí specifických částí bezpečnostní a provozní dokumentace související s uvedenými změnami. Sem patří revize částí PpBZ, revize LaP i jednotlivých provozních limitů, provozních předpisů, dokumentace spojená s modifikací systémů a zařízení, s inovacemi monitorovacího systému reaktoru, nové limity na projekty palivových vsázek, tabulky kontrolovaných parametrů vsázek. Vedle toho probíhá hodnocení a validace SW důležitého z hlediska jaderné bezpečnosti.

Dopad vlastností nových typů jaderného paliva na chování AZ a na jadernou bezpečnost podtrhuje nutnost důkladného hodnocení splnění (licenčních) požadavků, které jsou základem pro zajištění jaderné bezpečnosti.

Licenční požadavky na projekt paliva a aktivní zóny, které prokazují splnění legislativních požadavků, a základní postupy při ověřování jejich naplnění v procesu jejich posuzování, jsou popsány dále. Přesné citace z odpovídajících ustanovení zákona a vyhlášek jsou uvedeny pro snadnou orientaci v textu tohoto dokumentu.

V některých částech textu je připomenuta analogie s legislativními požadavky uplatňovanými v jiných zemích jako ilustrace, že SÚJB a jeho legislativa nejsou mezinárodně izolovány. Zmiňována je zejména analogie s požadavky platnými v USA, které jsou nejvíce propracované a staly se základem legislativy ve většině zemí provozujících jaderné reaktory. Jsou založeny na federálním zákonu č.10 CFR 50 U.S. Code of Federal Regulation.

Požadavky na projekt jaderného zařízení v USA jsou obsaženy v dokumentu 10 CFR Part 50, Appendix A, „General Design Criteria for Nuclear Power Plants“.

Státní úřad USA pro dozor nad jadernou bezpečností US NRC (U.S. Nuclear Regulatory Commission) dále vydává návody na zpracování i hodnocení bezpečnostní dokumentace. Požadavky na strukturu a obsah bezpečnostní zprávy jsou vyjádřeny v dokumentu US NRC RG 1.70 a standardem pro postup hodnocení je dokument NUREG 0800 (Standard Review Plan). Z těchto požadavků vyplývají rovněž kritéria hodnocení. Z celkového počtu 64 kritérií formulovaných v 10 CFR Part 50, Appendix A, „General Design Criteria for Nuclear Power Plants“ (dále zkráceně označováno jako GDC) se NUREG-800 odvolává v souvislosti s ověřováním přijatelnosti jaderného paliva, jaderných charakteristik (projektu aktivní zóny) a tepelně-hydraulických charakteristik na kritéria GDC 10, 11, 12, 25, 26, 27, 28, 35, která uvádí jako kritéria projektová.

Publikace a standardy institucí ANS (Americká nukleární společnost, American Nuclear Society), ANSI (Americký národní ústav pro normalizaci, American National

Standards Institute) ani ASME (Americká společnost strojních inženýrů, American Society of Mechanical Engineers) nejsou ale v tomto dokumentu odkazovány, přestože jejich akceptační kritéria nebo požadavky jsou běžně využívány. Jejich začlenění a nutný rozbor by již ležel mimo rámec tohoto dokumentu.

V textu jsou uvedeny i odkazy na dokumenty MAAE, zejména IAEA Safety of Nuclear Power Plants: Design Requirements (IAEA Safety Standards Series No. NS-R-1, Vienna 2000) – dále zkráceně označováno IAEA Requirements, kde se vytyčují základní principy obecných minimálních požadavků na bezpečnost a odkazy na dokument Design of the Reactor Core for Nuclear Power Plants. Pracovní verze tohoto dokumentu, který je v neustálém vývoji a trpí jistými nedostatky (viz dokument Draft Safety Guide, Draft 5, Working ID DS283), se odvolává na požadavky uvedené v Safety Standards Series No. NS-R-1 a tyto požadavky konkretizuje (týká se pouze některých systémů a komponent).

Dokument DS283 by měl nahradit dokument Safety Series Design for Reactor Core Safety in Nuclear Power Plants (50-SG-D14). Oblastí souvisejících s jaderným palivem se týká kap. 3: Core Design Considerations (3.1-3.2), obsahující odstavce Fuel Elements and Assemblies (3.3-3.27), Coolant (3.28-3.33), Moderator (3.34-3.38), Reactivity Characteristics and Control Means (3.39-3.60), Reactor Shutdown Means (3.61-3.82), Core and Associated Structures (3.83-3.95), Core Management (3.96-3.113,) Core Monitoring System (3.114-3.126), Safety Analysis (3.127-3.138).

Je nutno podotknout, že stylizace uvedeného dokumentu je poněkud sporná, a odkazy jsou tudíž řidší. Z nejasných důvodů je v některých novějších dokumentech MAAE často použito „should“ v textu, kde se jedná (nebo by se jednat mělo) o povinnost a je zcela namístě použít „shall“. Např. zcela nevhodné vyjádření je v DS283 kap. 2.10 Basic considerations for neutronic and thermal-hydraulic design, odst. (4) i v nejnovějším draftu 7 odst.2.13 v základním požadavku: "Two independent and diverse shutdown devices should be provided." (Tedy nemusí!) Ale publikace „IAEA Requirements“ požaduje: "6.14. The means for shutting down the reactor shall consist of at least two different systems to provide diversity. V odst. 2.16. DS283 ( v draftu 5) „Design of the core should ensure the following safety functions“ jsou vyjmenovány pouze 2 základní bezpečnostní funkce (fundamental safety functions): reactor shutdown capability a confinement of radioactive materil. Chybí požadavek chlazení AZ (!) i omezení úniku radiace. Tyto požadavky se ale objevují v Draftu 7 včetně požadavku omezení úniku radiace při nehodě. Chybí požadavek v IAEA Requirements, aby výsledný účinek okamžitých zpětných vazeb v aktivní zóně působil proti rychlému zvýšení reaktivity. Objevuje se alespoň jako doporučení v Draftu 7 odst. 2.11 jako nezávazné doporučení (The reactor core should be such that the feedback characteristics compensate for reactivity increase). V úvahu při zpracování dokumentu byl vzat též Safety Guide No. NS-G-2.5 Core Management and Fuel Handling for Nuclear Power Plants, který však mnoho podnětů nedává.

Rovněž odkazy na ruskou legislativu jsou méně časté. Překážkou je jednak obecně odlišný postup, jednak určitá nekonzistentnost legislativních požadavků. Např. v Příloze k dokumentu Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций, (ПБЯ РУ АС-89 ПНАЭ Г-1-024-90, Москва, 1990) je v části vztahující se k reaktorům typu VVER uveden značně neúplný výčet požadavků. Požadavky jsou zde kladeny pouze na provozní a bezpečnostní limity počtů poškozených palivových proutků, teplotu povlaku palivových proutků, lokální hloubku oxidace povlaku palivových proutků, podíl zreagovaného zirkonia a hodnoty koeficientů reaktivity. Proto je vhodnější pro posouzení průkazů a jejich úplnosti používat Appendix II dokumentu Guidelines for accident analysis of

WWER nuclear power plants, (IAEA-EBP-WWER-01, December 1995), který obsahuje úplný soubor kritérií, a byl zpracován za účasti ruských expertů.

Zde předložený dokument SÚJB „Koncepce posuzování nových typů jaderného paliva v České republice“ udává způsob naplnění obecně formulovaných požadavků naší legislativy na vlastnosti paliva a aktivní zóny (AZ). Jeho účelem je vytvoření základního rámce pro schvalovací postup (licencování) paliva, nikoliv podrobného návodu pro zpracování či posuzování bezpečnostní dokumentace v oblasti paliva a aktivní zóny v dané JE. Dokument shrnuje obecné zásady a požadavky, kterými se domácí legislativa naplňuje, a je specifikací obecného přístupu SÚJB v oblasti jaderné bezpečnosti, podle nějž musí být v předložené dokumentaci dokladováno splnění specifikovaných požadavků na konstrukci a vlastnosti palivového systému, regulačních orgánů a aktivní zóny.

Uvedené požadavky a zásady platí pro zpracovatele dokladů i pro jejich posuzovatele. Zpracovatel je povinen je splnit a posuzovatel je povinen posoudit jejich naplnění včetně příslušného doložení. Pouze část 7 je zaměřena více na rámcové pokyny pro posuzovatele a schvalovací postup, ale je důležitým vodítkem i pro zpracovatele.

## 1. Legislativní základ pro hodnocení

Legislativním základem pro hodnocení je Zákon ČR č.18/1997Sb. o mírovém využívání jaderné energie a ionizujícího záření (atomový zákon) a o změně a doplnění některých zákonů, v platném znění. Konkrétní aplikace těchto zásad na projekt paliva a aktivní zóny energetických jaderných reaktorů (AZ) obsahují Vyhlášky SÚJB č.195/1999Sb a č.106/1998Sb. Dále jsou citovány vybrané části této dokumentace, vztahující se přímo k posuzování nových typů paliva.

### 1.1 Zákon č.18/1997Sb

V příloze atomového zákona (Obsah dokumentace požadované pro vydání povolení k jednotlivým činnostem podle § 13 odst. 3 písm. d) tohoto zákona) písmeno F je přímo specifikován obsah dokumentace pro povolení provedení rekonstrukce nebo jiných změn ovlivňujících jadernou bezpečnost, radiační ochranu, fyzickou ochranu a havarijní připravenost jaderného zařízení nebo pracoviště III. nebo IV. Kategorie. Tato dokumentace musí obsahovat tyto části:

1. Popis a zdůvodnění připravované rekonstrukce nebo jiných změn,
2. Aktualizace dokumentace, která byla schválena Státním dozorem v rámci uvádění do provozu a provozu jaderného zařízení,
3. Předpokládaný časový harmonogram rekonstrukce nebo změn,
4. Průkazy, že důsledky rekonstrukce nebo jiných prováděných změn neovlivní nepříznivě jadernou bezpečnost, radiační ochranu, fyzickou ochranu a havarijní připravenost

### 1.2 Vyhláška SÚJB č.195/1999Sb.

Návrh jaderných charakteristik aktivní zóny reaktoru a skladování jaderného paliva musí vyhovovat Vyhlášce SÚJB č.195/1999Sb. Dále jsou citována ustanovení této vyhlášky, která mají bezprostřední vztah k posuzování paliva a aktivní zóny.

#### *§ 2 Pro účely této vyhlášky se rozumí*

- b) normálním provozem všechny stavy a operace plánovaného provozu jaderného zařízení při dodržení limitů a podmínek bezpečného provozu jaderného zařízení; jsou to zejména opětovné uvádění reaktoru do kritického stavu, ustálený provoz a odstavení reaktoru, zvyšování a snižování jeho výkonu, údržba, opravy a výměna paliva,
- c) abnormálním provozem stavy, operace a události, odkloňující se od normálního provozu, které jsou neplánované, ale jejichž výskyt lze při provozu jaderného zařízení očekávat; jsou to např. havarijní odstavení, náhlý pokles zatížení, výpadek turbíny, ztráta napájení ze sítě, výpadek hlavního cirkulačního čerpadla apod.; tyto provozní stavy nesmějí vést k poškození palivového systému nebo k porušení palivových elementů a k porušení integrity primárního okruhu; po jejich ukončení, resp. odstranění příčin a následků, je jaderné zařízení schopné normálního provozu,

- i) projektovými limitami pro normální a abnormální provoz hodnoty parametrů, do jejichž dosažení je zajištěna schopnost plnit projektové funkce a zabránit nedovolenému úniku radionuklidů do životního prostředí.
- f) palivovým systémem palivové soubory a jejich komponenty, vnitřní řídicí komponenty aktivní zóny jako regulační proutky, proutky s vyhořívajícími absorbéry, jsou-li použity, proutky s neutronovými zdroji, opěrné desky apod.,
- g) porušením palivových elementů narušení hermetičnosti pokrytí, a tudíž možnost úniku štěpných produktů do okolí,
- h) poškozením palivového systému porušení palivového elementu nebo překročení rozměrové tolerance pro provozní stavy nebo změna funkční schopnosti mimo hranici uvažovanou v bezpečnostních analýzách,
- j) havarijnými podmínkami všechny události způsobené selháním nebo porušením stavebních konstrukcí, technologických souborů a zařízení, vnějšími vlivy nebo chybami obsluhy, které vedou k porušení limitů a podmínek bezpečného provozu a které mohou způsobit poškození palivového systému nebo porušení palivových elementů,
- m) mezními parametry palivových elementů maximální parametry palivových elementů a stupně jejich poškození, které nesmějí být překročeny při normálním a abnormálním provozu,

### **§ 3 Ochrana do hloubky**

(Analogie IAEA Requirements odst. 1.9-2.11, DS283, odst.2.2-2.4)

Jaderná bezpečnost jaderného zařízení musí být zajištěna prostřednictvím ochrany do hloubky, založené na použití vícenásobných fyzických bariér bránících šíření ionizujícího záření a radionuklidů do životního prostředí a s opakovaným použitím systému technických a organizačních opatření sloužících k ochraně a zachování účinnosti těchto bariér, jakož i ochraně zaměstnanců a dalších osob zařízení nebo pracovišť, obyvatelstva a životního prostředí.

### **§ 4 Požadavky na jakost**

(Analogie IAEA Requirements odst.3.14-3.16)

- (3) Kvalita a vhodnost výpočtových programů používaných k analýzám důležitým pro jadernou bezpečnost musí být ověřena.

### **§ 13 Řešení aktivní zóny reaktoru**

(Analogie IAEA Requirements odst. 6.1, odst.6.2, GDC 10 a GDC 11)

- (1) Aktivní zóna a příslušné chladicí, řídicí a ochranné systémy musí s rezervou zajistit, že stanovené projektové limity nebudou překročeny během libovolného provozního stavu.
- (2) Aktivní zóna reaktoru a navazující chladicí, řídicí a ochranné systémy musí zajistit, aby ve všech výkonových provozních stavech výsledný účinek okamžitých zpětných vazeb v aktivní zóně působil proti rychlému zvýšení reaktivity.
- (3) Mechanické části tvořící aktivní zónu nebo mechanické části umístěné v její blízkosti, včetně jejich upevnění, musí být řešeny tak, aby byly schopny odolat statickým a dynamickým účinkům při normálním a abnormálním provozu. Při havarijních podmínkách jejich případné porušení nesmí bránit bezpečnému odstavení reaktoru a chlazení aktivní zóny.

**§ 14 Řešení palivového systému**

(Analogie IAEA Requirements odst. 6.6-6.10, GDC 10)

- (1) Palivový systém musí vydržet projektované ozáření v aktivní zóně, aniž dojde k jeho poškození v podmínkách normálního a abnormálního provozu i přes všechny uvažované procesy zhoršení materiálových vlastností a podmínek prostředí, které mohou nastat během provozu.
- (2) Uvažované procesy zhoršení materiálových vlastností a podmínek prostředí musí zahrnovat působení vnějšího tlaku chladiva, zvýšení vnitřního tlaku v palivovém elementu vlivem štěpných produktů, ozáření paliva a ostatních materiálů palivového souboru, změny v tlacích a teplotách vznikajících v důsledku výkonových změn, chemických vlivů, statického a dynamického namáhání, včetně namáhání způsobeného průtokem chladiva a vlivu mechanických vibrací a změn v přenosu tepla, které mohou nastat v důsledku deformací či chemických vlivů. Neurčitosti v datech, výpočtech a výrobní tolerance musí být respektovány s odpovídající rezervou.
- (3) Stanovené projektové limity paliva pro normální a abnormální provoz včetně přípustného úniku štěpných produktů nesmí být překročeny při normálním a abnormálním provozu, přičemž podmínky, které mohou v aktivní zóně nastat během abnormálního provozu, nesmí způsobit dodatečné významné zhoršení projektovaných charakteristik palivového systému. Únik štěpných produktů musí být udržen pod minimální hodnotou, která je prakticky dosažitelná.
- (4) V havarijních podmínkách projektové nehody musí palivové elementy i soubory zůstat na svém místě a nesmí podlehnout takovému poškození, které by bránilo zasunutí absorpčních orgánů nebo bránilo efektivnímu dochlazování aktivní zóny.
- (5) Stanovené projektové limity paliva pro havarijní podmínky projektové nehody nesmí být překročeny.
- (6) Konstrukční řešení palivových souborů musí umožňovat přiměřenou kontrolu jejich částí.
- (7) Provedení palivových souborů musí být dostatečně experimentálně nebo provozně doložena.

**§ 15 Rozložení neutronového toku**

(Analogie IAEA Requirements odst. 6.11, GDC 12)

- (1) Pro všechny úrovně a rozložení neutronového toku, které mohou nastat během všech stavů zóny, včetně stavů po odstavení a během nebo po překládce paliva a stavů vzniklých během abnormálního provozu a během havarijních podmínek, musí být dodržen §13 odst.1 až 5.
- (2) Zařízení k zjištění rozložení neutronového toku musí být schopno odhalit oblasti aktivní zóny, v nichž by úroveň a rozložení neutronového toku mohly způsobit překročení projektových limitů paliva pro normální a abnormální provoz i havarijní podmínky. Konstrukční řešení aktivní zóny musí podporovat schopnost řídicího systému týkající se udržení úrovně a průběhů neutronového toku v předepsaných mezích ve všech stavech aktivní zóny během normálního a abnormálního provozu.
- (3) Aktivní zóna a příslušné chladicí, řídicí a ochranné systémy musí být řešeny tak, aby zajistily, že výkonové oscilace, které by mohly způsobit překročení stanovených

projektových limitů paliva, nemohou nastat nebo budou spolehlivě a okamžitě zjištěny a potlačeny.

### **§ 19 Vztah ochranných a řídicích systémů**

(Analogie GDC 25)

- (2) Ochranný systém musí být řešen a nastaven tak, aby nemohlo dojít k překročení projektových limitů ani při chybné funkci řídicího systému. Ochranné zásahy jsou ve všech stavech uvažovaných v návrhu jaderného zařízení nadřazeny činnosti řídicího systému a obsluhy jaderného zařízení.

### **§ 21 Odstavení reaktoru**

(Analogie IAEA Requirements odst. 6.13-6.20, GDC 26, GDC27 a GDC 28)

- (1) Reaktor musí být vybaven systémy, které jsou schopny jej odstavit za normálního a abnormálního provozu a za havarijních podmínek. Musí jej udržet odstavený i za situace způsobující nejvyšší reaktivitu aktivní zóny. Účinnost, rychlost a rezerva na odstavení musí zaručovat, že stanovené projektové limity nebudou překročeny.
- (2) Zařízení pro odstavení reaktoru musí být tvořena nejméně dvěma různými nezávislými systémy založenými na různých principech a schopnými vykonávat svou funkci i za jednoduché poruchy.
- (3) Nejméně jeden ze systémů uvedených v odstavci 2 musí být sám o sobě schopen rychle uvést reaktor z normálního nebo abnormálního stavu a havarijních podmínek do podkritického stavu s přiměřenou rezervou za předpokladu jednoduché poruchy.
- (4) Nejméně jeden ze systémů uvedených v odstavci 2 musí být sám o sobě schopen uvést reaktor z normálního provozu do podkritického stavu a udržet reaktor v podkritickém stavu s přiměřenou rezervou za situace způsobující nejvyšší reaktivitu aktivní zóny.
- (5) Při prokazování požadovaných vlastností zařízení pro odstavení reaktoru musí být zvláštní pozornost věnována poruchám vzniklým kdekoliv v jaderném zařízení, které by mohly vyřadit z provozu část těchto zařízení.
- (6) Zařízení pro odstavení reaktoru musí být schopna zabránit samovolnému vzniku kritického stavu. Tento požadavek musí být splněn i za činností zvyšujících reaktivitu při odstaveném reaktoru (např. vyjmutí regulačního orgánu za účelem údržby nebo překládky paliva), a to i za předpokladu jednoduché poruchy těchto zařízení.
- (7) Systémy měření a testy musí zajišťovat, že zařízení pro odstavení reaktoru jsou v požadovaném stavu.
- (8) Část těchto zařízení určených pro odstavení reaktoru může být při jeho provozu použita pro řízení reaktivity nebo pro tvarování neutronového pole, pokud je neustále zachovávána rezerva na odstavení.

### **§ 46 Manipulace s čerstvým jaderným palivem a jeho skladování**

(Analogie GDC 62)

Zařízení pro manipulaci s čerstvým jaderným palivem a jeho skladování musí být navrženo tak aby bylo možno

- a) prostorovým rozmístěním nebo jinými fyzikálními prostředky a postupy zabránit s rezervou dosažení kritičnosti i za podmínek nejúčinnějšího zpomalování neutronů (optimální moderace) a tím zabránit
1. převýšení hodnoty 0.95 efektivního koeficientu násobení neutronů při předpokládaných havarijních situacích ( včetně zaplavení vodou ),
  2. převýšení hodnoty 0.98 efektivního koeficientu násobení neutronů v podmínkách optimální moderace

#### **§ 47 Manipulace s ozářeným a vyhořelým jaderným palivem a jeho skladování**

(Analogie GDC 62)

Zařízení pro manipulaci s ozářeným a vyhořelým jaderným palivem a jeho skladování i manipulaci a skladování ostatních látek obsahujících štěpné materiály a radioaktivní látky musí být navrženo tak, aby bylo možno

- a) prostorovým rozmístěním nebo jinými fyzikálními prostředky a postupy zabránit s rezervou dosažení kritičnosti i za podmínek nejúčinnějšího zpomalování neutronů (optimální moderace) a tím zabránit
1. převýšení hodnoty 0.95 efektivního koeficientu násobení neutronů při předpokládaných havarijních situacích ( včetně zaplavení vodou ),
  2. převýšení hodnoty 0.98 efektivního koeficientu násobení neutronů v podmínkách optimální moderace

### **1.2 Vyhláška SÚJB č.106/1998 Sb.**

Návrh jaderných charakteristik manipulace s palivem musí vyhovovat Vyhlášce SÚJB č.106/1998Sb. Dále jsou citována ustanovení této vyhlášky, která mají bezprostřední vztah k posuzování paliva a aktivní zóny.

#### **Manipulace s jadernými materiály a radioaktivními odpady v objektu jaderného zařízení**

##### **§ 6**

- (1) a) Základním požadavkem při manipulacích se štěpnými jadernými materiály je vyloučení možnosti rozvoje štěpné řetězové reakce a jejich úniků do životního prostředí,
- (2) Při manipulacích s vyhořelým jaderným palivem musí být přijata opatření, která omezí na nejnižší přijatelnou míru riziko porušení hermetičnosti palivových elementů a která zajistí dostatečný odvod zbytkového tepla s cílem vyloučit poškození paliva jeho vlivem.

##### **§ 7**

- (1) Při přepravě a skladování čerstvého jaderného paliva v zásobnících musí být rozmístění palivových souborů zabezpečeno tak, aby byla zajištěna podkritičnost nejméně 0,05 při předpokládaných havarijních situacích, včetně zaplavení vodou.
- (2) Při přepravě a skladování vyhořelého jaderného paliva musí být zajištěna podkritičnost nejméně 0,05 při předpokládaných havarijních situacích.
- (3) Při výměně jaderného paliva v jaderném reaktoru má koncentrace rozpustného absorbátoru neutronů v chladiivu takovou hodnotu, aby při uvážení všech možných chyb byla nepřetržitě zajištěna dostatečná podkritičnost.

### **§ 10 Limity a podmínky bezpečného provozu jaderného zařízení**

- (1) Limity a podmínky bezpečného provozu jaderného zařízení ( § 2 písm.t) zákona ) se dělí na tyto části: .....
- a) bezpečnostní limity  
.....
  - c) limitní podmínky pro provoz,  
.....
- (2) Bezpečnostní limity jsou mezní hodnoty těch fyzikálních a technologických parametrů, které přímo ovlivňují stav fyzických bariér bránících úniku radioaktivních látek z jaderného zařízení do životního prostředí a které nesmí být překročeny. U jaderného zařízení, jehož součástí je jaderný reaktor, je nutné v případě překročení některého z bezpečnostních limitů jaderný reaktor neprodleně odstavit. Znovuvedení jaderného reaktoru do kritického stavu je možné až po vyjasnění a odstranění příčin, které vedly k překročení bezpečnostních limitů a provedení nezbytných rozborů k zjištění stavu jaderného zařízení po jejich překročení.
- (4) Limitní podmínky pro provoz stanovují podmínky pro bezpečný provoz jaderného zařízení v režimech uvažovaných a analyzovaných v bezpečnostních zprávách daného jaderného zařízení a zahrnují zejména:
- a) rozsahy, ve kterých je nutno udržovat fyzikální a technologické parametry tak, aby bylo zajištěno, že nedojde v průběhu provozu k nežádoucímu dosažení hodnot parametrů nastavení zapůsobení ochranných systémů a ve kterých je prokázána bezpečnost jaderného zařízení,
  - b) požadavky na provozuschopnost zařízení důležitých z hlediska jaderné bezpečnosti tak, aby zařízení plnilo požadované funkce v rámci definovaných podmínek,
  - c) hodnoty ostatních bezpečnostně významných parametrů, v jejichž rozsahu je prokázána bezpečnost jaderného zařízení.

## 2. Bezpečnostní cíle.

**Posuzování a hodnocení z hlediska bezpečnosti, spolehlivosti a odolnosti palivového systému** se provádí s cílem přesvědčit se o splnění těchto základních bezpečnostních cílů:

- a) Palivový systém se v režimech předvídaných projektem nepoškozuje, s výjimkou havarijních podmínek.
- b) V projektových nehodách se palivový systém nepoškozuje natolik, aby překážel zavedení regulačních orgánů do aktivní zóny v případě potřeby.
- c) Udržení ozáření obyvatelstva a personálu pod stanovenými mezemi i v průběhu havarijních podmínek spojených s únikem RA látek a ionizujícího záření; pro průkaz splnění cíle je počet poškozených palivových proutků při postulovaných havarijních podmínkách pro analýzy dávek ozáření konzervativní.
- d) V projektových režimech (normálním provozu, abnormálním provozu i v havarijních podmínkách) je vždy zajištěn odvod tepla od palivového systému ke konečnému tepelnému absorbéru - tepelné jímce (zachování uchlazenosti aktivní zóny).

Projekt palivového systému a aktivní zóny musí splňovat bezpečnostní cíle. Proto musí být zkoumán z hlediska poškození palivového systému, porušení palivového proutku, schopnosti zasouvání regulačních orgánů a dostatečného odvodu tepla z AZ. Musí se zabývat všemi známými mechanismy poškození a poskytnout omezující hodnoty pro důležité parametry tak, aby poškození bylo omezeno na přijatelnou úroveň.

### **Poznámky:**

1) *V zahraniční dokumentaci, jako je např. 10 CFR 50 App. A, NUREG 0800 - Standard Review Plan, jsou obdobné požadavky formulovány následujícím způsobem:*

*nesmí dojít k „poškození“ palivového systému v podmínkách normálního a abnormálního provozu,*

*počet porušených palivových článků není podhodnocen pro předpokládané havarijní podmínky,*

*„poškození“ palivového systému není nikdy tak vážné, aby bránilo zasunutí regulačních orgánů do AZ,*

*za všech podmínek je zachován dostatečný odvod tepla z AZ.*

2) *IAEA v No NS-R-1 vytyčuje 3 velmi obecné bezpečnostní cíle:*

*Obecný (ochrana jednotlivce, společnosti a prostředí), radiační (ALARA a zmírnění následků nehod) a technický (použití všech rozumně použitelných prostředků k prevenci a zmírnění následků nehod) a na jejich podporu deklaruje základní bezpečnostní funkce v DS283 kap.2. Basic Considerations for Mechanical Design, odst. 2.16. DS283 (v draftu 5) „Design of the core should ensure the following safety functions“ jsou ale vyjmenovány pouze 2 základní bezpečnostní funkce (fundamental safety functions): reactor shutdown capability a confinement of radioactive material. V draftu 5 chybělo chlazení AZ. Tento požadavek se ale objevuje v Draftu 7 kap.2 Basic Safety Considerations, včetně požadavku omezení úniku radiace při nehodě.*

Splnění výše uvedených bezpečnostních cílů vyžaduje, aby návrh paliva a AZ byl proveden

při respektování zásad zajišťujících zabránění mechanismům:

- **poškození palivového systému,**
- **porušení palivového proutku,**
- **ztráty schopnosti zasouvání regulačních orgánů,**
- **nedostatečného odvodu tepla z AZ.**

Cíle projektu se obvykle nazývají koncepce projektu (projektové základy = design basis).

Pro mechanismy porušení jsou stanovovány soubory klíčových veličin a projektových kritérií (dále jen kritéria), na základě jejichž posouzení pomocí kritérií přijatelnosti je hodnoceno zabránění působení příslušných mechanismů.

*Projektové limity* jsou hodnoty parametrů a charakteristik stavu systémů (prvků) a jaderné elektrárny jako celku, stanovené projektem pro normální provoz, abnormální provoz a pro havarijní podmínky.

Zachování projektových limitů a projektových základů zajišťuje bezpečnost a spolehlivost palivového systému.

*Projektové limity paliva* jsou založeny na projektových limitech reaktorového zařízení a na projektu paliva. Filozofie stanovení projektových limitů je vybudována na základních principech zajištění bezpečnosti reaktorového zařízení.

### 3. Požadavky na průkaz zajištění bezpečnostních cílů.

Žadatel o vydání souhlasu s použitím nového paliva, bez ohledu na množství nového zaváženého paliva, musí předložit kompletní dokumentaci, kterou prokáže zajištění jaderné bezpečnosti.

Zpravidla se jedná o dodatek (změnu) bezpečnostní zprávy, nebo dokumentaci prokazující, že bezpečnostní zpráva nebo její některé části zůstávají v platnosti i pro nové palivo. Zejména je nutno prokázat:

**3.1. Kompatibilitu nového provedení palivového souboru,** tedy její slučitelnost se stávajícím palivem (neplatí pro případ zavezení celé AZ novým palivem), moderátorem, konstrukcí AZ, prostředky pro manipulaci s palivem, a to především z hlediska :

**termohydraulických vlastností** - vibrace, hydraulická zátěž, CHF korelace, prohnutí pal. proutku, vliv distančních mřížek, tlakové ztráty;

**mechanických vlastností** - tuhost, cyklická únava, opotřebení a otěr, deformace vnějšími silami (zátěž při LOCA a seismických událostech), kinetika pádu kazet HRK;

**chemických vlastností** - koroze, hydridace;

**neutronově-fyzikálních vlastností** - koeficienty nevyrovnání; vliv odlišného obohacení, vodo-uranového poměru, ap.; zásoby reaktivity na odstavení; stabilita; koeficienty reaktivity; maximální rychlost zavádění reaktivity.

Kompatibilitu je povinen prokázat jak výpočtově, tak i experimentálně (zvláště pro oblast neaktivních testů).

### 3.2. Spolehlivost palivového systému v návrhu AZ tím, že

- a) nebudou překročeny projektové limity paliva,
- b) bude zajištěno chlazení paliva,
- c) budou splněna neutronově-fyzikální kritéria projektu AZ

pro normální a abnormální provoz a havarijní podmínky (jak jsou definovány ve Výnosu č.195/99 Sb., popř. 10CFR50 App.A, nebo jemu na roveň postavených předpisech země výrobce jaderného paliva).

### 3.3. Odolnost palivového systému

pro normální a abnormální provoz a v havarijních podmínkách tak, aby byly splněny bezpečnostní cíle z kap. 2. zajišťující i prevenci a zmírnění následků nehod a tím zajištění ochrany jednotlivce, společnosti a prostředí.

Výpočtové analýzy musí být provedeny ověřenými kódy, které musí být pro tyto účely akceptovány SÚJB (viz dále Hodnocení kvality a vhodnosti výpočtových programů dle VDS 030, kterým se naplňuje požadavek dle §4 odst. 3 Vyhlášky 195/1999). Navíc, dokumentace předložená SÚJB pro posouzení těchto kódů v oblasti návrhu aktivní zóny musí obsahovat výsledky ověřovacích výpočtů na provozních údajích.

Experimentální ověření může být dvou typů - **mimoreaktorové a vnitroreaktorové**.

Mimoreaktorové experimentální ověření v sobě zahrnuje termohydraulické a mechanické testy palivového proutku a palivových souborů, autoklávové testy. Tato část experimentů musí být provedena před zasláním žádosti a dokumentace musí obsahovat vyhodnocení těchto testů.

V případě vnitroreaktorového ověření provedeného formou experimentálního zavezení příslušné části AZ novým palivem bude soustředěna pozornost na program kontrol a sledování stavu paliva a AZ, zahrnující kontroly neozářeného paliva, rozšířený program fyzikálního spouštění před uvedením do provozu každé aktivní zóny s novým palivem, sledování chování paliva za provozu a poradiační testy počínaje těmito zkouškami po prvním roce provozu nového paliva v aktivní zóně. Ucelený program obsahující všechny tyto etapy musí být předán jako součást dokumentace žádosti.

#### 4. Požadavky na konstrukční řešení.

Konstrukční řešení musí zaručovat, že palivový proutek uspokojivě vydrží zamýšlené ozáření v aktivní zóně i přes všechny procesy degradace, které mohou nastat. To klade vysoké nároky na použité materiály povlaku palivového proutku, který musí být nejen kompatibilní s chladivem a vlastním palivem, ale musí se vyznačovat nízkým účinným průřezem pro zachyt neutronů a odolností proti vlivům ozáření při provozních podmínkách (creep, nabobtnání, křehnutí apod.). Sama konstrukce palivového souboru musí nejen být odolná vůči vlivům ozáření při provozních podmínkách a kompatibilní s chladivem, ale musí být i mechanicky odolná

Hodnocení konstrukčního řešení palivového proutku je nutno provádět srovnáním s limitujícím (limitujícími) proutkem (proutky). Limitující proutky jsou definovány jako ty proutky, jejichž provedení zajišťuje minimální rezervu ke každému z projektových kritérií. Pro řadu projektových kritérií je limitující proutek s maximálním výkonem nebo s největším vyhořením v palivové oblasti (v určitých případech to může být i proutek s minimálním vyhořením, zpravidla žádný jednotlivý proutek není limitující vzhledem ke všem projektovým kritériím). Po stanovení limitujícího proutku (proutků) je nutno provést analýzu s uvážením efektů provozní historie proutku, neurčitostí modelů a rozměrových změn. Pro ověření dodržování projektových kritérií se při hodnocení musí uvážit vlivy výkonových změn při postulovaných přechodových procesech odpovídajících normálnímu a abnormálnímu provozu. Zvýšení výkonu při přechodových procesech mohou nepříznivě ovlivnit jak střední, tak lokální výkonovou hladinu. Uvažované parametry musí zahrnovat vnitřní tlak plynu v proutku, teplotu paliva, namáhání a deformaci povlaku. V projektových analýzách chování palivového proutku tyto parametry skýtají základ pro porovnání mezi očekávaným chováním palivového proutku a odpovídajícími projektovými limity.

Integrita konstrukce palivového souboru musí být zajištěna stanovením limitů napětí a deformací způsobených různými zátěžemi a chráněním konstrukce souboru proti rušivým vlivům pocházejícím od činnosti jiných komponent. Musí být uvažovány tři typy zátěží:

a) Neprovozní zátěže takové, jaké vznikají v důsledku přepravy a manipulace s palivem.

Neprovozní zatížení je zatížení působící v podélném či příčném směru. Od palivového souboru vyžaduje vydržet axiální zvedací sílu, zahrnující jak vlastní tíhu palivového souboru a případně svazku regulačních proutků (RCCA), který je dopravován v palivovém souboru, tak i sílu nutnou k vyjmutí palivového souboru z aktivní zóny, kdy je obklopen dalšími soubory. Palivový soubor musí udržet rozměrovou stabilitu.

b) Normální a abnormální zátěže, způsobené normálním a abnormálním provozem.

Pro normální a abnormální provoz musí být projektová kritéria pro konstrukční komponenty palivového souboru stanovena pro obě základní skupiny materiálů, a to pro nerezovou ocel a pro zirkoniovou slitinu.

c) Abnormální zátěže, definované pro havarijní podmínky.

Typicky nejhorší případy abnormálních zatížení v průběhu nehod jsou reprezentovány seismickým zatížením a zatížením při roztržení potrubí. Nejdůležitějším požadavkem pro tuto kategorii zatížení je, že ohyby nebo nadměrné deformace komponent nesmí překážet schopnosti zasunutí regulačních orgánů nebo nouzovému chlazení palivových proutků.

Konstrukční materiály musí být vybrány z hlediska:

- kompatibility s prostředím reaktoru,
- odpovídajících mechanických vlastností jak při pokojové teplotě tak i při teplotách provozních,
- odolnosti vůči nepříznivým změnám vlastností v radioaktivním prostředí,
- kompatibility stýkajících se komponent a materiálů.

Kritéria přijatelnosti jsou vytvářena a předkládána projektovou organizací, která musí doložit, že pro hodnoty splňující tato kritéria přijatelnosti bude zamezeno mechanismům porušení paliva a AZ nebo toto porušení bude minimalizováno na přijatelnou míru.

Při posuzování předložené dokumentace musí být kontrolováno, zda jsou v konstrukci aktivní zóny, palivových souborů a regulačních orgánů realizovány následující požadavky:

- a) nepřekročení dovolených limitů poškození povlaku palivových proutků během projektové životnosti,
- b) zajištění a udržení požadované geometrie i poloh palivových proutků v palivových souborech a taktéž poloh palivových souborů v aktivní zóně,
- c) zajištění možnosti axiální i radiální dilatace palivových proutků a palivových souborů při teplotním a radiačním působení, při rozdílech tlaků, při interakci palivových tablet s povlakem,
- d) zajištění potřebného průtoku chladiva a přestupu tepla od palivových proutků k chladivu,
- e) zajištění pevnosti při působení mechanických zatížení v odpovídajících projektových režimech,
- f) zajištění odolnosti proti vibracím při působení proudu chladiva (s uvážením tlakového spádu, tlakových pulsací vyvolaných nestabilitou proudu),
- g) zajištění odolnosti materiálů proti koroznímu, elektrochemickému, tepelnému, mechanickému a radiačnímu působení,
- h) nepřekročení projektových hodnot teploty paliva a povlaku,
- i) zajištění odolnosti absorpčních materiálů v regulačních orgánech proti působení neutronového toku, teploty, tlakového spádu a tlakových změn, a taktéž proti dynamickému působení, spojenému se zafungováním havarijní ochrany nebo s hydrodynamickými zatíženími v průběhu havárií,
- j) zajištění možnosti rozmístění detektorů pro kontrolu neutronového toku uvnitř palivových souborů,
- k) zajištění vzájemné zaměnitelnosti čerstvých a částečně vyhořelých palivových souborů (včetně vzájemné zaměnitelnosti palivových částí tandemových regulačních orgánů) unifikací montážních rozměrů,
- l) zajištění bezpečnosti při manipulacích s palivem, při jeho dopravě na jadernou elektrárnu a při zavážení do reaktoru,
- m) splnění kritérií havarijního chlazení aktivní zóny pro maximální projektovou nehodu (např. pro EDU okamžité roztržení hlavního cirkulačního potrubí s oboustranným bezpřekážkovým výtokem chladiva při provozu reaktoru na nominálním výkonu s uvážením možnosti převýšení výkonu v důsledku nepřesností a tolerancí regulačního systému při současné úplné ztrátě vnějšího napájení):
  - m1) zabránění tavení aktivní zóny,
  - m2) převedení aktivní zóny do podkritického stavu,

m3) zachování možnosti pohavarijního dochlazování aktivní zóny a možnost demontáže palivových souborů i vnitroreaktorových zařízení.

## 5. Cíle průkazů a analýz.

Splnění základních bezpečnostních cílů lze prokázat analýzou procesů a jevů, které způsobují degradaci vlastností palivového systému. Kriteria přijatelnosti musí analyzované jevy a procesy omezit tak, aby nemohly způsobit poškození palivového systému, porušení palivového proutku, nebo zamezit zasouvání regulačních orgánů do AZ či dostatečný odvod tepla z AZ.

Uvedené průkazy a analýzy musí prokázat splnění pevnostních, deformačních, teplofyzikálních a korozních kritérií pro normální i abnormální provozní podmínky a havarijní podmínky, při aplikaci principu zajištění bezpečnosti do hloubky, zachování uchlazenosti aktivní zóny a přípustných hodnot koeficientů reaktivity. Požadavky na analýzy formulované v této části jsou založeny na přímočarém přístupu k průkazu jaderné bezpečnosti, používaném ruským výrobcem, proto jsou aplikovatelné především pro reaktory licencující palivo ruského výrobce. Ne vždy lze určit jednoznačnou korespondenci s částí 6, která vychází z postupů aplikovatelných pro jiné dodavatele paliva PWR. Podstatným požadavkem je prokázání splnění bezpečnostních cílů při uvážení všech známých mechanismů poškození

Předkládané analýzy musí zahrnovat tyto dílčí oblasti:

### 5.1. Analýza palivového systému při normálních provozních podmínkách

V případě normálních provozních podmínek musí být prokázáno, že nejsou vnášena dodatečná poškození palivového systému, a tudíž provozní limity jsou zachovány, včetně provozního limitu pro poškození palivových proutků, konkrétně:

- nejvýše 0,2 % palivových proutků s vytvořením mikrotrhlin s defekty typu plynové netěsnosti povlaku, a
- nejvýše 0,02 % palivových proutků s přímým kontaktem jaderného paliva s chladivem.

Analýza palivového systému při normálních provozních podmínkách reaktorového zařízení musí zahrnovat prozkoumání

a) souladu s pevnostními kritérii:

- korozního praskání pod napětím v atmosféře agresivních produktů štěpení,
- limitního napětí v povlaku,
- limitního tlaku chladiva;

b) souladu s deformačními kritérii:

- limitní hodnoty změny průměru povlaku palivového proutku,
- limitní hodnoty prodloužení povlaku;

c) souladu s teplofyzikálními kritérii:

- limitní teploty paliva,
- limitní hodnoty tlaku plynové náplně pod povlakem palivového proutku,
- limitní hodnoty lineárního výkonu palivového proutku,
- limitní hodnoty skoku lineárního výkonu palivového proutku;

d) souladu s korozními kritérii:

- oxidace vnějšího povrchu povlaku,
- vlivu případného opotřebení třením.

Analýza palivového systému při normálních podmínkách provozu, spojených s přechodovými provozními režimy reaktorového zařízení, spočívá v kontrole:

- a) souladu s pevnostními kritérii, konkrétně:
  - korozního praskání pod napětím v atmosféře agresivních produktů štěpení,
  - limitní hodnoty poškození povlaku palivového proutku;
- b) souladu s teplofyzikálními kritérii, konkrétně:
  - limitní teploty paliva,
  - limitní hodnoty lineárního výkonu palivového proutku,
  - limitní hodnoty skoku lineárního výkonu palivového proutku.

### **5.2. Analýza palivového systému při abnormálních provozních stavech (narušení normálního provozu)**

Režimy s narušením normálního provozu (terminologie dle ruské legislativy) jsou charakterizovány porušením provozních limitů a podmínek a odpovídají abnormálnímu provozu dle naší legislativy. Tyto provozní stavy nesmějí vést k poškození palivového systému nebo k porušení palivových elementů a k porušení integrity primárního okruhu; po jejich ukončení, resp. odstranění příčin a následků je jaderné zařízení schopné normálního provozu. Zachovány musí zůstat limity bezpečného provozu reaktorového zařízení, včetně limitu bezpečného provozu z hlediska množství a velikosti defektů palivových proutků, konkrétně nepřekročení limitu bezpečného provozu reaktorového zařízení, odpovídajícího:

- 1 % poškozených palivových proutků s defekty typu plynové netěsnosti povlaku, a
- 0,1 % poškozených palivových proutků s přímým kontaktem jaderného paliva s chladivem.

Analýzy palivového systému pro režimy s narušením normálního provozu zahrnují prověření:

- a) souladu s pevnostními kritérii, konkrétně:
  - korozního praskání pod napětím v atmosféře agresivních produktů štěpení,
  - limitní hodnoty poškození povlaku palivového proutku;
- b) souladu s teplofyzikálními kritérii, konkrétně:
  - limitní teploty paliva,
  - limitní hodnoty lineárního výkonu palivového proutku
  - nedosažení krizových podmínek přestupu tepla.

### **5.3. Analýza palivového systému při havarijních podmínkách**

Dle principu zajištění ochrany do hloubky se palivo sleduje v souvislosti se systémem *bezpečnostních bariér*, konkrétně:

- první bezpečnostní bariéra: palivová tabletky;
- druhá bezpečnostní bariéra: povlak palivového proutku
- třetí bezpečnostní bariéra: tlaková hranice primárního okruhu.

Kritéria přijatelnosti jsou určována pro jednotlivé skupiny událostí havarijních podmínek dle jejich aplikovatelnosti. Konkrétní hodnoty aplikovaných kritérií přijatelnosti jsou podloženy doporučeními IAEA. V případě hodnocení radiologických důsledků jsou kritéria založena na Vyhlášce 307/2002 Sb o požadavcích na zajištění radiační ochrany.

#### 5.4. Zachování uchladielnosti aktivní zóny.

Tento požadavek znamená, že je zajištěn odvod tepla z aktivní zóny ke konečnému absorberu, tzn., že palivový soubor zůstává svazkem proutků s odpovídajícími kanály pro průchod chladiva. Snížení způsobilosti chlazení aktivní zóny může být výsledkem následujících procesů:

a) Křehnutí povlaku.

Musí být prokázáno, že při projektových nehodách se nedosahuje teplota povlaku palivových proutků 1200 °C, že lokální hloubka oxidace není větší než 17 % počáteční tloušťky povlaku.

b) Konstrukční deformace.

Kanály, určené k průchodu chladiva, nesmí být blokovány. To znamená, že deformace nesmí způsobit takové překrytí průchodného průřezu palivového souboru, které by vedlo k poškození palivových proutků většímu než dovolují odpovídající limity, a aby takové změny nebránily normálnímu fungování činných orgánů regulace a ochrany.

c) Interakce mezi konstrukčními částmi palivových proutků a chladivem.

Množství vznikajícího vodíku z chemické reakce mezi povlakem a chladivem nesmí překročit 1 % množství, které by mohlo vzniknout, kdyby celá část povlaku, obklopující palivové tabletky, reagovala s chladivem.

d) Porušení a tavení palivových proutků.

U projektové nehody spojené s rychlým zvýšením reaktivity se nesmí překračovat měrná prahová energie porušení palivových proutků v libovolném okamžiku provozu vsázky a nepřipouští se ani tavení paliva (ani lokální).

#### 5.5. Hodnoty koeficientů reaktivity

Palivové vsázky musí být projektovány tak, aby celkový teplotní koeficient reaktivity byl záporný vždy, kdy se nachází reaktor v kritickém stavu, a navíc, ve všech výkonových stavech reaktoru, musí být záporný i teplotní koeficient reaktivity moderátoru.

Tato projektová zásada přímo naplňuje výše uvedené legislativní požadavky (*Vyhláška 195, § 13 odst.(2)*)

#### 5.6. Splnění projektových kritérií poškození palivových proutků

Projektová kritéria poškození palivových proutků v aktivní zóně musí být splněna s uvážením:

- projektového počtu režimů a jejich projektového průběhu,
- tepelné, mechanické a radiační deformace prvků aktivní zóny,
- fyzikálně-chemické interakce materiálů aktivní zóny,
- limitních hodnot teplotních parametrů,
- vibrační a tepelného cyklování, únavy a stárnutí materiálů,
- vlivu produktů štěpení a příměsí v chladivu na korozi povlaku palivových proutků,
- působení radiačních a jiných faktorů, zhoršujících mechanické charakteristiky materiálů aktivní zóny a celistvost povlaku palivového proutku.

## 6. Průkaz souborem veličin a projektových kritérií

Soubor analýz uvedený v části 5 může být nahrazen dále uvedenými kritérii přijatelnosti, které prokazují splnění pevnostních, deformačních, teplofyzikálních a korozních kritérií pro normální i abnormální provozní podmínky a havarijní podmínky, splnění principu zajištění bezpečnosti do hloubky, zachování uchlazitelnosti aktivní zóny a přípustných hodnot koeficientů reaktivity. Tento přístup, vyvinutý pro PWR, je obvykle používán západními státy (v ČR byl aplikován pro licencování stávajícího paliva ETE). Ne vždy lze určit jednoznačnou korespondenci s postupem uvedeným v části 5. Zde uvedený soubor veličin a projektových kritérií ale rovněž omezuje jevy a procesy tak, aby nemohly způsobit poškození palivového systému, porušení palivového proutku, nebo zamezit zasouvání regulačních orgánů do AZ či dostatečný odvod tepla z AZ. Korozní praskání pod napětím v atmosféře agresivních produktů štěpení není v tomto souboru zahrnuto; musí být analyzováno zvlášť, nebo musí být provozními zkušenostmi doloženo, že tento jev nenastává.

### I. Oblast projektu paliva

#### A. Poškození palivového systému a porušení palivového proutku

*veličina: napětí povlaku palivového článku,*

kritérium: Palivový systém nebude poškozen působením nadměrného napětí v povlaku palivového článku.

*veličina: deformace povlaku palivového článku,*

kritérium: Palivový systém nebude poškozen působením nadměrné deformace povlaku palivového článku.

*veličina: únava a vibrace povlaku palivového článku,*

kritérium: Palivový systém nebude poškozen únavou povlaku palivového článku.

*veličina: oxidace povlaku palivového článku,*

kritérium: Palivový systém nebude poškozen nadměrnou oxidací povlaku palivového článku.

*veličina: hydridace povlaku palivového článku,*

kritérium: Palivový systém bude provozován tak, aby bylo zabráněno významné degradaci mechanických vlastností povlaku palivového článku při nízkých teplotách, jako důsledku „hydrogen“ zkrěhnutí způsobeného formováním destiček hydridu zirkonia.

*veličina: axiální růst palivového článku,*

kritérium: Palivo musí být projektováno s dostatečným volným prostorem mezi konci palivového článku a horní a dolní hlavicí palivového souboru, který bude schopen „vyrovnat“ rozdíl v růstu palivového článku a palivového souboru.

*veličina: zploštění povlaku palivového článku,*

kritérium: Nedojde k porušení palivového článku z důvodu zploštění povlaku palivového článku.

*veličina: tlak plynů uvnitř povlaku palivového článku,*

kritérium: Palivový systém nebude poškozen působením nadměrného tlaku plynů uvnitř povlaku palivového článku.

*veličina: opotřebení povlaku palivového článku otěrem,*

kritérium: Palivový systém nebude poškozen působením nadměrného otěru nebo tření.

*veličina: prasknutí povlaku palivového článku,*

kritérium: Odpovídající model predikující prasknutí povlaku palivového článku musí být užít v havarijních analýzách s únikem chladiva.

*veličina: přehřátí palivových tablet,*

kritérium: Palivový článek nebude poškozen působením tavení paliva (UO<sub>2</sub>) za normálních a abnormálních podmínek.

*veličina: teplota povlaku palivového článku pro havárie bez úniku paliva,*

kritérium: porušení palivového článku způsobené přehřátím povlaku palivového článku musí být vyloučeno za normálních a abnormálních podmínek.

*veličina: teplota povlaku palivového článku pro havárie s únikem paliva,*

kritérium: Dostatečné chlazení paliva bude zajišťováno ve všech provozních stavech, abnormálních a havarijních podmínkách.

*veličina: DNB,*

kritérium: Existuje nejméně 95% pravděpodobnost na 95% hladině významnosti, že krizové podmínky přestupu tepla nenastanou na limitujících palivových proutcích za všech normálních a abnormálních podmínek.

*veličina: přítláčné síly působící na palivový soubor,*

kritérium: Nedojde k nadzvednutí palivových souborů působením proudění za normálních provozních podmínek.

*veličina: termohydraulická stabilita,*

kritérium: Provoz za normálních a abnormálních podmínek nepovede k termohydrodynamickým nestabilitám v AZ reaktoru.

## **B. Dostatečný odvod tepla z AZ a schopnost zasouvání regulačních orgánů**

*veličina: zkřehnutí povlaku palivového článku,*

kritérium: Nedosažením maximální teploty povlaku palivového článku během havárie s únikem chladiva musí být zabráněno zkřehnutí povlaku palivového článku.

*veličina: „nafouknutí“ povlaku palivového článku (balónový efekt) a zablokování průtoku,*  
kritérium: Odpovídající model predikující napětí povlaku palivového článku, „napětí k prasknutí“ povlaku palivového článku a zablokování průtoku musí být užito v havarijních analýzách s únikem paliva.

*veličina: prudký výron (violent expulsion) paliva,*  
kritérium: Nedojde k prudkému výronu paliva při haváriích s reaktivitou.

*veličina: odezva struktury palivového souboru na zátěž při seismických událostech a haváriích s únikem chladiva,*  
kritérium: Fragmentace palivového článku nenastane jako přímý důsledek zátěže při zaplavování I.O.

## **II. Oblast projektu AZ :**

*veličina: rozložení výkonu,*  
kritérium: Na nejméně 95% hladině významnosti:

- a) Měrný lineární výkon bude limitován tak, aby byla splněna kritéria přijatelnosti pro LOCA.
- b) Měrný lineární výkon nezpůsobí tavení za všech abnormálních podmínek, včetně maximálního převýšení výkonu.
- c) palivo nebude provozováno s rozložením výkonu, který by vedl k porušení kritérií na DNB.

*veličina: zpětnovazební koeficienty reaktivity*  
kritérium: Teplotní koeficient od paliva je záporný. Jestliže je moderátorový teplotní koeficient pozitivní, pak jen tolik, aby hodnota celkového zpětnovazebního koeficientu reaktivity byla záporná a následky předpokládaných havárií byly přijatelné.

*veličina: maximální vnos reaktivity,*  
kritérium: Maximální váha regulačních orgánů a maximální vnos reaktivity prostřednictvím regulačních orgánů zabrání porušení tlakové hranice primárního okruhu nebo vnitřních částí reaktoru.

*veličina: zásoba na odstavení,*  
kritérium: Po celou dobu provozu je zásoba na odstavení dostatečná k tomu, aby reaktor byl podkritický i v podmínkách s největší reaktivitou, přičemž ve všech analýzách zahrnujících odstavení reaktoru regulačními orgány musí být zahrnut předpoklad, že jeden regulační orgán s nejvyšší vahou zůstane úplně vytažen z AZ.

*veličina: stabilita AZ,*  
kritérium: Pokud vzniknou prostorové oscilace uvnitř AZ, jsou detekovatelné a kontrolovatelné.

*Poznámka:*

**Soubor veličin a projektových kritérií zde uvedených nelze chápat jako jediný možný soubor. K prokázání zajištění jaderné bezpečnosti lze použít každý soubor za podmínky, že prokazuje splnění bezpečnostních cílů, které jsou uvedeny v odst.1 kap.2 „Bezpečnostní cíle“ a zároveň pokrývá všechny známé mechanismy poškození.**

## 7. Pracovní postupy hodnocení

### 7.1. Základní požadavky státního dozoru

Základním požadavkem státního dozoru je, aby navrhované projektové změny vyhovovaly jak požadavkům české legislativy, tak i požadavkům legislativy země, v níž je dané zařízení projektováno a vyráběno. Z tohoto požadavku vyplývá, že průkazy bezpečnosti pro komponenty a systémy dodané výrobcem paliva (např. firmami Westinghouse, TVEL) musí vyhovovat jak vyhlášce č. 195/1999 Sb., tak i legislativě země dodavatele – výrobce (americké legislativě, ruské legislativě). Příslušné části musí obsahovat průkazy o naplnění požadavků české legislativy i naplňovat požadavky US NRC nebo OPB a PBJa.

Posuzování dokumentace je prováděno z hlediska splnění zásad, uvedených ve vyhlášce č. 195/1999 Sb., a z hlediska splnění příslušných kritérií, např. uvedených v materiálu US NRC "Obecná projektová kritéria jaderných elektráren" (v 10CFR50, Dodatek A - General Design Criteria). Základem pro hodnocení jsou relevantní části zákonných předpisů ČR a země výrobce (USA, Rusko).

Struktura a obsah bezpečnostní zprávy má respektovat požadavky úplnosti podávaných informací a dostatečnosti průkazu bezpečnosti, obdobně jak jsou zpracovány v dokumentu US NRC RG 1.70. Proto kompletnost, struktura a forma bezpečnostní zprávy jsou posuzovány s využitím RG 1.70. K porovnání s USA a evropským standardem lze využít jako referenčních dokumentů bezpečnostní zprávy jaderných elektráren South Texas a Sizewell B.

Pro hodnocení kvality a úplnosti technických údajů v příslušných částech bezpečnostních zpráv a též v souvisejících „Topical Reportech“ se používá dokumentu NUREG 0800 jako metodologické pomůcky. Dále jsou využívány mezinárodní standardy (IEC) a doporučení IAEA (Safety Series No. 50-C-D, No. 50-SG-D14).

Při hodnocení každého problému se postupuje následujícím způsobem:

- zhodnocení zpracování problému (korespondence názvu, obsahu, struktury),
- uvedení stručného popisu a vazby na odpovídající českou legislativu a na legislativu platnou v zemi dodavatele,
- hodnocení formy, terminologie, přesnosti,
- zpracování technického nálezu hodnoceného problému.
- V případě nejasností nebo pochybností je k příslušnému bodu dokumentace vytvořen dotaz či připomínka (RAI), který bude směřován na předkladatele, a jeho prostřednictvím na jeho dodavatele.
- Odpověď na RAI je zhodnocena stejným způsobem, což může v případě dalších nejasností vést k opakování tohoto procesu.

### 7.2. Databáze ISSUES

K systematickému způsobu hodnocení průkazů jaderné bezpečnosti je vytvořena databáze ISSUES. Vytvořená databáze, která obsahuje licenční požadavky (tj. zejména bezpečnostní kritéria a způsob jejich prokazování), je využita k hodnocení bezpečnostní dokumentace (tj. především bezpečnostních zpráv, souvisejících technických zpráv a doplňující dokumentace,

včetně odpovědí na RAI) z hlediska těchto požadavků a budou vypracovány z toho vyplývající dotazy (RAI) pro předkladatele. Na základě technických nálezů do databáze doplněných hierarchickým („pyramidovým“) způsobem je hodnoceno splnění obecných i specifických požadavků české legislativy i požadavků pocházejících z dokumentů USNRC.

Je posuzováno plnění jednotlivých položek databáze (Issue) a v případě identifikovaného nedostatku, nebo nejasnosti v bezpečnostní dokumentaci nebo ve splnění předmětu Issue, jsou na předkladateli dokumentace požadovány doplňující informace (Request for Additional Information - RAI).

Závěry z hodnocení Issue a odpovědí na RAI jsou doplňovány do databáze, která tak dokumentuje plnění jednotlivých bezpečnostních položek (podle NUREG-0800), identifikované nedostatky nebo nejasnosti v bezpečnostní dokumentaci i jejich řešení a současně zachycuje chronologický postup hodnocení.

### **7.3. Hodnocení kvality a vhodnosti výpočtových programů**

Systematické zajištění kvality výpočtových programů a jejich užití je povinností autorské a uživatelské organizace. Vzhledem k rozsahu, náročnosti a komplexnosti problematiky bezpečnosti jaderných zařízení je žádoucí, ze strany dozoru, provést nezávislé hodnocení kvality a vhodnosti výpočtových programů používaných ke zpracování bezpečnostní dokumentace včetně programů, které budou přijímány z jiných zemí. Pokud existují v zahraničí renomované programy a jejich získání a licencování není finančně náročné, je účelné posoudit používání těchto programů s ohledem na usnadnění vzájemné komunikace a dodržování mezinárodního standardu. Výpočtové programy (databáze, knihovny, korelace) používané pro posuzování jaderné bezpečnosti jsou z profesně různých oblastí. Z tohoto důvodu je ustaveno 7 odborných hodnotících komisí, v kterých jsou, podle zaměření výpočtového programu, provedena příslušná hodnocení. Komise včetně svého předsedy jsou jmenovány předsedou SÚJB. Komise jsou obsazeny předními odborníky České republiky z hlavních řešitelských pracovišť v oblasti hodnocení bezpečnosti jaderných zařízení. SÚJB přijal pravidla pro hodnocení výpočtových programů, založená na normách ČSN ISO/IEC 9126 "Hodnocení softwarového produktu - charakteristiky jakosti a návod pro jejich používání" a ČSN ISO/IEC 12119 "Informační technologie - Softwarové balíky - Požadavky na jakost a zkoušení".

SÚJB si vydáním směrnice VDS 030 zajišťuje hlubší a objektivnější posouzení výpočtových programů používaných v bezpečnostních zprávách jaderných zařízení. Směrnice k hodnocení výpočtových programů pro posuzování jaderné bezpečnosti (VDS 030) je v souladu se Zákonem o mírovém využívání jaderné energie a ionizujícího záření (18/1997 Sb, atomový zákon) a na něj navazující vyhláškou Státního úřadu pro jadernou bezpečnost č. 195/1999 Sb. o požadavcích na jaderná zařízení k zajištění jaderné bezpečnosti, radiační ochrany a havarijní připravenosti a vyhláškou č. 214 Státního úřadu pro jadernou bezpečnost o zabezpečování jakosti při činnostech souvisejících s využíváním jaderné energie a činnostech vedoucích k ozáření a stanovení kritérií pro zařazení a rozdělení vybraných zařízení do bezpečnostních tříd.

## **7.4. Hlavní zaměření při posuzování kapitoly Reaktor „Bezpečnostní zpráva“**

### **7.4.1. Jaderné palivo**

V této části by měl být uveden popis koncepce návrhu, popis a konstrukční výkresy, hodnocení konstrukčního návrhu a plán zkoušek a inspekci.

V **koncepci návrhu** by mělo být vysvětlena a zdůvodněna volba zásad použitých při konstrukčním řešení palivového systému z hlediska bezpečnosti. Měly by být zahrnuty funkční charakteristiky, vyjádřené požadovaným chováním při definovaných podmínkách.

**Popis a konstrukční výkresy** by měly zahrnovat komponenty palivových souborů, palivových článků, vyhořívajících absorbátorů, absorpčních tyčí pro řízení reaktivity.

**Hodnocení konstrukčního návrhu** by mělo vycházet z možných kombinací chemických, tepelných, radiačních, pevnostních a hydraulických kombinací.

V **plánu zkoušek a inspekci** by měly být popsány zkoušky a kontroly, jejichž účelem je ověření projektových charakteristik komponent palivového systému.

Pro posouzení **Koncepce palivového systému** je hlediskem splnění požadavků na konstrukční řešení se zvláštním důrazem na odolnost vůči vlivům ozáření při provozních podmínkách, podmínkách abnormálního provozu a v havarijních podmínkách včetně mechanické odolnosti palivového systému, kompatibilitu a spolehlivost.

Pro posouzení **Popisu a konstrukčních výkresů** je hlediskem úplnost a přesnost předkládané dokumentace, aby byla zajištěna možnost nezávislého ověření.

Pro posouzení **Hodnocení návrhu paliva** jsou hlediskem

- provozní zkušenosti,
- výsledky testů a experimentů,
- analytické predikce.

Pro posouzení **Plánu kontroly a řízení jakosti** je hlediskem

- program testování a kontroly jakosti nového paliva,
- on-line monitorování palivového systému,
- program kontroly ozářeného paliva.

Je nutno prověřit zda nejsou překročena základní projektová kritéria, zajišťující za podmínek předepsaných provozní dokumentací nepřekročení limitů poškození palivových proutků:

- Nepřítomnost krize přestupu tepla v aktivní zóně za normálního provozu i při narušení normálního provozu (včetně zhodnocení použité metodiky určování rezervy do krize přestupu tepla).
- Nepřekročení limitních hodnot lokálního lineárního tepelného výkonu, stanovených v závislosti na vyhoření, za normálního provozu, při narušení normálního provozu a v projektových haváriích (s výjimkou událostí, vyvolaných rychlým zvýšením reaktivity).
- Nepřekročení limitní hodnoty zvýšení (skoku) lokálního lineárního tepelného výkonu v přechodových procesech normálního provozu v závislosti na vyhoření.

Pokud dochází k prodloužení palivového cyklu, je třeba posoudit vliv na spolehlivost paliva, tedy na fyzikální jevy kumulující své vlivy v čase, jako je cyklická únava, opotřebení, otěr povlaku palivových proutků a korozní stabilita. K posouzení je třeba zhodnotit výsledky poradiačních kontrol (poradiačního výzkumu)

#### 7.4.2. Jaderné charakteristiky

V rámci kap. „Jaderné charakteristiky“ se posuzuje:

Průkazy, že projektový základ je stanoven tak, aby splnil příslušné požadavky vyhlášek č.195/1999Sb. a č. č.106/1998 Sb.:

Rozložení výkonu v AZ a související vlivy

Koeficienty reaktivity a související vlivy

Požadavky na kontrolu a řízení

Rozmístění kontrolních orgánů a jejich účinnosti

Stabilita rozložení výkonu

Ozáření nádoby reaktoru

Kritičnost palivových souborů

Použité analytické metody

V této části by měly být uvedeny projektové zásady jaderného návrhu a systémů řízení reaktivity, včetně limitních hodnot veličin. Dále by měl být uveden popis jaderného návrhu, tj. popis projektového základu (koncepte), rozložení výkonu, koeficienty reaktivity, požadavky na řízení, rozmístění regulačních orgánů a jejich účinnost, kritičnost při výměně paliva a kritičnost palivových souborů, stabilita, ozáření nádoby reaktoru a analytické metody.

Návrhová koncepte by měla uvést projektové zásady jaderného návrhu a systémů řízení reaktivity, včetně jejich limitních hodnot veličin, jako jsou přebytek reaktivity, vyhoření paliva, záporná zpětná vazba reaktivity, projektová doba pobytu paliva v aktivní zóně, program výměny paliva, koeficienty reaktivity, kritéria stability, maximální řízené rychlosti zaváděné reaktivity, řízení rozdělení výkonu v aktivní zóně, zásobu reaktivity pro odstavení, kritéria a způsob zajištění schopnosti pádu řídicích orgánů, rychlosti zavedení řídicích orgánů (a doby pádů), kompenzace reaktivity chemická i mechanická, požadavky na vyhořivající absorbéry a opatření pro havarijní odstavení reaktoru.

V popisu jaderného návrhu by měl být uveden seznam, popis a rozbor těch aspektů jaderného návrhu, které nejsou popsány ve zvláštních odstavcích, a to pro jednotlivé časové úseky palivového cyklu.

Je třeba uvést úplnou kvantitativní informaci o vypočítaných „normálních“ výkonových distribucích, včetně rozložení výkonu v typických palivových souborech a proutcích, axiálních rozložení výkonu, radiálního rozdělení výkonu. Je nutno provést rozbor a stanovení relativních velikostí chyb nebo nejistot spojených s výpočtem výše uvedených rozložení a uvést výsledky experimentů, včetně výsledků jak kritických, tak i měření na provozovaných reaktorech.

Měly by být poskytnuty plné kvantitativní informace o vypočtených hodnotách koeficientů reaktivity, včetně Dopplerova koeficientu reaktivity paliva, koeficientů reaktivity moderátoru ( hustotní, teplotní, tlakový, dutinový) a výkonového koeficientu reaktivity. V této souvislosti je nutno uvést přesné definice nebo předpoklady týkající se odpovídajících

parametrů, (jako je například efektivní teplota paliva pro určení Dopplerova koeficientu reaktivity).

Požadavky na řízení by měly obsahovat tabulky a rozbor bilance reaktivity v aktivní zóně pro BOL i EOL, a tam, kde je to potřebné, i pro další mezilehlé časy.

Je žádoucí uvést úplnou informaci o konfiguracích (polohách řídicích orgánů v aktivní zóně), jejichž aplikace se předpokládá během palivového cyklu. Informace by měla obsahovat detailní údaje o rozdělení řídicích orgánů do skupin, o postupu a rozsahu vytažení jednotlivých řídicích orgánů nebo jejich skupin.

V části týkající se kritičnosti reaktoru během výměny paliva je nutno uvést maximální hodnotu  $k_{\text{eff}}$  reaktoru během výměny paliva a zároveň popsat opatření zajišťující, že tato maximální hodnota nebude překročena.

Je třeba uvést informaci o předpověděném stupni stability vzhledem k xenonovým oscilacím jak v axiálním směru, tak i v horizontální rovině.

V části ozáření tlakové nádoby by měly být uvedeny informace o rozdělení a spektru neutronového toku v aktivní zóně, na hranicích aktivní zóny a ve stěně tlakové nádoby.

Je třeba uvést detailní popis analytických metod použitých při návrhu reaktoru, včetně metod predikce kritičnosti, koeficientů reaktivity a efektů spojených s vyhořením. Detailně by měly být popsány výpočtové programy, zejména pokud jde o název a typ programů, způsob jejich použití, hodnocení jejich hodnověrnosti na základě kritických experimentů a potvrzení jejich přijatelnosti aplikací na provozovaných elektrárnách.

### 7.4.3. Tepelné a hydraulické charakteristiky

V rámci kap. „**Tepelné a hydraulické charakteristiky**“ se posuzuje zajištění odpovídajícího přenosu tepla z aktivní zóny.

Cílem tepelně-hydraulického návrhu aktivní zóny je vyloučit poškození paliva způsobené tepelně-hydraulickými poměry během normálního provozu (vyhláška č. 195/1999 Sb. §2 písm.b)) a přechodových procesů abnormálního provozu (vyhláška č. 195/1999 Sb. §2 písm.c)). Aby koncepce návrhu byla splněna, projekt je analyzován a jsou stanoveny projektové limity.

Termohydraulická část projektu ověřuje, že tepelné a hydraulické podmínky zajišťují spolehlivé chlazení aktivní zóny v stacionárních a přechodových režimech normálního provozu. Spolehlivé chlazení aktivní zóny reaktoru je v provozních režimech zajištěno, když hustota tepelného toku z povlaku palivového proutku do chladiva nepřekročí hodnotu hustoty kritického tepelného toku.

Požadavek spolehlivého chlazení je konkretizován projektovými limity, jejichž prověření a zajištění je základním cílem výpočtově-experimentálního ověření aktivní zóny v části termohydrauliky.

Splnění projektových limitů a požadavků na podmínky provozu zajišťuje teplotní podmínky provozu palivových proutků, při kterých jejich provozuschopnost a spolehlivost je zachována po celou dobu životnosti.

Odpovídající odvod tepla zajišťuje, že jsou splněny následující požadavky na provedení a kritéria bezpečnosti:

1. Porušení paliva (definované jako průnik štěpných produktů bariérou; t.j. povlakem palivového proutku) se nepředpokládá během normálního provozu a přechodových procesů normálního provozu (Kategorie I), nebo jakýchkoliv přechodových procesů vznikajících v důsledku poruch s mírnou četností výskytu (Kategorie II, Narušení normálního provozu, Přednehodový stav). Není však možné vyloučit výskyt velmi malého počtu poškozených palivových proutků. Tato poškození musí být v rozsahu kapacity čisticích systémů elektrárny a jsou konzistentní s projektovými zásadami jaderné elektrárny.

2. Reaktor může být odstaven do bezpečného stavu po události s havarijními podmínkami řídké četnosti (Kategorie III, Projektová nehoda) pouze s malým počtem porušených palivových proutků, ačkoliv by se mohlo vyskytnout dostatečné poškození paliva, které by mohlo zabránit okamžitému opětovnému zahájení provozu.

3. Reaktor může být přiveden do bezpečného stavu a aktivní zóna udržena v podkritickém stavu s přijatelnou geometrií pro odvod tepla po přechodových procesech vznikajících z událostí s havarijními podmínkami velmi řídké četnosti (Limitující nehody, Kategorie IV, Nadprojektová nehoda).

Pro splnění výše uvedených kritérií jsou pro tepelný a hydraulický návrh aktivní zóny reaktoru stanoveny projektové zásady.

Projektová zásada pro předcházení krizovým podmínkám přestupu tepla

Projektová zásada pro teplotu paliva

Projektová zásada pro průtok chladiva zónou

Projektová zásada pro hydrodynamickou stabilitu

Popis tepelného a hydraulického návrhu systému chlazení reaktoru by měl obsahovat údaje o konfiguraci elektrárny, provozní omezení čerpadel, provozní diagram teplota – výkon, charakteristiky provozu při sledování zatížení a souhrnnou tabulku tepelných a hydraulických charakteristik.

Je třeba poskytnout hodnocení tepelného a hydraulického návrhu reaktoru a systému chladiva reaktoru (primárního okruhu). Hodnocení by mělo zahrnovat kritický tepelný tok, hydrauliku aktivní zóny, vliv rozdělení výkonu, tepelnou odezvu aktivní zóny a použité analytické metody. Měly by být popsány metody analýzy a specifikovány vstupní údaje, použité při určení průtoku systémem chladiva reaktoru (primárním okruhem). Zároveň by měly být uvedeny použité vztahy klasické mechaniky tekutin a odpovídající empirické korelace. Podle potřeby by se měl popis týkat jednofázového i dvoufázového proudění. Nakonec by měly být diskutovány odhady nejistot výpočtů a výsledné nejistoty stanovení průtoku systémem chladiva reaktoru. Je třeba poskytnout vyčerpávající rozbor postupů použitých v analýzách a při hodnocení termohydraulických charakteristik aktivní zóny, včetně odhadu nejistot. Diskuse by měla zahrnovat takové problémy, jako je hydraulická nestabilita, aplikace faktorů horkého místa (Hot Spot Factors) a faktorů horkého kanálu (Hot Channel Factors), subkanálová (buňková) hydraulická analýza, vliv nečistot (v aktivní zóně a v systému reaktorového chladiva) a jako je provoz s jednou nebo více odpojenými smyčkami primárního okruhu.

Je třeba uvést rozbor metod zkoušek a ověřovacích testů použitých pro prokázání toho, že předpokládané (plánované) tepelné a hydraulické charakteristiky aktivní zóny a

systemu chladiva reaktoru jsou, nebo budou, dosaženy a zůstanou v požadovaných mezích během celého provozu palivové vsázky.

Je třeba uvést rozbor funkčních požadavků na instrumentaci, která je určena pro sledování a měření těch termohydraulických parametrů, které jsou důležité pro bezpečnost. Sem patří i požadavky na vnitroreaktorovou instrumentaci, jejímž účelem je např. potvrzení předem určeného rozdělení hustoty výkonu a rozdělení teploty moderátoru. Je třeba popsat instrumentaci a zařízení, která jsou určena pro sledování vibrací a volných částí v elektrárně. Zároveň je nutné provést rozbor použitých metod detekování nadměrných vibrací a výskytu volných částí.

**Použitá literatura:**

- [1] BJZ 1/95 „Vybrané právní předpisy z oblasti mírového využití jaderné energie v ČR“
- [2] 10 CFR 50 App. A - General Design Criteria for Nuclear Power Plant
- [3] Ing. Alexander Miasnikov, CSc , Ing. Radomír Řeháček: Kritéria na projekt paliva a aktivní zony
- [4] NUREG 0800 - Standard Review Plan
- [5] Code on the Safety of Nuclear Power Plants: Design. Safety Series No 50-C-D (rev.1), 1988
- [6] Safety Series Design for reaktor core safety in nuclear power plants, No. 50-SG-D14
- [7] Safety of Nuclear Power Plants: Design. REQUIREMENTS. . No. NS-R-1, September 2000
- [8] IAEA Safety Standards Series, DS283 draft 5, 2002-05-27, Draft Safety Guide to supersede 50-SG-D14. Submitted to the NUSSC for final approval
- [9] IAEA Safety Standards Series, DS283 draft 7, 2003-03-20, Draft Safety Guide to supersede 50-SG-D14. For approval to issue to CSS
- [10] IAEA Safety Guide No. NS-G-2.5 Core Management and Fuel Handling for Nuclear Power Plants, May 2002
- [11] Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (ОПБ-88/97), ПНАЭ Г-01-011-97, Москва, 1997
- [12] Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций, (ПБЯ РУ АС-89) ПНАЭ Г-1-024-90, Москва, 1990
- [13] Guidelines for accident analysis of WWER nuclear power plants, IAEA-EBP-WWER-01, December 1995
- [14] Accident Analysis for Nuclear Power Plants with Pressurized Water Reactors. SRS No. 30, IAEA Vienna 2003.
- [15] Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plant. U.S. Nuclear Regulatory Commission Guide 1.70, Revision 3.
- [16] SÚJB dopis č.j. 4932/2.2/94/Rh/Ho z 24. února 1995 - sdělení požadavků a kritérií SÚJB pro vydání souhlasu s použitím nového paliva.
- [17] Tinka I.: Návrh kritérií přijatelnosti pro hodnocení radiologických důsledků nehod. Arch.č. EGP 4104-6-000023, prosinec 2000.