

**Státní úřad
pro jadernou bezpečnost**

**jaderná
bezpečnost**

**ZAJIŠTĚNÍ JADERNÉ
BEZPEČNOSTI, RADIAČNÍ
OCHRANY, FYZICKÉ
OCHRANY A HAVARIJNÍ
PŘIPRAVENOSTI
VÝZKUMNÝCH JADERNÝCH
ZAŘÍZENÍ**

**bezpečnostní návod JB-1.15
revize 1**

**SÚJB
říjen 2013**

Jaderná bezpečnost

**ZAJIŠTĚNÍ JADERNÉ BEZPEČNOSTI, RADIAČNÍ OCHRANY, FYZICKÉ
OCHRANY A HAVARIJNÍ PŘIPRAVENOSTI VÝZKUMNÝCH JADERNÝCH
ZAŘÍZENÍ**

Vydal: Státní úřad pro jadernou bezpečnost, říjen 2013

Účelová publikace bez jazykové úpravy

OBSAH

1	Úvodní ustanovení	- 4 -
1.1	Účel a rozsah platnosti návodu.....	- 4 -
1.2	Základní pojmy převzaté ze Zákona	- 4 -
1.3	Základní pojmy převzaté z Vyhlášky 106.....	- 5 -
1.4	Základní pojmy převzaté z Vyhlášky 195	- 6 -
1.5	Doplňující pojmy pro výzkumná jaderná zařízení	- 7 -
2	Základní požadavky při projektování, výstavbě a provozu výzkumného jaderného zařízení	- 10 -
2.1	Povolení k jednotlivým činnostem.....	- 10 -
2.2	Obecné požadavky na výzkumná jaderná zařízení	- 11 -
2.3	Zabezpečení jakosti výzkumného jaderného zařízení.....	- 11 -
2.4	Fyzická ochrana výzkumného jaderného zařízení	- 11 -
2.5	Havarijní připravenost výzkumného jaderného zařízení.....	- 12 -
2.6	Kontrola stavu zařízení důležitých pro jadernou bezpečnost.....	- 12 -
2.7	Radiační ochrana výzkumného jaderného zařízení	- 12 -
2.8	Ochrana proti poruchám zařízení	- 12 -
2.9	Zabezpečení odvodu tepla.....	- 12 -
2.10	Požární ochrana	- 13 -
2.11	Ochrana proti jevům vyvolaným přírodními podmínkami	- 13 -
2.12	Odborná způsobilost pracovníků výzkumného jaderného zařízení.....	- 13 -
2.13	Odpovědnost za škody	- 14 -
3	Specifické požadavky na projekt výzkumného jaderného zařízení.....	- 15 -
3.1	Aktivní zóna reaktoru.....	- 15 -
3.2	Vybavení reaktoru	- 16 -
3.3	Systémy chlazení výzkumných reaktorů.....	- 22 -
3.4	Systémy ochrany před ionizujícím zářením	- 23 -
3.5	Experimentální zařízení.....	- 24 -
4	Provoz výzkumných jaderných zařízení.....	- 26 -
4.1	Příprava k uvedení výzkumného jaderného zařízení do provozu	- 26 -
4.2	Fyzikální spouštění.....	- 29 -
4.3	Energetické spouštění výzkumného reaktoru.....	- 32 -
4.4	Období zkušebního provozu výzkumného jaderného zařízení	- 33 -
4.5	Období „trvalého“ provozu výzkumného jaderného zařízení	- 35 -
4.6	Zásady „trvalého“ provozu výzkumného jaderného zařízení	- 36 -
4.7	Rekonstrukce a modifikace výzkumného jaderného zařízení	- 39 -
4.8	Stárnutí výzkumného jaderného zařízení	- 40 -

Příloha. Anglický překlad předpisu

1 ÚVODNÍ USTANOVENÍ

1.1 Účel a rozsah platnosti návodu

- (1) Návod pro zajištění jaderné bezpečnosti, radiační ochrany, fyzické ochrany a havarijní připravenosti (dále jen Návod) výzkumných jaderných zařízení doporučuje postupy při jejich projektování, výstavbě, uvádění do provozu a až po jeho konečné vyřazení z provozu.
- (2) Návod určuje doporučený postup pro orgány, organizace, právnické a fyzické osoby (dále jen osoby) a jejich pracovníky zabezpečující projektování, výstavbu, provoz, vyřazování z provozu výzkumných jaderných zařízení. Návod byl vypracován na základě požadavků zákona č. 18/1997 Sb., o mírovém využívání jaderné energie a ionizujícího záření a o změně a doplnění některých zákonů (atomový zákon) v platném znění (dále jen Zákon), Vyhlášky SÚJB č.106/1998 Sb. o zajištění jaderné bezpečnosti a radiační ochrany jaderných zařízení při jejich uvádění do provozu a při jejich provozu (dále jen Vyhláška 106), Vyhlášky SÚJB č. 195/1999 Sb. o požadavcích na jaderná zařízení k zajištění jaderné bezpečnosti, radiační ochrany a havarijní připravenosti (dále jen Vyhláška 195), Vyhlášky SÚJB č. 307/2002 Sb. o radiační ochraně, Vyhlášky SÚJB č. 132/2008 Sb. o systému jakosti při provádění a zajišťování činností souvisejících s využíváním jaderné energie a radiačních činností a o zabezpečování jakosti vybraných zařízení s ohledem na jejich zařazení do bezpečnostních tříd a Vyhlášky SÚJB č. 318/2002 Sb., o podrobnostech k zajištění havarijní připravenosti jaderných zařízení a pracovišť se zdroji ionizujícího záření a o požadavcích na obsah vnitřního havarijního plánu a havarijního řádu. V textu Návodu se pod názvem „Úřad“ rozumí Státní úřad pro jadernou bezpečnost (SÚJB).

1.2 Základní pojmy převzaté ze Zákona

- (1) Jadernou bezpečností se rozumí stav a schopnost jaderného zařízení a osob obsluhujících jaderné zařízení zabránit nekontrolovatelnému rozvoji štěpné řetězové reakce nebo nedovolenému úniku radioaktivních látek nebo ionizujícího záření do životního prostředí a omezovat následky nehod.
- (2) Radiační ochranou se rozumí systém technických a organizačních opatření k omezení ozáření osob a k ochraně životního prostředí.
- (3) Fyzickou ochranou se rozumí systém technických a organizačních opatření zabraňujících neoprávněným činnostem s jadernými zařízeními, jadernými materiály a vybranými položkami.
- (4) Havarijní připraveností se rozumí schopnost rozpoznat vznik radiační mimořádné situace a při jejím vzniku plnit opatření stanovená havarijními plány.
- (5) Vybraným zařízením se rozumí součásti nebo systémy jaderných zařízení důležité z hlediska jaderné bezpečnosti, zařazené do bezpečnostních tříd podle svého významu pro bezpečnost provozu jaderných zařízení, podle bezpečnostní funkce systému, jehož jsou součástí, a podle závažnosti jejich případné poruchy. Kritéria pro zařazení a rozdělení vybraných zařízení do bezpečnostních tříd stanoví Vyhláška SÚJB č. 132/2008 Sb.
- (6) Havarijním plánem se rozumí soubor plánovaných opatření k likvidaci radiační nehody nebo radiační havárie a k omezení jejich následků, který se zpracovává pro:

- a) prostory jaderného zařízení nebo pracoviště, kde se vykonávají činnosti se zdroji ionizujícího záření (vnitřní havarijní plán),
 - b) přepravu jaderných materiálů nebo zdrojů ionizujícího záření (havarijní řád),
 - c) oblast v okolí jaderného zařízení nebo pracoviště, kde se nachází zdroj ionizujícího záření, v níž se na základě výsledků rozborů možných následků radiační havárie uplatňují požadavky z hlediska havarijního plánování, která se nazývá zóna havarijního plánování (vnější havarijní plán).
- (7) Vyřazováním z provozu jsou činnosti, jejichž cílem je uvolnění jaderných zařízení nebo pracovišť, na kterých se vykonávaly radiační činnosti, k využití pro jiné účely.
- (8) Radioaktivním odpadem jsou látky, předměty nebo zařízení obsahující radionuklidy nebo jimi kontaminované, pro něž se nepředpokládá další využití.
- (9) Limity a podmínkami bezpečného provozu jaderného zařízení je soubor jednoznačně definovaných podmínek prokazující, že provoz jaderného zařízení je bezpečný, a který je tvořen údaji o přípustných parametrech, požadavcích na provozuschopnost zařízení, nastavení ochranných systémů, požadavcích na činnost pracovníků a na organizační opatření ke splnění všech definovaných podmínek pro projektované provozní stavy.

1.3 Základní pojmy převzaté z Vyhlášky 106/1998

- (1) Kritickým stavem jaderného reaktoru se rozumí stav, kdy v aktivní zóně jaderného reaktoru probíhá štěpná řetězová reakce, při které je vyrovnaná bilance neutronů v aktivní zóně jaderného reaktoru, efektivní multiplikační faktor neutronů se rovná jedné.
- (2) Manipulací s jadernými materiály a radioaktivními odpady se rozumí jejich přemísťování.
- (3) Uvádění jaderného zařízení do provozu je proces, během kterého se ověřuje, zda jsou veškerá zařízení a systémy jaderného zařízení realizovány a schopny provozu v souladu s projektem a zda splňují požadavky na jadernou bezpečnost v souladu se zvláštním předpisem a s předběžnou a předprovozní bezpečnostní zprávou.
- (4) Jednotlivé etapy uvádění výzkumného jaderného zařízení do provozu jsou:
- a) etapa neaktivního vyzkoušení jaderného zařízení, která zahrnuje komplexní funkční ověření jaderného zařízení a jeho revize prováděné před zavezením jaderného paliva do aktivní zóny jaderného reaktoru u stavby, jejíž součástí je jaderný reaktor,
 - b) etapa aktivního vyzkoušení, která zahrnuje zkoušky prováděné od zahájení zavážení jaderného paliva do aktivní zóny jaderného reaktoru u stavby, jejíž součástí je jaderný reaktor, nebo prováděné od zahájení zavážení jaderných materiálů nebo radioaktivních odpadů do jaderného zařízení až po ukončení zkušebního provozu jaderného zařízení; pro jaderná zařízení, jejichž součástí je jaderný reaktor, se etapa aktivního vyzkoušení dále člení na:
 - i) fyzikální spouštění jaderného zařízení, jehož účelem je ověření fyzikálních vlastností, zejména neutronově-fyzikálních charakteristik aktivní zóny jaderného reaktoru, a vybraných funkcí ochrany jaderného reaktoru, zejména těch, které jsou závislé na neutronově-fyzikálních charakteristikách aktivní zóny; za zahájení fyzikálního spouštění se považuje zavezení prvního palivového souboru do aktivní zóny reaktoru,

- ii) energetické spouštění jaderného zařízení, jehož účelem je ověřit na různých výkonových hladinách projektové charakteristiky zařízení a projektovou spolupráci všech systémů i v přechodových procesech,
- iii) zkušební provoz jaderného zařízení, jehož cílem je ověření projektových parametrů a stability provozu v souladu se schváleným programem zkušebního provozu.

1.4 Základní pojmy převzaté z Vyhlášky 195/1999

- (1) Normálním provozem se rozumí 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 odstavování reaktoru, zvyšování a snižování jeho výkonu, údržba, opravy a výměna paliva.
- (2) Abnormálním provozem se rozumí stavy, operace a události, odkloňující se od normálního provozu, které jsou neplánované, ale jejichž výskyt lze při provozu jaderného zařízení očekávat; jsou to např. rychlé 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.
- (3) Palivovým elementem je konstrukční jednotka, jejíž základní složkou je jaderné palivo; zahrnuje pokrytí, palivové tabletky, plnicí plyn, pružiny, uzávěry apod.
- (4) Palivovým souborem je seskupení palivových elementů, které se běžně nerozebírá při výměně paliva v reaktoru; zahrnuje kromě palivových elementů též distanční mřížky, horní a dolní nátrubky, dále, pokud jsou použity, vodící trubky pro vnitřní instrumentaci nebo pro svazky regulačních proutků nebo pro neutronové zdroje nebo pro soubory s diskrétními vyhořívajícími absorbátory a obálku palivového souboru.
- (5) Palivovým systémem se rozumí palivové soubory a jejich komponenty, vnitřní řídicí komponenty aktivní zóny jako regulační proutky, proutky s vyhořívajícími absorbátory, jsou-li použity, proutky s neutronovými zdroji, opěrné desky apod.,
- (6) Porušením palivových elementů narušení hermetičnosti pokrytí, a tudíž možnost úniku štěpných produktů do okolí.
- (7) Poškozením palivového systému se rozumí porušení palivového elementu nebo překročení rozměrové tolerance pro provozní stavy nebo změna funkční schopnosti mimo hranici uvažovanou v bezpečnostních analýzách.
- (8) Projektovými limitami pro normální a abnormální provoz jsou hodnoty parametrů, do jejichž dosažení je zajištěna schopnost plnit projektové funkce a zabránit nedovolenému úniku radionuklidů do životního prostředí.
- (9) Havarijními podmínkami jsou 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.
- (10) Projektovou nehodou je nehoda uvažovaná v projektovém řešení jaderného zařízení, která může mít za následek uvolnění radionuklidů, ionizujícího záření nebo ozáření osob.

- (11) Maximální projektovou nehodou je projektová nehoda uvažovaná v návrhu jaderného zařízení s největšími radiačními důsledky, mezními parametry palivových elementů maximální parametry palivových elementů a stupně jejich poškození, které nesmějí být překročeny při normálním a abnormálním provozu.
- (12) Jednoduchou poruchou je událost vedoucí ke ztrátě schopnosti některého prvku vykonávat stanovenou funkci, přičemž všechny ostatní prvky pracují správně; následné poruchy vyvolané počáteční jednoduchou poruchou jsou považovány za součást této jednoduché poruchy.

1.5 Doplnující pojmy pro výzkumná jaderná zařízení

- (1) Výzkumným jaderným zařízením se pro účely tohoto Návodu rozumí výzkumné reaktory, experimentální reaktory a kritické soubory (včetně jejich navazujících experimentálních zařízení), v jejichž aktivních zónách se uskutečňuje řízená štěpná řetězová reakce. Na podkritické soubory se tento Návod nevztahuje. Při projektování, výstavbě, uvádění do provozu, provozu a vyřazení z provozu podkritických souborů se po dohodě s Úřadem postupuje obdobně.
- (2) Výzkumný reaktor je jaderný reaktor, vyžadující nucený odvod tepla, sloužící jako zdroj záření a vybavený experimentálním zařízením a přístroji pro provádění vědeckotechnických výzkumných prací (dále jen „experimentální práce“). Maximální tepelný výkon výzkumného reaktoru je 50 MWt.
- (3) Experimentální reaktor je charakterizován malým („nulovým“) výkonem nevyžadujícím nucené chlazení a hustotou neutronového toku nepřevyšující při normálním provozu hodnotu 10^{13} neutronů/m²s⁻¹. Slouží k provádění experimentálních prací z oblasti reaktorové fyziky a vyznačuje se univerzálností konstrukčního řešení aktivní zóny.
- (4) Kritický soubor je reaktor, jehož maximálně dosažitelný přebytek reaktivity je omezen hodnotou 0,7 β_{ef}. Je určen k provádění základních fyzikálních experimentů nevyžadujících velkou zásobu reaktivity.
- (5) Pracovištěm se zdroji ionizujícího záření jsou prostory, ve kterých se uskutečňují radiační činnosti. Ve smyslu Vyhlášky SÚJB č. 307/2002 Sb. o radiační ochraně jsou výzkumná jaderná zařízení velmi významným zdrojem ionizujícího záření a jsou pracovištěm IV. kategorie.
- (6) Experimentální zařízení je soubor přístrojů a zařízení (případně jakákoliv část tohoto souboru), určený k provádění experimentálních prací, který není součástí technologického zařízení reaktoru.
- (7) Provoz pro účely tohoto Návodu zahrnuje veškeré činnosti v období od uvádění výzkumného jaderného zařízení do provozu až po jeho konečné vyřazení z provozu. Samostatné části provozu tvoří uvádění do provozu s etapami nazvanými fyzikální spouštění, energetické spouštění a zkušební provoz, období „trvalého“ provozu, rekonstrukce a vyřazení z provozu.
- (8) Mezní porušení palivových souborů udává nejvyšší přípustný počet poškozených palivových souborů a stupeň jejich poškození stanovený pro maximální projektovou nehodu v předprovozní bezpečnostní zprávě nebo v dokumentaci dle Zákona.
- (9) Mezní parametry palivového souboru jsou maximální parametry palivového souboru, stanovené v předprovozní bezpečnostní zprávě nebo v dokumentaci dle Zákona, které nesmí být překročeny při normálním a abnormálním provozu.

- (10) Zastavený reaktor je takový stav aktivní zóny, v níž jsou všechny výkonné prvky systému řízení a ochrany ve stavu jejich maximální účinnosti a experimentálně ověřená podkritičnost dosahuje minimálně 3 β ef.
- (11) Maximálně dosažitelný přebytek reaktivity je maximální dosažitelná kladná reaktivita reaktoru, která může být uvolněna v dané konfiguraci aktivní zóny a reflektoru.
- (12) Provozně uvolnitelný přebytek reaktivity je maximální povolená hodnota kladné reaktivity uvolnitelná v reaktoru v kritickém stavu standardními technickými manipulacemi a prostředky, jimiž se rozumí povolené úkony pracovníků a funkční činnosti zařízení.
- (13) Oblast s lokální kritičností je část aktivní zóny nebo souboru paliva, moderátoru a dalších materiálů, v níž může vzniknout štěpná řetězová reakce.
- (14) Základní kritický experiment je předepsaná posloupnost úkonů pracovníků a funkčních činností výzkumného jaderného zařízení, jejímž cílem je stanovení určujících parametrů prvního kritického stavu dané aktivní zóny (např. hmotnost ^{235}U , polohy regulačních tyčí, přebytek reaktivity kompenzovaný automatickým regulátorem, výška hladiny moderátoru).
- (15) Neznámý kritický stav je takový stav aktivní zóny, jehož reaktivita se liší od známého, experimentálně ověřeného, kritického stavu s přesností $\pm 0,07 \beta$ ef o hodnotu $> 0,7 \beta$ ef.
- (16) Princip „m z n“ je výběrové zapojení m z celkového počtu n nezávislých měřicích kanálů, které vydává signál k činnosti dalších systémů.
- (17) Pracovní poloha výkonných prvků ochranného systému reaktoru je jejich pohotovostní stav stanovený v projektu, z něhož dochází k bezpečnostnímu (havarijnímu) zastavení reaktoru.
- (18) Nezávislá část systému řízení a ochrany je sestavena z prvků, které jsou funkčně nezávislé na ostatních částech tohoto systému (např. nezávislé čidlo, nezávislý měřicí kanál apod.).
- (19) Skupina výkonných prvků systému řízení a ochrany je část výkonných prvků, která je společně ovládána a funkčně plně nezávislá na dalších skupinách tohoto systému.
- (20) Oblast aktivní zóny je vymezená část prostoru objektu výzkumného jaderného zařízení, která je oddělena od ostatních prostor biologickým stíněním.
- (21) Kritérium jednoduché poruchy splňuje systém (soubor zařízení) tehdy, je-li schopen vykonávat stanovené funkce i při výskytu jakékoliv vnitřní jednoduché náhodné poruchy. Následné poruchy vyvolané jednoduchou poruchou se považují za její součást.
- (22) Pracovníky se pro účely tohoto Návodu rozumí jak pracovníci držitele povolení, pracovníci organizací, kteří se podílejí na zabezpečování uvádění do provozu, zkušebním a trvalém provozu, vyřazování z provozu a experimentálních prací na výzkumném jaderném zařízení, pokud činnost uvedených pracovníků nebo výsledků jejich činnosti mohou ovlivnit jadernou bezpečnost.
- (23) Stárnutí je proces degradace komponenty nebo systému, která vede ke ztrátě funkčnosti nebo omezení výkonu funkce způsobené některými časově závislými faktory nebo mechanismy. Tyto faktory nebo mechanismy mohou působit cyklicky nebo spojitě. Obecně, pravděpodobnost vzniku poruchy komponenty nebo systému, jehož příčinou je degradace se bude zvětšovat s časem, po který je komponenta nebo systém vystaven působení faktorů nebo mechanismů stárnutí. Vliv stárnutí komponent a systémů je možno omezit, pokud jsou opravovány nebo vyměňovány v přiměřených časových intervalech.

- (24) Rekonstrukcí nebo modifikací výzkumného jaderného zařízení se rozumí takové úpravy provozního a experimentálního zařízení (včetně stavebních částí, nosných konstrukcí apod.), které jsou prováděny mimo rámec provozních oprav a údržby.
- (25) Výměna paliva je proces, při kterém je použité palivo v nádobě reaktoru vyjmuto a přemístěno do skladu ozářeného paliva. Současně je nahrazeno palivem neozářeným nebo skladovaným mimo reaktorovou nádobu. Výměnou paliva na výzkumném jaderném zařízení se rozumí změna typu paliva nebo výměna nejméně 1/3 paliva daného typu v aktivní zóně.

2 ZÁKLADNÍ POŽADAVKY PŘI PROJEKTOVÁNÍ, VÝSTAVBĚ A PROVOZU VÝZKUMNÉHO JADERNÉHO ZAŘÍZENÍ

2.1 Povolení k jednotlivým činnostem

- (1) Povolení Úřadu (s ohledem na výzkumná jaderná zařízení) je třeba k:
- a) umístění výzkumného jaderného zařízení,
 - b) výstavbě výzkumného jaderného zařízení,
 - c) jednotlivým etapám uvádění výzkumného jaderného zařízení do provozu stanoveným prováděcím právním předpisem,
 - d) provozu výzkumného jaderného zařízení,
 - e) opětovnému uvedení výzkumného jaderného reaktoru do kritického stavu po výměně jaderného paliva,
 - f) provedení rekonstrukce nebo jiných změn ovlivňujících jadernou bezpečnost, radiační ochranu, fyzickou ochranu a havarijní připravenost výzkumného jaderného zařízení,
 - g) jednotlivým etapám vyřazování z provozu výzkumného jaderného zařízení v rozsahu a způsoby stanovenými prováděcím právním předpisem,
 - h) uvádění radionuklidů do životního prostředí v rozsahu a způsoby stanovenými prováděcím právním předpisem,
 - i) nakládání se zdroji ionizujícího záření v rozsahu a způsoby stanovenými prováděcím právním předpisem,
 - j) nakládání s radioaktivními odpady v rozsahu a způsoby stanovenými prováděcím právním předpisem,
 - k) dovozu nebo vývozu jaderných položek nebo k průvozu jaderných materiálů a vybraných položek,
 - l) nakládání s jadernými materiály,
 - m) přepravě jaderných materiálů a radionuklidových zářičů stanovených prováděcím právním předpisem; toto povolení se nevztahuje na osobu, která dopravu provádí, případně dopravce, pokud není současně přepravcem, případně odesilatelem nebo příjemcem,
 - n) odborné přípravě vybraných pracovníků výzkumných jaderných zařízení (§18, odst. 5 Zákona),
 - o) zpětnému dovozu radioaktivních odpadů vzniklých při zpracování materiálů vyvezených z České republiky,
 - p) mezinárodní přepravě radioaktivních odpadů v rozsahu a způsoby stanovenými prováděcím právním předpisem (Vyhláška SÚJB č. 317/2002 Sb.),
 - q) provádění osobní dozimetrie a dalších služeb významných z hlediska radiační ochrany v rozsahu a způsoby stanovenými prováděcím právním předpisem,
 - r) přidávání radioaktivních látek do spotřebních výrobků při jejich výrobě nebo přípravě nebo k dovozu či vývozu takových výrobků.

- (2) Povolení Úřadu vydaná podle odst. (1) nenahrazují povolení nebo oprávnění k činnostem vydávaná jinými správními orgány podle zvláštních předpisů.

2.2 Obecné požadavky na výzkumná jaderná zařízení

- (1) Technologická a experimentální zařízení a stavební konstrukce, důležité pro jadernou bezpečnost výzkumného jaderného zařízení musí být navrhovány, vyráběny, montovány a zkoušeny tak, aby byla zajištěna jejich spolehlivá funkce při normálním i abnormálním provozu.
- (2) Řešení všech technologických a experimentálních zařízení a stavebních konstrukcí (včetně zařízení pro manipulaci a skladování jaderného paliva) musí vylučovat vznik oblastí s lokální kritičností, a to jak v normálním a abnormálním provozu, tak i v havarijních podmínkách.
- (3) U zařízení důležitých pro jadernou bezpečnost musí být proveden systematický rozbor z hlediska jejich náhodných jednoduchých poruch. Řešení těchto zařízení musí splňovat kritérium jednoduché poruchy.
- (4) Zařízení důležitá pro jadernou bezpečnost musí být zhodnocena a řešena z hlediska nutnosti jejich zapojení do systému řízení a ochrany.
- (5) Jaderná bezpečnost výzkumného 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, obyvatelstva a životního prostředí.
- (6) Umisťování výzkumného jaderného zařízení se provádí v souladu s Vyhláškou SÚJB č. 215/1997 Sb. o kritériích na umisťování jaderných zařízení a velmi významných zdrojů ionizujícího záření.
- (7) Vyřazování výzkumného jaderného zařízení z provozu se provádí v souladu s Vyhláškou SÚJB č. 185/2003 Sb. o vyřazování jaderných zařízení z provozu. Návrh způsobu vyřazování výzkumného jaderného zařízení z provozu, který schvaluje Úřad, se aktualizuje nejméně jednou za pět let. Dále se návrh aktualizuje při každé změně rozhodných skutečností, na jejichž základě byl sestaven, zejména při změně plánovaného termínu ukončení činností nebo ostatních podkladů.

2.3 Zabezpečení jakosti výzkumného jaderného zařízení

- (1) Požadavky na zajištění jakosti výzkumného jaderného zařízení se řídí ustanoveními Zákona a příslušného prováděcího právního předpisu, kterým je Vyhláška SÚJB č. 132/2008 Sb. o systému jakosti při provádění a zajišťování činností souvisejících s využíváním jaderné energie a radiačních činností a o zabezpečování jakosti vybraných zařízení s ohledem na jejich zařazení do bezpečnostních tříd.

2.4 Fyzická ochrana výzkumného jaderného zařízení

- (1) Požadavky na zajištění fyzické ochrany výzkumného jaderného zařízení se řídí ustanoveními § 4, odst. 4, 9 a 10 Zákona a příslušného prováděcího právního předpisu, kterým je Vyhláška SÚJB č. 144/1997 Sb. o fyzické ochraně jaderných materiálů a jaderných zařízení a o jejich zařazování do jednotlivých kategorií.

- (2) V souladu s ustanovením § 13 odst. 6 podmínkou pro vydání povolení uvedených v 2.1.(1) písm. c), d), e), f), g), k), l) a m) Návodu je schválení způsobu zajištění fyzické ochrany a jaderných materiálů Úřadem. Požadavky na zajištění fyzické ochrany stanovuje Vyhláška SÚJB č. 144/1997 Sb.

2.5 Havarijní připravenost výzkumného jaderného zařízení

- (1) Havarijní připravenost se řídí ustanovením §§ 17, 18 a 19 Zákona a příslušného prováděcího právního předpisu, kterým je Vyhláška SÚJB č. 318/2002 Sb. o podrobnostech k zajištění havarijní připravenosti jaderných zařízení a pracovišť se zdroji ionizujícího záření a o požadavcích na obsah vnitřního havarijního plánu a havarijního řádu.

2.6 Kontrola stavu zařízení důležitých pro jadernou bezpečnost

- (1) Zařízení důležitá pro jadernou bezpečnost musí být řešena a provozována tak, aby umožňovala provádět za provozu kontrolu stavu a zkoušky jejich funkčních schopností a spolehlivosti metodami odpovídajícími současnému stavu vědy a techniky. Tyto kontroly a zkoušky jsou specifikovány v limitech a podmínkách.
- (2) Pokud nelze zajistit potřebnou úroveň nebo počet zkoušek a kontrol, musí technické řešení obsahovat bezpečnostní opatření kompenzující výskyt nezjistitelných poškození za provozu výzkumného jaderného zařízení.

2.7 Radiační ochrana výzkumného jaderného zařízení

- (1) Pro účely radiační ochrany pracovníků výzkumného jaderného zařízení musí být dodrženy požadavky Zákona a prováděcího právního předpisu, kterým je Vyhláška SÚJB č. 307/2002 Sb. o radiační ochraně.

2.8 Ochrana proti poruchám zařízení

- (1) Zařízení důležitá pro jadernou bezpečnost se musí řešit tak, aby při normálním a abnormálním provozu nedošlo k jejich poškození v důsledku poruch jiných zařízení umístěných uvnitř objektu výzkumného jaderného zařízení. Proto musí být schopna snést změny prostředí spojené s těmito poruchami a být vhodně umístěna a přiměřeně chráněna před dynamickými a jinými účinky (vržené předměty, vibrace potrubí, unikání kapalin, přetížení vyšším tlakem apod.).

2.9 Zabezpečení odvodu tepla

- (1) Technologické soubory a zařízení, které zajišťují nebo jejichž funkce je závislá na odvádění tepla uvolněného štěpením, zbytkového a provozního tepla, nebo zařízení, jejichž funkce je na tomto odvádění závislá, se musí řešit tak, aby za normálního a abnormálního provozu a v havarijních podmínkách (do rozsahu maximální projektové nehody) bylo spolehlivě zajištěno odpovídající chlazení.
- (2) Systémy odvodu tepla se musí v potřebné míře zálohovat, fyzicky oddělovat, vzájemně propojit, izolovat apod. tak, aby splňovaly kritérium jednoduché poruchy.

- (3) Výzkumný reaktor musí být opatřen systémem havarijního chlazení aktivní zóny, který v případě chybné funkce normálního systému odvodu tepla zamezí překročení stanoveného mezního porušení palivových souborů.

2.10 Požární ochrana

- (1) Zařízení důležitá z hlediska jaderné bezpečnosti musí být řešena a umístěna tak, aby splňovala požadavky požární ochrany a další požadavky stanovené Zákonem č. 133/1985 Sb. o požární ochraně ve znění pozdějších předpisů.
- (2) U zařízení důležitých z hlediska jaderné bezpečnosti musí být použito nehořlavých hmot nebo hmot se sníženou hořlavostí.
- (3) Objekty výzkumného jaderného zařízení musí být vybaveny elektrickou požární signalizací a stabilním hasicím zařízením navrženým tak, aby v případě poruchového stavu nebo náhodného uvedení do provozu nebyla ovlivněna funkční schopnost zařízení důležitých z hlediska jaderné bezpečnosti výzkumného jaderného zařízení.
- (4) Pro objekty důležité z hlediska jaderné bezpečnosti výzkumného jaderného zařízení musí být zpracováno posouzení požárního nebezpečí.

2.11 Ochrana proti jevům vyvolaným přírodními podmínkami

- (1) Zařízení důležitá pro jadernou bezpečnost musí být řešena tak, aby při živelných událostech, které lze reálně předpokládat (zemětřesení, vichřice, zátopy apod.), nebo událostech vyvolaných lidskou činností vně výzkumného jaderného zařízení (pád letadla, výbuchy v okolí apod.) bylo možné:
 - a) reaktor bezpečně zastavit a udržovat v zastaveném stavu,
 - b) odvádět zbytkový výkon reaktoru po dostatečně dlouhou dobu,
 - c) zajistit, že případné radioaktivní úniky nepřekročí hodnoty stanovené příslušným prováděcím právním předpisem (Vyhláška SÚJB č. 307/2002 Sb.).
- (2) Při navrhování výzkumného jaderného zařízení se musí uvážit:
 - a) nejvýznamnější přírodní jevy, historicky zaznamenané v dané lokalitě a jejím okolí, extrapolované s uvážením omezené přesnosti hodnot a času,
 - b) kombinace účinků přírodních jevů a jevů vyvolaných lidskou činností a havarijních podmínek těmito jevy způsobenými.

2.12 Odborná způsobilost pracovníků výzkumného jaderného zařízení

- (1) Požadavky na odbornou způsobilost osob a zvláštní odbornou způsobilost stanovuje § 12 Zákona a Vyhláška SÚJB č. 315/2002 Sb.
- (2) Zvláštní odbornou způsobilostí se rozumí:
 - a) odborná schopnost fyzických osob ověřená státní zkušební komisí vyžadovaná pro činnosti, které mají bezprostřední vliv na jadernou bezpečnost jaderných zařízení. Státní zkušební komisi pro ověřování zvláštní odborné způsobilosti vybraných pracovníků výzkumných jaderných zařízení v souladu se Zákonem ustavuje a její statut vydává předseda Úřadu. Statut státní zkušební komise pro ověřování zvláštní odborné způsobilosti vybraných pracovníků jaderných zařízení podrobně řeší veškeré související náležitosti,

- b) odborná schopnost fyzických osob ověřená odbornou zkušební komisí Úřadu vyžadovaná pro řízení práce se zdroji ionizujícího záření a vykonávání dalších činností zvláště důležitých z hlediska radiační ochrany stanovených prováděcím předpisem.
- (3) Činnosti, které mají bezprostřední vliv na jadernou bezpečnost, a činnosti zvláště důležité z hlediska radiační ochrany, požadavky na kvalifikaci a odbornou přípravu, způsob ověřování zvláštní odborné způsobilosti a udělování oprávnění vybraným pracovníkům a způsob provedení schvalované dokumentace pro povolení k přípravě vybraných pracovníků jsou stanoveny zvláštním právním předpisem, kterým je Vyhláška SÚJB č. 146/1997 Sb. ve znění Vyhlášky SÚJB č. 315/2002 Sb.
- (4) Činnostmi majícími bezprostřední vliv na jadernou bezpečnost se rozumí pracovní činnosti, vykonávané na výzkumném jaderném zařízení, a to:
- a) manipulace na dozorně a přímé řízení provádění jednotlivých kroků testů fyzikálního a energetického spouštění reaktoru a řízení a kontrola dalších spouštěcích prací. Tyto činnosti jsou vykonávány pracovníkem zařazeným ve funkci Vedoucí spouštěcí skupiny,
- b) manipulace na dozorně, řízení a kontrola uvádění reaktoru do provozu, řízení a kontrola provozu reaktoru, řízení a kontrola manipulací s palivem v aktivní zóně reaktoru a řízení a kontrola činnosti směny. Tyto činnosti jsou vykonávány pracovníkem zařazeným ve funkci Vedoucí směny,
- c) řízení a kontrola sestavení a uspořádání aktivní zóny, realizace fyzikálních měření v průběhu fyzikálního a energetického spouštění reaktoru a řízení a kontrola základního kritického experimentu. Tyto činnosti jsou vykonávány pracovníkem zařazeným ve funkci Kontrolní fyzik,
- d) manipulace na dozorně, řízení a kontrola uvádění do provozu a řízení a kontrola provozu reaktoru. Tyto činnosti jsou vykonávány pracovníkem zařazeným ve funkci Operátor reaktoru.
- (5) Státní zkušební komisi pro ověřování zvláštní odborné způsobilosti vybraných pracovníků výzkumných jaderných zařízení v souladu se Zákonem ustavuje a její statut vydává předseda Úřadu. Statut státní zkušební komise pro ověřování zvláštní odborné způsobilosti vybraných pracovníků jaderných zařízení podrobně řeší veškeré související náležitosti.

2.13 Odpovědnost za škody

- (1) Držitel povolení k provozu výzkumného jaderného zařízení nebo k jakékoliv činnosti spojené s užíváním výzkumného jaderného zařízení nebo držitel povolení k přepravě jaderných materiálů je odpovědným za jadernou škodu podle mezinárodní smlouvy, kterou je Česká republika vázána (§ 33 Zákona).
- (2) Odpovědnost držitele povolení za jadernou škodu způsobenou každou jednotlivou jadernou událostí je omezena v případě výzkumných jaderných zařízení na částku 2 mld. Kč.
- (3) Držitel povolení je povinen sjednat pojištění své odpovědnosti za jadernou škodu s pojistitelem oprávněným podle zvláštního zákona, pokud není stanoveno jiné finanční zajištění pro případ odpovědnosti za jadernou škodu.
- (4) Pojistná částka nesmí být u výzkumných jaderných zařízení nižší než 300 mil. Kč.

3 SPECIFICKÉ POŽADAVKY NA PROJEKT VÝZKUMNÉHO JADERNÉHO ZAŘÍZENÍ

3.1 Aktivní zóna reaktoru

3.1.1 Řešení aktivní zóny reaktoru

- (1) Řešení aktivní zóny reaktoru a s ní spojených řídicích a ochranných systémů musí zajistit, aby:
 - a) při normálním a abnormálním provozu nebyly překročeny mezní parametry palivových souborů,
 - b) při havarijních podmínkách do rozsahu maximální projektové nehody
 - i) reaktor bylo možno bezpečně zastavit a udržovat v zastaveném stavu,
 - ii) aktivní zónu bylo možno chladit po dostatečně dlouhou dobu,
 - iii) nedošlo k překročení mezního porušení palivových souborů.
- (2) Provedení palivových souborů musí:
 - a) zajistit, aby jejich mezní parametry, které slouží jako základ pro navrhování ostatních zařízení, nebyly při normálním a abnormálním provozu překročeny,
 - b) zajistit, aby projektem předpokládané mezní porušení palivových souborů nebylo překročeno ani v havarijních podmínkách do rozsahu maximální projektové nehody. Přitom je nutno uvážit použité materiály, radiační a chemické vlivy, účinky statického, dynamického a tepelného zatížení a případné nepřesnosti při výpočtech, výrobě a montáži, jakož i rozsah experimentálního a provozního ověření.
- (3) Mechanické části aktivní zóny nebo mechanické části umístěné v její blízkosti včetně jejich upevnění se musí řešit tak, aby odolaly statickým a dynamickým účinkům při normálním a abnormálním provozu a v havarijních podmínkách do rozsahu maximální projektové nehody. Jejich porušení nesmí bránit zastavení reaktoru a odvádění zbytkového tepla.
- (4) Řešení aktivní zóny reaktoru musí být provedeno tak, aby byly vyloučeny samovolné změny složení, stavu a konfigurace aktivní zóny a reflektoru, ovlivňující negativně jadernou bezpečnost (např. změna množství, složení a stavu paliva a moderátoru, změna polohy a stavu výkonných prvků systému řízení a ochrany, deformace nosných konstrukcí aktivní zóny, palivových souborů, změny rozteče palivových souborů apod.).
- (5) Řešení aktivní zóny reaktoru musí umožňovat bezpečné, snadné a rychlé provádění prací uvnitř aktivní zóny, prací souvisejících s manipulací s palivem a experimentálním zařízením apod.
- (6) Zařízení důležitá pro jadernou bezpečnost musí být spolehlivě chráněna proti nežádoucímu vlivu prostředí po celou dobu své životnosti.

3.1.2 Změny reaktivity

- (1) Řešení aktivní zóny reaktoru musí umožňovat spolehlivé a dostatečně přesné změny reaktivity v souladu s hodnotami provozně uvolnitelného přebytku reaktivity a maximální povolené rychlosti změny reaktivity.

- (2) Řešení systému pro změny reaktivity musí umožňovat spolehlivou a dostatečně přesnou kontrolu změny parametru (poloha regulačního orgánu, výška hladiny apod.) vyvolávající změnu reaktivity. Změny reaktivity by měly být ovladatelné a kontrolovatelné v dozorně.
- (3) Při jakýchkoliv změnách v reaktoru prováděných standardními technickými manipulacemi a prostředky nesmí celková kladná reaktivita aktivní zóny překročit provozně uvolnitelný přebytek reaktivity 0,7 β ef. Překročení této hodnoty musí vést k podání bezpečnostního (havarijního) signálu.
- (4) Maximálně možná rychlost kladných změn reaktivity prováděných standardními technickými manipulacemi a prostředky nesmí přesáhnout hodnotu 0,1 β ef/s.
- (5) Standardními technickými manipulacemi a prostředky je nutno zabezpečit, aby nemohla být prováděna kladná změna reaktivity současně dvěma nezávislými způsoby (např. ručním vytahováním absorpční tyče a současným zvětšováním množství moderátoru v reaktoru).
- (6) Povolené změny reaktivity v případě, že reaktor není zastaven, je nutno provádět distančně. Tyto změny musí být vratné a dostatečně přesně sledovatelné.
- (7) Provádět jakékoliv manipulace se zařízeními důležitými pro bezpečnost a změny v aktivní zóně, které nejsou ovládány a kontrolovány systémem řízení a ochrany, je povoleno výhradně za podmínky, že výkonné prvky ochranného systému (havarijní ochrany) jsou v maximu jejich účinnosti a podkritičnost aktivní zóny je alespoň 3 β ef.

3.1.3 Účinnost ochranného systému

- (1) Zásah výkonných prvků ochranného systému musí být proveden takovou rychlostí, aby záporná reaktivita odpovídající hodnotě 75 % maximálně dosažitelného přebytku reaktivity byla zavedena během doby kratší než 2 s a záporná reaktivita odpovídající alespoň 150 % maximálně dosažitelného přebytku reaktivity byla zavedena za dobu kratší než 4 s.
- (2) Počet, rozložení a účinnost jednotlivých výkonných prvků ochranného systému musí být voleny tak, aby účinnost všech skupin bez jedné nejúčinnější byla alespoň o 50 % vyšší než je maximálně dosažitelný přebytek reaktivity.
- (3) Technické řešení ochranného systému musí zajistit, aby doba mezi fyzikální příčinou a podáním odpovídajícího bezpečnostního (havarijního) signálu nepřesáhla 2 sekundy.

3.2 Vybavení reaktoru

3.2.1 Základní požadavky

- (1) Výzkumné jaderné zařízení musí být zejména vybaveno:
 - a) systémem řízení a ochrany,
 - b) spojovacím systémem,
 - c) systémem dozimetrické kontroly,
 - d) neutronovým zdrojem.

- (2) Vyžadují-li to provozní a experimentální podmínky kladené tímto Návodem na změny reaktivity, musí být reaktor vybaven kompenzačním systémem, který je součástí systému řízení a ochrany.

3.2.2 Řídicí funkce systému řízení a ochrany

- (1) Systém řízení a ochrany musí být vybaven přístroji tak, aby mohl sledovat, měřit, registrovat a zabezpečit dálkové ruční i automatické ovládání důležité pro zajištění jaderné bezpečnosti během normálního a abnormálního provozu a v havarijních podmínkách výzkumného jaderného zařízení. Sdělovače a ovladače musí být vhodně řešeny a rozmístěny, aby obsluha měla neustále dostatek informací o stavu výzkumného jaderného zařízení a mohla v případě potřeby operativně zasáhnout. Systém řízení a ochrany musí dávat požadované signály a informace o odchylkách důležitých provozních parametrů a procesů od přípustných mezí.
- (2) Systém řízení a ochrany musí zaznamenávat hodnoty parametrů, které jsou důležité pro jadernou bezpečnost výzkumného jaderného zařízení.
- (3) Pro případ havarijních podmínek musí přístrojové vybavení poskytovat:
 - a) informace o okamžitém stavu výzkumného jaderného zařízení, na jejichž základě lze provést ochranná opatření pro jeho obsluhu a pro vlastní zařízení,
 - b) základní informace o průběhu havárie a jejich záznam,
 - c) informace umožňující charakterizovat šíření radioaktivních látek a záření do okolí výzkumného jaderného zařízení tak, aby bylo možno včas provést opatření ke zmírnění následků.
- (4) Pro přesnou a spolehlivou kontrolu a řízení časového průběhu štěpné řetězové reakce (reaktivity, hustoty toku neutronů, výkonu) musí být systém řízení a ochrany vybaven
 - a) v případě výzkumného a experimentálního reaktoru:
 - i) minimálně třemi navzájem nezávislými měřicími kanály, které vyhodnocují výkon. Údaje z alespoň dvou volitelných výkonových měřicích kanálů (případně z jednoho a průměrného údaje ze dvou zbývajících nebo z jednoho a průměrného údaje ze všech tří kanálů) musí být zobrazovány, signál alespoň z jednoho volitelného měřicího kanálu musí být vhodným způsobem registrován. Údaje z jednotlivých kanálů (případně průměrné údaje) mohou být využity pro automatické řízení výkonu. Binární signály vzniklé komparací údajů o výkonu se zadanými hodnotami by měly být využity pro ochranné a signalizační funkce.
 - ii) minimálně třemi navzájem nezávislými kanály pro měření rychlosti změny výkonu (případně měření reaktivity). Údaje z alespoň dvou volitelných měřicích kanálů (případně z jednoho a průměrného údaje ze dvou zbývajících nebo z jednoho a průměrného údaje ze všech tří kanálů) musí být zobrazovány, signál alespoň z jednoho volitelného měřicího kanálu musí být vhodným způsobem registrován. Údaje z jednotlivých kanálů (nebo průměrné údaje) mohou být využity pro automatické řízení výkonu. Binární signály vzniklé komparací údajů o rychlosti změny výkonu se zadanými hodnotami by měly být využity pro ochranné a signalizační funkce.
 - iii) Funkce podle odst. i) a ii) mohou být sloučeny. Použitý měřicí kanál tak může měřit výkon i rychlost jeho změny.
 - b) v případě kritického souboru:

- i) minimálně dvěma navzájem nezávislými výkonovými měřicími kanály, jejichž údaje jsou zobrazovány a alespoň z jednoho registrován,
 - ii) minimálně dvěma navzájem nezávislými kanály pro měření rychlosti změny výkonu (reaktivity); signál alespoň jednoho má být zobrazován.
 - iii) Funkce podle odst. i) a ii) mohou být sloučeny. Použitý měřicí kanál tak může měřit výkon i rychlost jeho změny.
- (5) Výzkumný reaktor musí být vybaven automatickým řízením průběhu štěpné řetězové reakce.

3.2.3 Ochranná funkce systému řízení a ochrany

- (1) Systém řízení a ochrany musí být vybaven ochranným systémem:
- a) který musí být schopen identifikovat abnormální podmínky a automaticky uvést do chodu příslušná zařízení včetně subsystému pro odstavení reaktoru s cílem nepřekročit projektové limity,
 - b) jehož ochranná funkce musí být nadřazena ostatním funkcím a činnostem systému řízení a ochrany i obsluhy; obsluha musí mít možnost tuto ochrannou funkci vyvolat kdykoli ručně nezávisle na jakýchkoli podmínkách minimálně ze dvou míst.
- (2) Ochranný systém musí být řešen tak, aby:
- a) žádná jednoduchá porucha nezpůsobila ztrátu ochranné funkce systému; taková porucha však může vyvolat odstavení reaktoru,
 - b) vyřazení z provozu jedné libovolné komponenty nebo kanálu by nemělo snížit počet příslušných komponent nebo kanálů na jeden; pokud k takové redukci dojde, mělo by následně dojít k odstavení reaktoru,
 - c) umožnil zkoušku funkce jednotlivých nezávislých kanálů za provozu a zkoušku funkce společných obvodů alespoň při odstaveném reaktoru.
- (3) Zařízení ochranného systému:
- a) musí zabezpečit odstavení reaktoru za normálního i abnormálního provozu a za havarijních podmínek,
 - b) musí obsahovat nejméně jeden systém pro odstavení reaktoru. Druhý nezávislý systém pro odstavení reaktoru musí být uvážen a může být požadován v závislosti na vlastnostech a charakteristikách výzkumného jaderného zařízení. Přitom ochranný systém musí být schopen uvést reaktor do podkritického stavu s přiměřenou rezervou i za situace s nejvyšším provozně uvolnitelným přebytkem reaktivity a maximálně dosažitelným přebytkem reaktivity.
 - c) musí být schopno zabránit samovolnému vzniku kritického stavu.
- (4) Systém řízení a ochrany má být řešen tak, aby v kterékoliv provozní fázi (uvádění do kritického stavu, provoz na libovolném výkonu, provádění změn výkonu) byly v obvodech ochrany zpracovávány logické signály k odstavení reaktoru
- a) u výzkumných a experimentálních reaktorů:
 - i) nejméně ze tří navzájem nezávislých výkonových měřicích kanálů,
 - ii) nejméně ze tří navzájem nezávislých kanálů pro měření rychlosti změny výkonu (reaktivity).
- V obou případech se tyto signály zpracovávají v logice dva ze tří.

- b) u kritických souborů:
 - i) nejméně ze dvou navzájem nezávislých výkonových měřicích kanálů,
 - ii) nejméně ze dvou navzájem nezávislých kanálů pro měření rychlosti změny výkonu (reaktivity).

V obou případech se tyto signály zpracovávají v logice jeden ze dvou.

- (5) Ochranný systém výzkumného jaderného zařízení by měl být vybaven pevně nastaveným systémem, který omezuje maximální povolený výkon a je nezávislý na ostatních částech systému řízení a ochran. Jeho struktura by měla být uspořádána analogicky jako u výkonových měřicích kanálů, diverzifikovaná přístrojová řešení by byla výhodnými.
- (6) Výkonné prvky ochranného systému musí automaticky zasáhnout po:
 - a) podání signálů k odstavení reaktoru od výkonových měřicích kanálů při překročení zadané úrovně výkonu,
 - b) podání signálů k odstavení reaktoru od kanálů pro měření rychlosti změny výkonu při převýšení zadané úrovně rychlosti změny výkonu,
 - c) podání signálů k odstavení reaktoru od kanálů nezávislé výkonové ochrany,
 - d) překročení zadaných hodnot parametrů, které by mohly vést ke vzniku havarijních podmínek (např. překročení zadané výšky hladiny moderátoru, teploty, tlaku, úrovně radiace apod.),
 - e) celkové ztrátě napájení,
 - f) zjištění nesprávné funkce, poruše nebo blokování přístrojů v obvodech systému řízení a ochrany,
 - g) zjištění nesprávné funkce, poruše nebo nepřipustném stavu jiných zařízení důležitých pro bezpečnost vedoucích k možnosti vzniku havarijních podmínek.
- (7) Zásah ochranného systému, vedoucí k odstavení reaktoru, musí být vyvolatelný ručně stisknutím tlačítka, a to ve všech stavech uvažovaných v projektu výzkumného jaderného zařízení.

3.2.4 Vztah řídicích a ochranných funkcí

- (1) Systém řízení a ochrany musí být řešen tak, aby poruchy řídicích systémů neovlivňovaly schopnost ochranného systému vykonat ochrannou funkci. Funkčně nutné a účelné spojení jednotlivých částí systému řízení a ochrany by mělo být v maximální míře omezeno tak, aby neovlivnilo jadernou bezpečnost (např. spojení funkce kanálů pro měření výkonu a rychlosti změny výkonu se připouští, použití výkonných prvků ochranného systému pro jiné funkce je nepřipustné).
- (2) Ochranný systém musí být řešen a nastaven tak, aby nemohlo dojít k překročení projektových limitů ani při chybné řídicí funkci. Ochranné funkce systému řízení a ochrany musí být nadřazeny řídicím funkcím tohoto systému a činnosti obsluhy výzkumného jaderného zařízení.

3.2.5 Signalizační funkce systému řízení a ochran

- (1) Signalizační funkce musí systém plnit pro podávání těchto tří typů signálů v dozorně reaktoru:

- a) bezpečnostní (havarijní) signály při dosažení limitní hodnoty příslušné veličiny, při níž zasahuje ochranný systém, včetně dosažené resp. překročené hodnoty; tato signalizace by měla být světelná a zvuková. Zvuková signalizace by měla být v tomto případě podávána i v hale reaktoru, případně v dalších technologických prostorách. Je žádoucí, aby v případě kumulace signálů bylo možno určit jejich časovou posloupnost,
 - b) varovné signály před přiblížením hodnoty příslušné veličiny k limitní hodnotě, při níž zasahuje ochranný systém; rozdíl mezi hodnotou vedoucí k podání varovného signálu a limitní hodnotou má být volen tak, aby obsluha mohla provést potřebnou změnu stavu reaktoru. Identifikace varovných signálů se řídí obdobným principem jako u bezpečnostní (havarijních) signalizace. Varovná signalizace by měla být světelná a zvuková,
 - c) informativní signály, které podávají informace o hodnotách parametrů a stavu zařízení důležitých pro bezpečnost, vybraných technologických okruhů a zařízení apod. (např. dosažení koncových poloh čidel a výkonných prvků systému řízení a ochrany, výška hladiny moderátoru v aktivní zóně, tlak rozvodech tlakového vzduchu, napájení, koncové polohy neutronového zdroje, dosažení nastavených hodnot úrovně radiace apod.); tato signalizace by měla být světelná.
- (2) Jednotlivé typy signálů, uvedené v předchozím odstavci, musí být zřetelně odlišeny.

3.2.6 Dozorna

- (1) Výzkumné jaderné zařízení musí být vybaveno dozornou, odkud je lze bezpečně a spolehlivě kontrolovat a ovládat v normálním, abnormálním provozu i v havarijních podmínkách.
- (2) Dozorna musí být řešena tak, aby z hlediska ochrany pracovníků umožňovala přístup, bezpečný pobyt a jeho zdravotní nezávadnost i v havarijních podmínkách.
- (3) Řešení výzkumného jaderného zařízení musí umožnit odstavení reaktoru i v případě, stane-li se dozorna nepoužitelnou.

3.2.7 Indikace polohy výkonných prvků

- (1) Řídicí výkonné prvky systému řízení a ochrany musí být opatřeny zařízením pro indikaci a signalizaci jejich stavu (např. poloha, množství) a jeho koncových (hraničních) hodnot odvozených pokud možno přímo z jejich okamžitého stavu. Signalizace musí být zavedena do dozorny.
- (2) Výkonné prvky ochranného systému reaktoru musí být opatřeny zařízením pro přímou indikaci a signalizaci alespoň:
 - a) připravenosti k ochrannému zásahu (např. horní poloha bezpečnostních (havarijních) tyčí),
 - b) stavu po ochranném zásahu (např. dolní poloha bezpečnostních (havarijních) tyčí).

3.2.8 Zálohování elektrických napájecích systémů

- (1) Výzkumný i experimentální reaktor musí být opatřen zálohovým napájecím systémem elektrického napětí umožňujícím při ztrátě vnějšího napájení po dobu stanovenou projektem zachování:

- a) všech funkcí systému řízení a ochrany a nejméně dvou měřicích kanálů pro měření výkonu a měření rychlosti změny výkonu,
 - b) všech důležitých funkcí dalších zařízení důležitých pro bezpečnost,
 - c) všech důležitých funkcí systému signalizace a dozimetrického systému.
- (2) Po uplynutí doby stanovené projektem musí dojít k bezpečnému odstavení reaktoru.
 - (3) Zálohové napájení nemusí být nutně bezpauzové, případná pauza by však měla být omezena na dobu nezbytně nutnou pro přepnutí.
 - (4) Výzkumné jaderné zařízení musí být opatřeno pro případ celkové ztráty napájení nouzovým zdrojem energie, jenž umožní:
 - a) spolehlivou kontrolu zastavení reaktoru, přičemž po zastavení reaktoru po dobu stanovenou projektem má být zabezpečena:
 - i) funkce koncových ukazatelů výkonných prvků systému řízení a ochrany včetně příslušné části systému signalizace,
 - ii) funkce ukazatelů hodnot důležitých parametrů charakterizujících stav aktivní zóny včetně příslušné části systému signalizace,
 - b) po nezbytně nutnou dobu odvod zbytkového tepla a kontrolu odvodu tepla.

3.2.9 Kontrola funkční činnosti

- (1) Systém řízení a ochrany musí být schopen prověrky funkční schopnosti, kontroly nastavení a kontroly stavu zařízení důležitých pro bezpečnost. Výchozí prověrka má být v plném rozsahu prováděna vždy před zahájením uvádění reaktoru do kritického stavu a její úspěšné ukončení je pro tuto činnost nutnou podmínkou. Tato prověrka může být prováděna ručně nebo automaticky, avšak další postup uvádění reaktoru do kritického stavu by měl být podmíněn kontrolou úspěšnosti a úplné prověrky. Tato kontrola musí být zabezpečena technickými prostředky, které nemá obsluha možnost obejít.
- (2) Systém řízení a ochrany musí být vybaven k provádění dalších kontrol funkční činnosti, nastavení a stavu zařízení důležitých pro bezpečnost i ve všech provozních stavech, rozsah těchto kontrol však nemusí dosahovat úrovně výchozí prověrky. Provádění kontrol nesmí ohrozit nebo omezit ochranné funkce systému.

3.2.10 Neutronový zdroj

- (1) Uvádění experimentálního reaktoru a kritického souboru do kritického stavu musí být prováděno výhradně pomocí neutronového zdroje.
- (2) Nejsou-li signály neutronových čidel dostatečné, musí být uvádění výzkumných reaktorů do kritického stavu prováděno rovněž s neutronovým zdrojem.
- (3) Neutronový zdroj musí být dimenzován a umístěn tak, aby:
 - a) v pracovní poloze neutronového zdroje dávala neutronová čidla systém řízení a ochrany dostatečný signál již při množství paliva a moderátoru v aktivní zóně (včetně reflektoru) odpovídajícím 2/3 kritického množství,
 - b) změna signálu neutronových čidel byla dostatečně citlivá ke změně reaktivity,
 - c) aby signály dostatečně reprezentovaly výkon reaktoru i jeho časové změny.

3.2.11 Spojovací systémy

- (1) V zájmu omezení pravděpodobnosti nesprávných činností a chybných manipulací ze strany obsluhy je nutno zabezpečit vhodné telekomunikační spojení (telefony, dispečink, průmyslová televize) dozorny s ostatními místnostmi technologického zařízení, případně vzájemné spojení mezi důležitými technologickými a experimentálními prostory.

3.3 Systémy chlazení výzkumných reaktorů

3.3.1 Požadavky na projekt primárního chladicího okruhu

- (1) Chladicí okruh musí být projektován tak, aby zajišťoval chlazení aktivní zóny v souladu s výpočty provedenými a analyzovanými v bezpečnostní zprávě.
- (2) Chladicí systém musí být projektován s ohledem na možnost provádět jeho údržbu, inspekce a testování a tak, aby dovozoval provádět preventivní periodické prohlídky a zkoušky těsnosti (rozvoje trhlin a křehnutí materiálů.).
- (3) Chladicí systém reaktoru musí po dlouhou dobu spolehlivě plnit základní funkci přenosu tepla z palivových souborů do místa jeho předání (chladicí věže, sekundární výměník a pod.).
- (4) Primární okruh a jeho pomocné, kontrolní a ochranné systémy se musí řešit tak, aby v normálním a abnormálním provozu:
 - a) byla s dostatečnou rezervou zajištěna požadovaná pevnost, životnost a funkční spolehlivost všech jejích částí a zařízení,
 - b) nedocházelo k nepřijatelným únikům chladiva,
 - c) byly dostatečně odolné proti vzniku a rozvoji poruch.

3.3.2 Projekt primárního okruhu

- (1) Projekt primárního okruhu musí:
 - a) stanovit materiály ověřené pro tyto účely a odpovídající příslušným předpisům, technickým normám nebo technickým podmínkám,
 - b) doložit teoretickým výpočtem a experimentálním ověřením dostatečné dimenzování,
 - c) obsahovat rozbor mezních stavů vzhledem ke vzniku a šíření poruch,
 - d) stanovit způsob průkazu jakosti výroby a montáže dostupnými moderními metodami a stanovit způsob průkazů požadované těsnosti.
- (2) Řešení primárního okruhu musí uvážit vlivy normálního a abnormálního provozu a havarijních podmínek, které mohou vést k jeho poškození a poškození paliva.

3.3.3 Kontrola stavu primárního okruhu za provozu

- (1) Primární chladicí okruh musí být navržen tak, aby bylo možné po celou dobu provozu výzkumného jaderného zařízení provádět periodicky nebo nepřetržitě kontrolu jeho stavu a zkoušky nutné pro ověření jaderné bezpečnosti.

- (2) Projekt primárního okruhu musí stanovit:
 - a) podmínky, metody a program kontroly a údržby za provozu,
 - b) kritéria pro hodnocení kontroly a výsledků zkoušek.

3.3.4 Systém doplňování a čištění chladiva

- (1) Systém doplňování chladiva musí být navržen tak, aby byl schopen kompenzovat jeho úniky a objemové změny při normálním a abnormálním provozu.
- (2) Systém čištění chladiva musí být řešen tak, aby byl schopen udržet parametry chladiva primárního okruhu požadované projektem za normálních a abnormálních provozních podmínek.

3.3.5 Odvod zbytkového tepla

- (1) Odvod zbytkového tepla musí být navržen tak, aby při zastaveném reaktoru parametry palivových souborů byly vždy pod limity specifikovanými v bezpečnostní dokumentaci.

3.3.6 Projekt sekundárního okruhu

- (1) Projekt sekundárního okruhu musí zajistit:
 - a) spolehlivý odvod tepla z primárního okruhu,
 - b) zabránit únikům nebo minimalizovat případné úniky ze sekundárního okruhu.

3.4 Systémy ochran před ionizujícím zářením

3.4.1 Monitorování ionizujícího záření a radioaktivních látek

- (1) Při provozu výzkumného jaderného zařízení musí být zajištěno osobní monitorování, monitorování pracoviště, výpustí a okolí, zejména pak:
 - a) monitorování expozičního příkonu dozimetrickým systémem v běžně přístupných prostorách v místech, která jsou reprezentativní pro jeho určení, přenos údajů dozimetrického systému do dozorny, kde má být k dispozici trvalá informace, aby bylo možno včas zahájit ochranná opatření,
 - b) individuální monitorování zevního ozáření osobními dozimetry, jejich vyhodnocování a individuální monitorování vnitřní kontaminace radioaktivními látkami,
 - c) měření expozičních příkonů přenosnými měřidly v místech, která nejsou běžně přístupná a v havarijních podmínkách,
 - d) měření povrchové kontaminace a vybavení pro dekontaminaci,
 - e) pro výzkumné reaktory měření objemových aktivit, identifikace radioaktivních látek v běžně přístupných prostorách a v prostorách, v nichž je nutná včasná detekce úniku radioaktivních látek, včetně přenosu měřených údajů do dozorny,
 - f) odběr, zpracování a hodnocení vzorků radioaktivních látek z různých technologických okruhů,

- g) monitorování okolí výzkumného reaktoru, umožňující průběžné hodnocení ozáření obyvatelstva z radioaktivních výpustí za normálního a abnormálního provozu a dostatečně rychlý odhad a upřesnění ozáření obyvatelstva za havarijních podmínek.
- (2) Zařízení a systémy pro měření uvedené v odstavci 1 musí mít vyhovující rozsah měření dávek a expozičních příkonů všech druhů a energií záření přicházejících v úvahu.

3.4.2 Ventilační a filtrační systém

- (1) Řešení výzkumného jaderného zařízení musí za normálního a abnormálního provozu:
- a) zabránit rozptylu a nekontrolovanému úniku plyných radioaktivních látek a aerosolů,
 - b) udržet objemové aktivity v jednotlivých prostorách tak, aby v souladu s požadavky přístupnosti nebyly překročeny stanovené základní limity pro pracovníky se zdroji v důsledku vnitřního a vnějšího ozáření,
 - c) udržet radioaktivní výpusti do okolí pod mezními hodnotami stanovenými v dokumentaci dle Zákona,
 - d) udržet předepsané klimatické podmínky.
- (2) Požadavky odstavce 1 musí být zajištěny vhodným ventilačním a filtračním systémem s dostatečně účinnými a výměnnými filtry.
- (3) Řešení ventilačního a filtračního systému musí splňovat kritérium jednoduché poruchy.
- (4) V havarijních podmínkách do rozsahu maximální projektové nehody by měl ventilační a filtrační systém splňovat požadavky Vyhlášky SÚJB č. 318/2002 Sb.

3.4.3 Výpusti radioaktivních látek do okolí

- (1) Při provozu výzkumného jaderného zařízení musí být zajištěno:
- a) řízení a monitorování plyných a kapalných radioaktivních výpustí tak, aby nebyly překročeny limity, stanovené ve Vyhlášce SÚJB č. 307/2002 Sb.,
 - b) stálé sledování aktivity jednotlivých složek radioaktivních výpustí,
 - c) zjišťování aktivit nejzávažnějších složek a dodatečné určení aktivit všech složek úniku radioaktivních látek v havarijních podmínkách,
 - d) bezpečná manipulace s pevnými radioaktivními materiály, které vznikají při normálním a abnormálním provozu a v havarijních podmínkách a jejich skladování po potřebnou dobu.

3.5 Experimentální zařízení

- (1) Řešení, výroba a umístění experimentálního zařízení včetně jeho stavebních částí a nosných konstrukcí nesmí omezovat správné a spolehlivé plnění funkcí všech zařízení důležitých pro bezpečnost, zejména systému řízení a ochrany. Experimentální zařízení je součástí výzkumného jaderného zařízení.
- (2) Všechna experimentální zařízení umístěná do reaktoru nebo přímo s ním spojená musí být projektována podle stejných předpisů a pravidel jako vlastní reaktor. Dále musí být

- plně kompatibilní z hlediska použitých materiálů, strukturální integrity a radiační bezpečnosti.
- (3) Ochranné systémy experimentálního zařízení musí být projektovány tak, aby chránily jak experimentální zařízení, tak reaktor před nebezpečnými událostmi vznikajícími na experimentálním zařízení.
 - (4) Každé nové experimentální zařízení musí být analyzováno z hlediska vlivu na jadernou bezpečnost výzkumného jaderného zařízení. Jestliže má experimentální zařízení významný vliv na jadernou bezpečnost výzkumného jaderného zařízení, musí být hodnocení předloženo k posouzení Úřadu s žádostí o povolení podle § 9 odst. (1) písm. f) Zákona.
 - (5) Jakékoliv úpravy na experimentálním zařízení musí být provedeny podle stejných pravidel a postupů jako původní experimentální zařízení.
 - (6) Používání a provozování experimentálního zařízení musí být prováděno podle písemného předpisu. Předpis musí především akceptovat vliv experimentálního zařízení na reaktivitu.
 - (7) Výstavba a provoz experimentální zařízení musí být optimalizovány z hlediska minimalizace radiační expozice personálu.

4 PROVOZ VÝZKUMNÝCH JADERNÝCH ZAŘÍZENÍ

4.1 Příprava k uvedení výzkumného jaderného zařízení do provozu

4.1.1 Obecná ustanovení týkající se jaderné bezpečnosti

- (1) Výzkumné jaderné zařízení se uvádí do provozu nebo provozuje podle programů uvádění do provozu nebo podle provozních předpisů a v souladu s limity a podmínkami bezpečného provozu, schválenými Úřadem a pouze v režimech uvažovaných projektem a bezpečnostními zprávami. Při vzniku odchylky od předepsaného průběhu, při vzniku situací nebezpečných z hlediska jaderné bezpečnosti v průběhu provádění zkoušek při uvádění zařízení do provozu nebo při jeho provozu je nutné učinit nezbytné manipulace a opatření tak, aby bylo jaderné zařízení neprodleně uvedeno do bezpečného, stabilizovaného a kontrolovaného stavu. V případě vzniku takové situace je možné pokračovat v uvádění do provozu nebo provozu až po vyjasnění a odstranění příčin, které vedly ke vzniku takové situace.
- (2) Výzkumné jaderné zařízení se uvádí do provozu a provozuje na základě rozhodnutí Úřadu. Předpokladem vydání rozhodnutí – povolení provozu je schválení dokumentace požadované Zákonem (limity a podmínky, program zabezpečování jakosti, program provozních kontrol apod.).
- (3) Uváděním do provozu se rozumí činnosti zaměřené na ověřování a osvojování výzkumného jaderného zařízení. Sestává:
 - a) z přípravy k uvedení do provozu,
 - b) z vlastního uvedení do provozu, které zahrnuje:
 - i) fyzikální spouštění, skládající se ze dvou etap; jeho základní etapou je provedení prvního kritického experimentu,
 - ii) u výzkumných reaktorů navazuje na fyzikální spouštění energetické spouštění, které je ukončeno provozováním na nominálním výkonu při dodržení projektových parametrů.
- (4) Za úspěšné uvedení výzkumného jaderného zařízení do provozu se považují:
 - a) u experimentálních reaktorů a kritických souborů splnění kritérií úspěšnosti fyzikálního spouštění, která ověřují splnění podmínek pro zahájení zkušebního provozu,
 - b) u výzkumných reaktorů splnění kritérií úspěšnosti fyzikálního a energetického spouštění, která ověřují splnění podmínek pro zahájení zkušebního provozu.
- (5) Po celou dobu uvádění jaderného zařízení do provozu a při jeho provozu musí mít držitel povolení k uvádění jaderného zařízení do provozu nebo k provozu (dále jen „držitel povolení“) přehled o aktuálním stavu zařízení a musí mít jaderné zařízení pod kontrolou.
- (6) Provádění činností důležitých z hlediska jaderné bezpečnosti je možné pouze podle písemných příkazů a provozní dokumentace a programů. Jejich zpracování a vydávání je v souladu s požadavky stanovenými zvláštním předpisem (Vyhláška SÚJB č. 132/2008 Sb., o systému jakosti při provádění a zajišťování činností souvisejících s využíváním jaderné energie a radiačních činností a o zabezpečování jakosti vybraných

zařízení s ohledem na jejich zařazení do bezpečnostních tříd). Musí být předem prověřeno a doloženo, že tyto činnosti jadernou bezpečnost neporuší ani neohrozí.

4.1.2 Programy uvádění do provozu

- (1) Každá etapa uvádění jaderného zařízení do provozu se provádí podle předem vypracovaného etapového programu. Etapový program se zpracovává tak, aby bylo zajištěno, že:
 - a) etapový program pokrývá všechny důležité činnosti týkající se vybraných zařízení, které budou prováděny v dané etapě,
 - b) zkouškami budou postupně prověřena veškerá zařízení a ověřeny vybrané projektem uvažované režimy a charakteristiky,
 - c) manipulace na zařízení a realizace zkoušek bude provedena odborně kvalifikovaným personálem,
 - d) jednotlivá zařízení budou postupně zkoušena tak, aby byly vytvářeny podmínky pro zkoušky dalších celků a úspěšné komplexní funkční ověření celého jaderného zařízení před zahájením zkušebního provozu.
- (2) Etapový program obsahuje:
 - a) cíl a popis provedení prací dané etapy,
 - b) vzájemné časové a logické vazby mezi jednotlivými činnostmi dané etapy,
 - c) požadavky na připravenost technologie a energií,
 - d) kritéria úspěšnosti hodnocení jejich splnění,
 - e) popis počátečního a konečného stavu etapy,
 - f) organizační a personální zajištění dané etapy,
 - g) způsob přechodu do další etapy,
 - h) seznam dílčích programů, které pro jednotlivé činnosti obsahují zejména
 - i) cíl, popis a metodiku provedení jednotlivé činnosti,
 - ii) požadavky na připravenost technologie a energií,
 - iii) kritéria úspěšnosti a metodiku hodnocení jejich splnění,
 - iv) počáteční a konečný stav pro danou činnost,
 - v) organizační a personální zajištění činnosti.

4.1.3 Manipulace s jaderným palivem

- (1) Manipulace s palivem je proces, při kterém dochází k přemístění nebo výměně, transportu, skladování nebo vkládání do obalu ozářených nebo neozářených palivových souborů v objektu výzkumného jaderného zařízení. Pro tento proces musí být zpracován zvláštní pracovní předpis. Manipulace s palivem mimo objekt výzkumného jaderného zařízení se řídí zvláštním předpisem Úřadu (Vyhláška SÚJB č. 317/2002 Sb).
- (2) Výše uvedený předpis připraví a vydá držitel povolení a schvaluje Úřad.
- (3) Předpisy-programy pro jednotlivé činnosti obsahují:
 - a) postup jednotlivých činností,

- b) požadavky na připravenost zařízení a systémů,
 - c) organizační opatření k zajištění jaderné bezpečnosti a doplňující opatření, která nejsou v provozních předpisech,
 - d) další písemné informace (např. o stavu skladování paliva, včetně identifikačních údajů, atd.).
- (4) Jaderná bezpečnost při manipulacích s palivem se zajišťuje zejména:
- a) používáním pouze předepsaného zařízení a kontrolou jeho stavu,
 - b) správným provozem zařízení a technologie používané pro manipulace,
 - c) dodržováním pravidel pro zajištění jaderné bezpečnosti a předpisů pro tyto práce,
 - d) kontrolou stavu aktivní zóny, zejména polohy resp. koncentrace absorbátorů, množství moderátoru a hustoty neutronového toku,
 - e) kontrolou operací při přemísťování paliva,
 - f) profesní kvalifikací.
- (5) Při manipulaci a skladování paliva musí být rozmístění paliva zabezpečeno tak, aby byla zajištěna podkritičnost nejméně 7 β ef, v podmínkách optimální moderace podkritičnost nejméně 3 β ef.
- (6) Každá jednotlivá operace spojená s přemísťováním čerstvého, ozářeného nebo vyhořelého paliva musí být zaznamenána v deníku s uvedením přijatých bezpečnostních opatření a místa, kde se toto palivo nachází.
- (7) Při manipulaci a skladování ozářeného paliva musí být realizována taková opatření, která omezují možnost porušení hermetičnosti paliva a jeho roztavení vlivem zbytkového tepla.
- (8) Přepravu čerstvého, ozářeného nebo vyhořelého paliva možno provádět pouze v typově schválených obalových souborech v souladu s ustanovením § 23 Zákona a Vyhlášky SÚJB č. 317/2002 Sb.

4.1.4 Limity a podmínky

- (1) Limity a podmínky obsahují zejména cíl a účel limitní podmínky, soubor údajů o přípustných parametrech zařízení důležitých pro jadernou bezpečnost a jejich nastavení, limitní podmínku, rozsah platnosti, požadavky na provozní schopnost zařízení a činnost pracovníků v jednotlivých provozních režimech, kontrolní požadavky a organizační opatření. Tvorba limitů a podmínek se řídí zvláštním předpisem Úřadu (Vyhláška 106/1998).
- (2) Limity a podmínky jsou členěny na bezpečnostní limity, nastavení parametrů systému řízení a ochrany, limity a podmínky pro režimy normálního provozu, kontrolní požadavky a organizační opatření, zdůvodnění limitů a podmínek bezpečného provozu.
- (3) Limity a podmínky jsou navrženy tak, aby pokrývaly všechny předpokládané provozní režimy reaktoru, které jsou analyzované v platné bezpečnostní dokumentaci.
- (4) Limity a podmínky pro dané režimy se týkají rovněž zařízení, která jsou za normálního provozu pouze v pohotovosti a připravena zasáhnout v případě abnormálního provozu a havarijních podmínek. Jelikož se jedná o hodnoty parametrů v různých provozních režimech, jejichž konkrétní veličiny jsou závislé na výkonu výzkumného jaderného zařízení, měly by být zvlášť vyjádřeny pro režimy provádění základního kritického experimentu, provozu, dochlazování, výměny paliva apod.

- (5) Limity a podmínky se určují pro jednotlivé etapy uvádění do provozu. Dále se limity a podmínky pravidelně revidují a upravují podle dosaženého vývoje techniky (modernizace výzkumného jaderného zařízení, experimentálních zařízení, apod.) a získaných zkušeností. Schvalování limitů a podmínek a jejich změn se řídí Zákonem.
- (6) Pokud dojde k odchýlení od schválených limitů a podmínek, postupuje držitel povolení (provozovatel) podle ustanovení Zákona. Vždy provede rozbor narušení limitů a podmínek a navrhne opatření k vyloučení jeho opakování.

4.1.5 Příprava k zahájení uvádění do provozu

- (1) Přípravou k uvedení výzkumného jaderného zařízení do provozu se rozumí systémové ověření funkčních schopností jednotlivých zařízení v neaktivních podmínkách. V rámci přípravy uvádění výzkumného jaderného zařízení do provozu se provede zhodnocení stavu jakosti zařízení, jakosti montáže a individuálních a komplexních zkoušek v souladu s příslušným programem zabezpečení jakosti.
- (2) Před zahájením uvádění výzkumného jaderného zařízení do provozu musí být z hlediska jaderné bezpečnosti:
 - a) schválena dokumentace dle Zákona a programy jednotlivých etap uvádění do provozu,
 - b) schválena technická a provozní dokumentace,
 - c) naplněn stav pracovníků a ukončen jejich výcvik.
- (3) Příprava se provádí podle samostatných programů, které předkládá držitel povolení (provozovatel) ke schválení Úřadu.
- (4) Uvádění do provozu, které se dělí na etapy, se řídí programem, jenž zahrnuje pro každou etapu:
 - a) stanovené limity a podmínky, prováděné experimenty, jejich výchozí hodnoty i předpokládané výsledky a kritéria jejich přijatelnosti, jakožto předpoklad pro zahájení další etapy,
 - b) její organizační zajištění s uvedením osoby nebo útvaru zodpovědného za provedení jednotlivých experimentů, požadavky na pracovníky, spoluúčast dalších osob atd.

4.2 Fyzikální spouštění

4.2.1 Připravenost k fyzikálnímu spouštění

- (1) Do zahájení fyzikálního spouštění, tj. před zavezením jaderného paliva do aktivní zóny reaktoru, musí být připraveny s potvrzenými doklady o připravenosti, zejména:
 - a) reaktor (aktivní zóna, hlavní technologické okruhy apod.),
 - b) dozorna,
 - c) systém řízení a ochrany,
 - d) standardní spouštěcí zařízení,
 - e) systém měření a regulace technologických parametrů,
 - f) neutronový zdroj,

- g) nestandardní spouštěcí zařízení,
- h) zařízení pro manipulace (přpravu, zavážení, vyjímání čerstvého a ozářeného) s palivem,
- i) sklad čerstvého a ozářeného paliva,
- j) systém dozimetrické kontroly,
- k) ventilační a filtrační systém,
- l) systém elektrického napájení,
- m) systém signalizace,
- n) telefonní a komunikační systém,
- o) protipožární systém,
- p) systém fyzické ochrany,
- q) systém čištění chladiva.

4.2.2 Dokumentace k zahájení fyzikálního spouštění

(1) Dokumentaci tvoří:

- a) limity a podmínky pro fyzikální spouštění,
- b) program fyzikálního spouštění, v němž je určen postup zavážení reaktoru palivem, dosažení kritického stavu, rozsah a popis experimentů, a pořadí jejich provedení. Program fyzikálního spouštění obsahuje kromě jiného očekávané hodnoty kritických parametrů, kritických poloh výkonných prvků systému řízení a ochrany, jejich diferenciální a integrální účinnost, zhodnocení reaktivity paliva, absorbátorů v aktivní zóně atd.
- c) metodiky provádění experimentů v průběhu fyzikálního spouštění,
- d) provozní předpisy pro zařízení a systémy nutné pro fyzikální spouštění,
- e) doklady o havarijní připravenosti,
- f) předpis pro zajištění jaderné bezpečnosti při provádění fyzikálního spouštění (včetně manipulací s palivem),
- g) předpis pro zajištění jaderné bezpečnosti při skladování čerstvého a ozářeného paliva,
- h) provozní dokumentace a záznamy (provozní deníky, knihy provozních záznamů, provozní protokoly apod.),
- i) protokoly o vyzkoušení a doklady o připravenosti zařízení,
- j) soupis změn souvisejících s jadernou bezpečností oproti řešením obsaženým v předprovozní bezpečnostní zprávě,
- k) osvědčení o zkouškách pracovníků (s uvážením zvláštnosti prací při fyzikálním spouštění) a doklady o školení, oprávnění a pověření pracovníků k činnostem spojeným s výkonem funkce,
- l) směrnice pro činnost pracovníků,
- m) souhrnný doklad o připravenosti výzkumného jaderného zařízení k fyzikálnímu spouštění.

4.2.3 Kontrola připravenosti výzkumného jaderného zařízení k zahájení fyzikálního spouštění

- (1) Kontrolu připravenosti výzkumného jaderného zařízení k fyzikálnímu spouštění provádí:
 - a) držitel povolení (provozovatel),
 - b) Úřad.
- (2) Držitel povolení (provozovatel) prověřuje:
 - a) zda provedené práce jsou v souladu s řešením obsaženým v dokumentaci,
 - b) protokoly o vyzkoušení a doklady o připravenosti zařízení podle odst. 4.2.2 tohoto Návodu,
 - c) existenci požadované dokumentace,
 - d) existenci protokolů o provedení kvalifikačních zkoušek pracovníků,
 - e) připravenost pracovníků k fyzikálnímu spouštění podle stanoveného programu.
- (3) Po provedené kontrole vypracuje a schválí držitel povolení (provozovatel) doklad o výsledcích kontroly, který je nezbytným podkladem pro zahájení fyzikálního spouštění.
- (4) Úřad prověřuje:
 - a) připravenost výzkumného jaderného zařízení k fyzikálnímu spouštění na základě dokladů o připravenosti,
 - b) dokumentaci k zahájení fyzikálního spouštění,
 - c) doklady o způsobilosti personálu vykonávat vybrané činnosti fyzikálního spouštění důležité z hlediska jaderné bezpečnosti,
 - d) splnění podmínek stanovených v předchozích rozhodnutích Úřadu.
- (5) Na základě výsledku prověrky provedené podle ustanovení tohoto Návodu rozhodne Úřad o vydání povolení k zahájení fyzikálního spouštění, které může být vázáno na splnění dalších podmínek. Bez tohoto povolení nelze fyzikální spouštění zahájit.

4.2.4 Zásady fyzikálního spouštění

- (1) Při fyzikálním spouštění je nezbytné získat zejména neutronově - fyzikální charakteristiky reaktoru a ověřeny řídicí a ochranné funkce, které jsou na nich závislé.
- (2) Fyzikální spouštění reaktoru se provádí po etapách v souladu se schváleným programem fyzikálního spouštění a na jeho základě vypracovaným časovým plánem.
- (3) V období fyzikálního spouštění se připouští blokování havarijních signálů od technologických systémů, které nejsou při provádění fyzikálního spouštění využívány.
- (4) Při vzniku režimu nebezpečného z hlediska jaderné bezpečnosti je nutno experimenty fyzikálního spouštění neprodleně přerušit a reaktor zastavit.
- (5) Veškerá nařízení, operace, prováděné experimenty a jejich výsledky jsou zaznamenávány v deníku příkazů a v provozním deníku, které se vedou od zahájení zavážení aktivní zóny reaktoru palivem.
- (6) Souhrnné výsledky fyzikálního spouštění předkládá po jeho skončení držitel povolení (provozovatel) k posouzení Úřadu ve lhůtě stanovené v povolení.

4.3 Energetické spouštění výzkumného reaktoru

4.3.1 Přípravenost k energetickému spouštění

- (1) Před zahájením energetického spouštění musí být připraven a projednán s Úřadem program energetického spouštění. Program musí dokládat, že bylo dosaženo plánovaných cílů a parametrů daných projektem a že jsou připraveny a provozuschopné všechny systémy a zařízení výzkumného jaderného zařízení.
- (2) Energetické spouštění se provádí za účasti nebo v těsné spolupráci držitele povolení, projektanta a výrobce – dodavatele, případně investora (pokud není totožný s držitelem povolení).

4.3.2 Dokumentace k zahájení energetického spouštění

- (1) Dokumentaci tvoří:
 - a) limity a podmínky pro energetické spouštění,
 - b) program energetického spouštění, v němž je stanoven postup energetického spouštění, jsou uvedeny očekávané výkonové, teplotní a další koeficienty reaktivity, očekávaná závislost účinnosti výkonných prvků systému řízení a ochrany na provozních podmínkách atd.,
 - c) metodiky provádění experimentů v průběhu energetického spouštění,
 - d) kompletní provozní předpisy a provozní dokumentace,
 - e) doklady o způsobilosti personálu vykonávat vybrané činnosti důležité z hlediska jaderné bezpečnosti.
 - f) protokoly o vyzkoušení a doklady o připravenosti všech systémů a zařízení reaktoru
 - g) seznam platných předpisů pro výzkumné jaderné zařízení,
 - h) protokoly o výsledcích fyzikálního spouštění,
 - i) souhrnný doklad o připravenosti výzkumného jaderného zařízení k energetickému spouštění.

4.3.3 Kontrola připravenosti výzkumného reaktoru k zahájení energetického spouštění

- (1) Kontrolu připravenosti výzkumného reaktoru k energetickému spouštění provádí:
 - a) držitel povolení (provozovatel),
 - b) Úřad (prostřednictvím skupiny inspektorů jaderné bezpečnosti).
- (2) Držitel povolení (provozovatel) prověřuje:
 - a) protokoly o vyzkoušení a doklady o připravenosti zařízení dokumentaci k zahájení energetického spouštění,
 - b) kvalifikaci personálu,
 - c) připravenost pracovníků k energetickému spouštění podle stanoveného programu,
 - d) dosažené výsledky fyzikálního spouštění.

- (3) Po provedené prověrce vypracuje a schválí držitel povolení (provozovatel) protokol o výsledcích prověrky, který je nezbytným dokladem pro zahájení energetického spouštění.
- (4) Úřad prověřuje především:
 - a) připravenost výzkumného reaktoru k energetickému spouštění na základě dokladů o připravenosti,
 - b) dokumentaci k zahájení energetického spouštění,
 - c) připravenost pracovníků pro energetické spouštění podle stanoveného programu,
 - d) splnění programu fyzikálního spouštění,
 - e) splnění podmínek stanovených v předchozích rozhodnutích Úřadu.
- (5) Na základě výsledku prověrky provedené podle ustanovení tohoto návodu rozhodne Úřad o vydání povolení k zahájení energetického spouštění, které může být vázáno na splnění dalších podmínek. Bez tohoto povolení nelze energetické spouštění zahájit.

4.3.4 Zásady energetického spouštění výzkumného reaktoru

- (1) Energetické spouštění zahrnuje etapové a postupné zvyšování výkonu, stanovení a zpřesnění parametrů reaktoru, vyzkoušení systémů a zařízení, provedení plánovaných experimentů na každém výkonovém stupni podle stanoveného programu, ověřovací zkoušku na nominálním výkonu podle stanoveného programu při dodržení projektových parametrů důležitých z hlediska jaderné bezpečnosti a rozbor získaných výsledků.
- (2) Energetické spouštění může být zahájeno na základě úspěšného splnění programu fyzikálního spouštění a splnění stanovených podmínek.
- (3) Energetické spouštění se provádí podle schváleného programu energetického spouštění který je připraven v souladu s výsledky fyzikálního spouštění.
- (4) Veškerá nařízení, operace, prováděné experimenty a jejich výsledky jsou zaznamenávány v deníku příkazů a v provozním deníku.
- (5) Provozní předpisy a další provozní dokumentace musí být následně upraveny podle výsledků energetického spouštění.
- (6) Po úspěšném provedení programu energetického spouštění předkládá držitel povolení (provozovatel) Úřadu ke schválení zpřesněné limity a podmínky pro provoz.
- (7) Souhrnné výsledky energetického spouštění předkládá držitel povolení (provozovatel) do tří měsíců po skončení energetického spouštění Úřadu ve formě zprávy.

4.4 Období zkušebního provozu výzkumného jaderného zařízení

4.4.1 Dokumentace k zahájení zkušebního provozu

- (1) Dokumentaci tvoří:
 - a) limity a podmínky pro provoz,
 - b) kompletní upřesněné provozní předpisy a provozní dokumentace včetně seznamu těchto předpisů,

- c) upřesněný soupis změn souvisejících s jadernou bezpečností oproti řešením obsaženým v dokumentaci dle Zákona,
 - d) seznam zařízení důležitých pro bezpečnost a četnost jejich funkčních zkoušek a kontrol,
 - e) zpřesněný program provozních kontrol schválený Úřadem a příslušný Program zabezpečování jakosti v souladu s Vyhláškou SÚJB č. 132/2008 Sb.
 - f) protokoly o zkouškách pracovníků a doklady o školení a pověření pracovníků k činnostem spojeným s výkonem funkce včetně přehledu o obsazení směn,
 - g) platnou dokumentaci o havarijní připravenosti, pokud v ní došlo k úpravě nebo změně.
- (2) Součástí dokumentace vedle dokumentace uvedené v odst. 1 je rovněž
- a) protokol o výsledcích:
 - i) energetického spouštění u výzkumných reaktorů,
 - ii) fyzikálního spouštění u experimentálních reaktorů,
 - b) zpráva o splnění podmínek a požadavků stanovených v předchozích rozhodnutích Úřadu,
 - c) harmonogram zkušebního provozu,
 - d) souhrnný doklad o připravenosti výzkumného jaderného zařízení ke zkušebnímu provozu.

4.4.2 Přípravenost výzkumného jaderného zařízení ke zkušebnímu provozu

- (1) Vyžadují-li výsledky uvádění do zkušebního provozu provedení úprav majících vliv na bezpečnost výzkumného jaderného zařízení, musí být tyto zdokumentovány a po odsouhlasení Úřadem realizovány a vyzkoušeny podle předem stanoveného programu.
- (2) Zkušební provoz výzkumného jaderného zařízení lze zahájit, jestliže všechna zařízení a systémy nutné pro zajištění spolehlivého a bezpečného provozu jsou ve funkce schopném stavu.

4.4.3 Kontrola připravenosti výzkumného jaderného zařízení k zahájení zkušebního provozu

- (1) K zahájení zkušebního provozu provádí kontrolu připravenosti:
 - a) držitel povolení,
 - b) Úřad.
- (2) K zahájení zkušebního provozu prověřuje:
 - a) držitel povolení:
 - iii) protokoly o vyzkoušení a doklady o připravenosti zařízení,
 - iv) existenci požadované dokumentace,
 - v) existenci protokolů o provedení kvalifikačních zkoušek pracovníků ke zkušebnímu provozu podle stanoveného programu,
 - vi) dosažené výsledky energetického spouštění výzkumného reaktoru.

- b) Úřad:
 - i) připravenost výzkumného jaderného zařízení ke zkušebnímu provozu na základě dokladů o připravenosti,
 - ii) dokumentaci k zahájení zkušebnímu provozu,
 - iii) připravenost pracovníků pro zkušební provoz podle stanoveného programu,
 - iv) splnění programu energetického spouštění výzkumného reaktoru,
 - v) splnění podmínek stanovených v předchozích rozhodnutích Úřadu.
- (3) Po provedené prověrce vypracuje držitel povolení doklad o výsledcích prověrky, který je nezbytným podkladem pro zahájení zkušebnímu provozu. Na základě výsledku prověrky provedené podle ustanovení tohoto Návodu rozhodne Úřad o vydání povolení se zkušebním provozem, které může být vázáno na splnění podmínek. Bez tohoto povolení nelze zkušební provoz zahájit.

4.5 Období „trvalého“ provozu výzkumného jaderného zařízení

4.5.1 Dokumentace k zahájení „trvalého“ provozu

- (1) Dokumentaci tvoří dokumentace uvedená v kap.4.4.1, odstavec 1 tohoto Návodu.
- (2) Součástí dokumentace je rovněž:
 - a) zpráva o průběhu a výsledcích zkušebnímu provozu,
 - b) zpráva o splnění podmínek stanovených v předchozích rozhodnutích Úřadu,
 - c) roční harmonogram provozu,
 - d) souhrnný doklad o připravenosti výzkumného jaderného zařízení k trvalému provozu.

4.5.2 Připravenost výzkumného jaderného zařízení k „trvalému“ provozu

- (1) Vyžadují-li výsledky uvádění do trvalého provozu provedení úprav majících vliv na bezpečnost výzkumného jaderného zařízení, musí být tyto zdokumentovány a po odsouhlasení Úřadem realizovány a vyzkoušeny podle předem stanoveného programu.
- (2) Trvalý provoz výzkumného jaderného zařízení lze zahájit, jestliže všechna zařízení a systémy nutné pro zajištění spolehlivého a bezpečného provozu jsou ve funkce schopném stavu.

4.5.3 Kontrola připravenosti výzkumného jaderného zařízení k zahájení „trvalého“ provozu

- (1) K zahájení trvalého provozu provádí kontrolu připravenosti:
 - a) držitel povolení,
 - b) Úřad.
- (2) K zahájení trvalého provozu prověřuje:
 - a) držitel povolení:
 - i) připravenost výzkumného jaderného zařízení k trvalému provozu,

- ii) existenci schválené dokumentace (kap. 4.4.2 a Návodu),
 - iii) existenci protokolů o provedení kvalifikačních zkoušek pracovníků a připravenost pracovníků k trvalému provozu podle stanoveného programu,
 - iv) dosažené výsledky zkušebního provozu.
- b) Úřad:
- i) připravenost výzkumného jaderného zařízení k trvalému provozu na základě dokladů o připravenosti,
 - ii) dokumentaci k zahájení trvalého provozu,
 - iii) připravenost pracovníků pro trvalý provoz podle stanoveného programu,
 - iv) výsledky zkušebního provozu,
 - v) splnění podmínek stanovených v předchozích rozhodnutích Úřadu.
- (3) Po provedené prověrce vypracuje držitel povolení doklad o výsledcích prověrky, který je nezbytným podkladem pro zahájení trvalého provozu. Na základě výsledku prověrky provedené podle ustanovení tohoto Návodu rozhodne Úřad o vydání povolení k trvalému provozu, které může být vázáno na splnění podmínek. Bez tohoto povolení nelze trvalý provoz zahájit.

4.6 Zásady „trvalého“ provozu výzkumného jaderného zařízení

4.6.1 Vybrané aspekty provozu

- (1) Provoz výzkumného jaderného zařízení se realizuje podle harmonogramu, v němž jsou stanovena i jeho plánovaná zastavení z důvodu výměny paliva, provozních kontrol apod. harmonogram provozu se předává pravidelně Úřadu v dohodnutých intervalech.
- (2) Při provozu musí být vždy známy celková zásoba reaktivity, maximální dosažitelný přebytek reaktivity, jeho skladba a účinnost výkonných prvků systému řízení a ochrany.
- (3) K provedení činností důležitých z hlediska jaderné bezpečnosti je nutno použít písemných příkazů, což musí být jednoznačně zakotveno v provozních předpisech.
- (4) Provozní předpisy:
 - a) se týkají normálního a abnormálního provozu a musí být v souladu s limity a podmínkami pro provoz,
 - b) musí být včetně změn k dispozici Úřadu.
- (5) Držitel povolení (provozovatel) je povinen zajistit:
 - a) pravidelné přehodnocování a potřebné úpravy provozních předpisů a jejich promítnutí do provozu výzkumného jaderného zařízení,
 - b) aby v dozorě byl k dispozici úplný aktualizovaný soubor provozních a bezpečnostních předpisů.
- (6) Držitel povolení (provozovatel) je povinen zajistit neprodleně předání informace Úřadu o vzniku událostí nebezpečných z hlediska jaderné bezpečnosti, radiační ochrany, fyzické ochrany a havarijní připravenosti. Dojde-li k mimořádné události předávání informací se řídí Vyhláškou SÚJB č. 318/2002 Sb.

- (7) Rozbory provozu a vzniklých poruch spolu s návrhy na opatření je držitel povolení (provozovatel) povinen provádět pravidelně. Zprávy o tom předává Úřadu v dohodnutých intervalech.
- (8) Provozní záznamy, které je držitel povolení (provozovatel) povinen vést po dobu životnosti výzkumného jaderného zařízení, zahrnují údaje, týkající se zejména:
 - a) provozu výzkumného jaderného zařízení (prokazující dodržování limitů a podmínek),
 - b) údržby, zkoušek, kontrol a oprav zařízení a systémů,
 - c) programů zajištění jakosti,
 - d) kvalifikace, funkčního zařazení, lékařských vyšetření a zaškolení pracovníků,
 - e) dávkové zátěže, měrné aktivity výpustí a odpadů radioaktivních látek a úrovně záření v prostorách výzkumného jaderného zařízení.
- (9) Záznamy, zprávy a ostatní dokumentace o provozu se archivují po celou dobu životnosti výzkumného jaderného zařízení, pokud není stanoveno předpisy jinak. Archivace zdravotních záznamů a evidence dávek se řídí zvláštním předpisem (Vyhláška SÚJB č. 307/2002 Sb).
- (10) Provozovatel výzkumného jaderného zařízení ustavuje vnitřní bezpečnostní komisi pro kontrolu dodržování požadavků jaderné bezpečnosti, která má vlastní statut a pravidelně (zpravidla čtvrtletně) informuje vedení provozovatele o výsledcích své činnosti a v případě potřeby předkládá návrhy nápravných opatření.
- (11) V souladu s požadavky § 17 Zákona předává provozovatel výzkumného jaderného zařízení Úřadu pravidelné (čtvrtletní) zprávy o dodržování podmínek jaderné bezpečnosti.

4.6.2 Základní kritický experiment

- (1) Uvádění výzkumného jaderného zařízení do neznámého kritického stavu je nutno provádět v souladu s programem základního kritického experimentu. Držitel povolení (provozovatel) vypracuje rámcový program základního kritického experimentu, který předloží Úřadu k posouzení.
- (2) Před provedením základního kritického experimentu zpracuje držitel povolení (provozovatel) program základního kritického experimentu v souladu s rámcovým programem a požádá Úřad o povolení dle Zákona č.18/1997, §9, písm. e). Po ukončení základního kritického experimentu předkládá Úřadu zprávu o vyhodnocení jeho průběhu.
- (3) Základní kritický experiment se provádí při plné funkční činnosti systému řízení a ochrany, standardních závazecích prostředků a dalších nezbytných zařízení pro manipulaci s palivem. Pro základní kritický experiment je nutné použít minimálně jedno zařízení pro měření a vyhodnocování reaktivity, které je nezávislé na standardním systému řízení a regulace.
- (4) Základní kritický experiment je nutno provádět s neutronovým zdrojem. Rozsah použití neutronového zdroje musí být specifikován v programu základního kritického experimentu.
- (5) Při provádění základního kritického experimentu je nutno rozšířit standardní směnu o vedoucího spouštěcí skupiny nebo kontrolního fyzika.

- (6) Výchozí stav aktivní zóny (paliva, moderátoru, reflektoru, případně dalších složek), má být volen tak, aby nebyly překročeny 2/3 očekávané kritické určené ověřeným výpočtovým programem. Další změny aktivní zóny musí být prováděny po krocích tak, aby extrapolací sledovaných parametrů bylo možno dostatečně přesně stanovit očekávaný kritický stav.
- (7) Po dosažení podkritičnosti vsázky 7 β ef vzhledem k očekávanému kritickému stavu je další zvyšování reaktivity povoleno provádět přidáváním pouze jednoho palivového souboru v jednom kroku nebo po krocích se změnou reaktivity $\leq 0,7 \beta$ ef.
- (8) Základní kritický experiment se považuje za ukončený, jestliže podkritičnost vsázky vzhledem k očekávanému kritickému stavu je menší než 0,7 β ef. Další zvyšování reaktivity se provádí standardním způsobem jako při uvádění reaktoru do známého kritického stavu.
- (9) Ve všech fázích provádění základního kritického experimentu je nutno dodržovat předepsané podmínky pro rychlost změny reaktivity, pečlivě sledovat zejména hodnoty parametrů, jimiž se provádí změna reaktivity, údaje měřících kanálů a další signalizované parametry, správnost funkce systému řízení a ochrany a dalších používaných technologických a experimentálních zařízení apod.

4.6.3 Výměna paliva

- (1) Změna konfigurace aktivní zóny na konfiguraci, která byla na reaktoru již v minulosti provozována, není považována za výměnu paliva a není nutné pro ni provádět základní kritický experiment. V minulosti provozované konfigurace aktivní zóny je nutné evidovat po celou dobu životnosti, včetně výsledků kritického experimentu a povolení Úřadu. Změna konfigurace aktivní zóny se oznámí Úřadu v předstihu.
- (2) Při výměně paliva v aktivní zóně musí být prováděna systematická kontrola kladného přebytku reaktivity.
- (3) První dosažení kritického stavu po výměně paliva se provádí podle odst. 4.5.2. tohoto Návodu.

4.6.4 Údržba, zkoušky a kontroly

- (1) Držitel povolení zajišťuje vypracování předpisů pro údržbu, zkoušky a kontrolu komponent výzkumného jaderného zařízení a předkládá je Úřadu před zahájením zkušebního provozu i s plánem pro periodické provádění údržby, zkoušek a kontrol.
- (2) Údržba, zkoušky a kontroly zařízení důležitých pro bezpečnost musí mít takovou technickou úroveň a četnost, aby bylo zajištěno, že spolehlivost a funkce těchto zařízení je v souladu s vyhláškou č. 132/2008 Sb.
- (3) Držitel povolení je povinen zajistit v průběhu provádění údržby, zkoušek a kontrol dodržování limitů a podmínek a přiměřenou úroveň jaderné bezpečnosti výzkumného jaderného zařízení.
- (4) Příkaz k provádění údržby, zkoušek a kontrol na instalovaném zařízení nebo k demontáži zařízení za účelem údržby nebo k opětovnému instalování zařízení po provedené údržbě vydává odpovědná osoba za provoz výzkumného jaderného zařízení a to s ohledem na zajištění přiměřené úrovně jaderné bezpečnosti danou limity a podmínky.

- (5) Pro údržbu, zkoušky a kontroly musí existovat program vycházející ze závěrů předprovozní bezpečnostní zprávy. Tento program musí zajišťovat, že v průběhu provádění výše uvedených činností nebude nepřijatelně snížena jaderná bezpečnost výzkumného jaderného zařízení.
- (6) Odpovědná osoba za provoz výzkumného jaderného zařízení musí mít celkovou odpovědnost za všechny aspekty prováděné údržby, zkoušek a kontrol. Tato odpovědnost může být pro koordinaci prací přenesena na provozní personál.
- (7) Postupy pro údržbu, zkoušky a kontroly musí být vypracovány v souladu s programem zabezpečování jakosti pro provoz reaktoru.
- (8) Při vyřazení jakéhokoliv zařízení z funkce pro údržbu, zkoušky nebo kontrolu musí být zaručeno, že budou dodrženy limity a podmínky.
- (9) Po provedené údržbě, zkoušce nebo kontrole musí být zařízení nebo systém před opětovným uvedením do provozu vyzkoušeno podle předem stanoveného programu s cílem ověření souladu výsledků činností s limity a podmínky a proveden odpovídající zápis v provozních záznamech v souladu s programem zabezpečování jakosti. V případě, že výsledky neodpovídají limitům a podmínkám není možné výzkumného jaderného zařízení uvést do provozu bez projednání s Úřadem.
- (10) Pokud to po provedené údržbě, zkoušce nebo kontrole charakter zařízení vyžaduje, musí být provedena kalibrace nebo funkční vyzkoušení s cílem ověření, že stav zařízení odpovídá požadavkům provozu.
- (11) Obnovení normálního provozu může nastat až po potvrzení souladu výsledků údržby, oprav, zkoušek a kontrol s programovými cíli odpovědnou osobou za koordinaci prací.
- (12) Opravy zařízení důležitých pro jadernou bezpečnost se provádějí za přijetí takových opatření, která zajistí, aby úroveň jaderné bezpečnosti výzkumných jaderných zařízení nebyla opravou snížena.
- (13) Po ukončení oprav je nutno ověřit podle stanoveného programu, zda zařízení nebo systém je schopno plnit spolehlivě svou funkci, a provést odpovídající zápis v provozních záznamech v souladu s programem zabezpečování jakosti.

4.7 Rekonstrukce a modifikace výzkumného jaderného zařízení

- (1) Rekonstrukce nebo modifikace mohou být následujícího charakteru:
 - a) změny bez vlivu na jadernou bezpečnost,
 - b) změny důležité z hlediska jaderné bezpečnosti,
 - c) změny s vlivem na jadernou bezpečnost.
- (2) Rekonstrukce nebo modifikace, které mají významný vliv na jadernou bezpečnost, musí být projednány a schváleny Úřadem. Takovými změnami jsou:
 - a) změny, které vyžadují změnu schválených limit a podmínek pro provoz výzkumného jaderného zařízení,
 - b) změny, které významně ovlivňují zařízení důležitá pro jadernou bezpečnost,
 - c) změny, které jinak významně ovlivňují existující úroveň jaderné bezpečnosti výzkumného jaderného zařízení, aniž by vyžadovaly změnu limitů a podmínek.
- (3) Před realizací rekonstrukčních prací uvedených v odstavci 1 písm. b) musí držitel povolení (provozovatel) změnu oznámit Úřadu a předložit Úřadu průkaz, že tyto práce negativně neovlivní jadernou bezpečnost výzkumného jaderného zařízení.

- (4) Držitel povolení (provozovatel) je povinen, pokud se týká činností uvedených v odstavci 1 písm. b):
 - a) před zahájením těchto rekonstrukčních prací zabezpečit zpracování dodatku k dokumentaci podle přílohy F Zákona a předložit jej Úřadu žádost o povolení těchto změn podle § 9 odst. (1) písm. f) Zákona,
 - b) vydat nejpozději do ukončení rekonstrukce příslušné dodatky provozních předpisů, provozní dokumentace i dokumentace dle Zákona,
 - c) na závěr rekonstrukčních prací zabezpečit vyzkoušení rekonstruovaného zařízení,
 - d) po ukončení rekonstrukčních prací informovat Úřad, který následně provede kontrolu.
- (5) Pokud rekonstrukce nebo modifikace ovlivní způsob zajištění radiační ochrany, fyzické ochrany nebo havarijní připravenost výzkumného jaderného zařízení, musí držitel povolení postupovat v souladu s příslušnou Vyhláškou SÚJB (č. 144/1997 Sb. (fyzická ochrana), č. 307/2002 Sb. (radiační ochrana), č. 318/2002 Sb. (havarijní připravenost)).
- (6) Bez povolení Úřadu podle § 9 odst. (1) písm. f) Zákona nelze rekonstrukční práce podle odstavce 2 písm. b) zahájit.
- (7) Rekonstrukční práce uvedené v odstavci 1 písm. a) a b) lze po dohodě s Úřadem považovat za součást „trvalého“ provozu.

4.8 Stárnutí výzkumného jaderného zařízení

- (1) Projekt výzkumného jaderného zařízení musí vzít v úvahu změnu vlastností konstrukčních materiálů na konci jejich životnosti a vhodným způsobem zajistit, aby koeficient bezpečnosti komponenty nebo systému splňoval požadavky předpisů a norem i po uplynutí doby života.
- (2) Tam, kde jsou data o vlastnostech konstrukčních materiálů nedostupná, musí být jako doplněk projektu vypracován vhodný program kontrol. Výsledky těchto kontrol budou následně periodicky využity pro hodnocení vhodnosti projektových předpokladů v daném časovém intervalu.
- (3) Projektová opatření mohou vyžadovat monitorování mechanických vlastností konstrukčních materiálů, které se mohou měnit díky takovým faktorům jako jsou napětí, koroze nebo radiace. Vliv těchto faktorů může být zmírněn vhodným výběrem konstrukčních materiálů, např. o vysoké pevnosti, materiál s vysokým bodem tavení apod.
- (4) Projekt musí zvolit vhodné rozmezí parametrů pro všechny položky důležité pro jadernou bezpečnost. Proto je nutné vzít v úvahu důležité faktory stárnutí s ohledem na degradaci komponent a systémů s tím, aby komponenty a systémy byly schopny vždy vykonávat požadované funkce. Efekty stárnutí musí být vzaty v úvahu za všech normálních provozních podmínek včetně období provádění údržby a odstavení reaktoru.
- (5) Projekt musí definovat opatření pro měření, zkoušení a inspekci, případně vzorkování s ohledem na detekci, hodnocení, prevenci a zmírnění vlivu procesu stárnutí.

Příloha: Anglický překlad předpisu

**Requirements of the State Office for Nuclear Safety
on Nuclear Research Facilities with Respect to Nuclear Safety,
Radiation Protection, Physical Protection and Emergency Preparedness**

These persons participated in the preparation:

Prof. Ing. Karel Matějka, CSc., Faculty of Nuclear Sciences and Physical Engineering of the Czech Technical University in Prague – team leader

Ing. Lubomír Sklenka, Faculty of Nuclear Sciences and Physical Engineering of the Czech Technical University in Prague

Ing. Vojtěch Rypar, CSc., Nuclear Research Institute Řež plc

Ing. Evžen Listík, Nuclear Research Institute Řež plc

Ing. Zdeněk Kříž, Nuclear Research Institute Řež plc

Ing. Bohumil Lněnička, independent specialist

Expert cooperation for State Office for Nuclear Safety and coordination of preparation of final version:

Ing. Václav Souček, CSc.

State Office for Nuclear Safety-Nuclear Installation Assessment Department

Prague, April 2004

TABLE OF CONTENTS

1 Introductory Provisions - 43 -

1.1	Purpose and Scope of the Guide	- 43 -
1.2	Basic Terms Adopted from the Act.....	- 43 -
1.3	Basic Terms Adopted from Decree 106/1998.....	- 44 -
1.4	Basic Terms Adopted from Decree 195/1999	- 45 -
1.5	Additional Terms for Nuclear Research Facilities.....	- 46 -
2	Basic Requirements for Designing, Constructing and Operating a Nuclear Research Facility	- 49 -
2.1	Licence for Particular Practices.....	- 49 -
2.2	General Requirements for Nuclear Research Facilities	- 50 -
2.3	Quality Assurance of Nuclear Research Facility	- 50 -
2.4	Physical Protection of Nuclear Research Facility	- 50 -
2.5	Emergency Preparedness of Nuclear Research Facility.....	- 51 -
2.6	Control of the State of Equipment Relevant for the Nuclear Safety	- 51 -
2.7	Radiation Protection of Nuclear Research Facility	- 51 -
2.8	Protection against Equipment Failures.....	- 51 -
2.9	Heat Removal.....	- 51 -
2.10	Fire Protection	- 52 -
2.11	Protection against Phenomena Caused by Natural Conditions	- 52 -
2.12	Professional Competence of Nuclear Research Facility Personnel	- 52 -
2.13	Liability for Damages.....	- 53 -
3	Specific Requirements for Nuclear Research Facility Project	- 55 -
3.1	Reactor Core.....	- 55 -
3.2	Reactor Instrumentation	- 56 -
3.3	Research Reactor Cooling Systems.....	- 62 -
3.4	Ionising Radiation Protection Systems	- 64 -
3.5	Experimental Facility	- 65 -
4	Nuclear Research Facility Operation..... Chyba! Záložka není definována.	
4.1	Příprava k uvedení výzkumného jaderného zařízení do provozu . Chyba! Záložka není definována.	
4.2	Fyzikální spouštění..... Chyba! Záložka není definována.	
4.3	Energetické spouštění výzkumného reaktoru.. Chyba! Záložka není definována.	
4.4	Období zkušebního provozu výzkumného jaderného zařízení Chyba! Záložka není definována.	
4.5	Období „trvalého“ provozu výzkumného jaderného zařízení Chyba! Záložka není definována.	
4.6	Zásady „trvalého“ provozu výzkumného jaderného zařízení Chyba! Záložka není definována.	
4.7	Rekonstrukce a modifikace výzkumného jaderného zařízení Chyba! Záložka není definována.	
4.8	Stárnutí výzkumného jaderného zařízení Chyba! Záložka není definována.	

1 INTRODUCTORY PROVISIONS

1.1 Purpose and Scope of the Guide

- (1) The Nuclear Safety, Radiation Protection, Physical Protection and Emergency Preparedness Guide (hereinafter referred to as the “Guide”) of the nuclear research facilities recommends the procedures from their designing, construction, commissioning up to final decommissioning.
- (2) The Guide defines the recommended procedure for agencies, organizations, legal and natural persons (hereinafter referred to as “persons”), and their employees providing activities associated with designing, construction, operation and decommissioning of nuclear research facilities.
- (3) The Guide has been prepared on the basis of requirements of Act No. 18/1997 Coll., on Peaceful Utilisation of Nuclear Energy and Ionising Radiation and on Amendments and Additions to Related Acts (the Atomic Act), as amended (hereinafter referred to as the “Act”), Decree of the State Office for Nuclear Safety No. 106/1998 Coll., on Nuclear Safety and Radiation Protection Assurance during Commissioning and Operation of Nuclear Facilities (hereinafter referred to as “Decree 106”), Decree of the State Office for Nuclear Safety No. 195/1999 Coll., on Basic Design Criteria for Nuclear Installations with Respect to Nuclear Safety, Radiation Protection and Emergency Preparedness (hereinafter referred to as “Decree 195”), Decree of the State Office for Nuclear Safety No. 307/2002 Coll., on Radiation Protection and Decree of the State Office for Nuclear Safety No. 318/2002 Coll., on Details of Emergency Preparedness of Nuclear Facilities and Workplaces with Ionising Radiation Sources and on Requirements on the Content of On-Site Emergency Plan and Emergency Rules. In the Guide, the term “Office” shall mean the State Office for Nuclear Safety (SÚJB).

1.2 Basic Terms Adopted from the Act

- (1) Nuclear safety shall mean the condition and ability of a nuclear installation and its servicing personnel to prevent uncontrolled development of a fission chain reaction or an inadmissible release of radioactive substances or ionising radiation into the environment, and to reduce the consequences of accidents.
- (2) Radiation protection shall mean a system of technical and organisational measures to reduce exposure of individuals and to protect the environment.
- (3) Physical protection shall mean a system of technical and organisational measures preventing unauthorised activities with nuclear installations, nuclear materials and selected items.
- (4) Emergency preparedness shall mean an ability to recognise the occurrence of a radiological emergency and, upon its occurrence, to carry out measures specified in emergency plans.
- (5) Classified equipment shall mean nuclear-safety-related components or systems of nuclear installations assigned to safety classes according to their significance for nuclear installation operation safety, according to the safety function of the system to which they belong, or according to the relevance of their possible breakdown. The criteria for classified equipment to be assigned and categorised into safety classes shall be set out in Decree of the State Office for Nuclear Safety No. 214/1997 Coll.

- (6) Emergency plan shall mean a set of planned measures to deal with a radiation incident or radiation accident and to limit their consequences, which is elaborated for:
 - e) nuclear installation premises or workplaces, in which radiation practices are performed (on-site emergency plan);
 - f) transport of nuclear materials or ionising radiation sources (emergency rules);
 - g) the region in the vicinity of the nuclear installation or the workplace with a source of ionising radiation where, based on results of analyses of potential radiation accident consequences, emergency planning requirements are in force and which is called emergency planning zone (off-site emergency plan).
- (7) Decommissioning shall mean activities aimed at releasing nuclear installations or workplaces, where radiation practices were performed, for their utilisation for other purposes.
- (8) Radioactive waste shall mean substances, objects or equipment containing or contaminated by radionuclides, for which no further use is foreseen.
- (9) Limits and conditions for the safe operation of a nuclear installation shall mean a set of unambiguously defined conditions, for which it is proven that operation of a nuclear installation is safe and which is comprised of data on admissible parameters, requirements for the operability of the installation, protective system settings, requirements for personnel activity and organisational measures to meet all the defined conditions for design operational modes.

1.3 Basic Terms Adopted from Decree 106/1998

- (1) Reactor criticality shall mean the condition, when a fission chain reaction takes its place in the reactor core, during which the neutron balance is steady in the reactor core, and the effective multiplication factor is equal to one.
- (2) Handling of nuclear materials and radioactive waste shall mean their transfer.
- (3) Commissioning of a nuclear installation is a process, during which it is verified if all equipment and systems of the nuclear installation are implemented and operable in accordance with the design and if they meet the requirements for nuclear safety in accordance with the special regulation and with the Preliminary and Preoperational Safety Analysis Report.
- (4) The individual stages of commissioning of a nuclear research facility are as follows:
 - h) the stage of inactive testing of nuclear installation that includes complex functional test of nuclear installation and its revision performed before the nuclear fuel loading into the reactor core for the installation, the part of which there is the nuclear reactor,
 - i) the stage of active testing that includes tests performed from the start of nuclear fuel loading into the reactor core for the installation, the part of which there is the nuclear reactor, or performed from the start of nuclear material or radioactive waste loading into the nuclear installation up to the termination of trial operation of nuclear installation; for nuclear installations, the part of which there is the nuclear reactor, the stage of active testing further consists of:
 - vi) physical start-up of a nuclear installation, the purpose of which is to verify physical properties, especially neutron-physical characteristics of the reactor core, and of selected functions of nuclear reactor protections, especially those

that are dependent on neutron-physical characteristics of the reactor core; the physical start-up is initiated by loading the first fuel assembly into the reactor core,

- vii) power start-up of a nuclear installation, the purpose of which is to verify design characteristics of installation at different power levels and design co-operation of all systems also in transient processes,
- viii) trial operation of a nuclear installation, the purpose of which is to verify design parameters and operational stability in accordance with the approved Trial Operation Program.

1.4 Basic Terms Adopted from Decree 195/1999

- (1) Normal operation shall mean all conditions and processes of planned operation of a nuclear installation within the specified limits and conditions of safe operation of the nuclear installation; these are namely the re-achievement of reactor criticality, steady operation and reactor shutdown, increase and reduction of its power, maintenance, repairs and refuelling.
- (2) Abnormal operation shall mean all conditions, processes and events deviating from normal operation that are unplanned, but which are expected to occur during the operation of a nuclear installation; these are, for example, scram, sudden loss of load, turbine trip, loss of mains supply, loss of reactor coolant pump, etc.; these operational modes must not result in fuel system failure or in fuel element failure and in primary circuit integrity failure; after their termination, or removal of causes and consequences, the nuclear installation is capable of normal operation.
- (3) Fuel element shall mean a structural unit, the base component of which is the nuclear fuel; it includes cladding, fuel pellets, filling gas, springs, end closures, etc.
- (4) Fuel assembly shall mean a group of fuel elements that is not commonly dismantled during refuelling process; in addition to fuel elements, it also includes spacer grids, upper and lower nozzles, further on, if used, guide tubes for internal instrumentation or for bundles of control rods or for neutron sources or for assemblies with discrete burnable absorbers and fuel assembly envelope.
- (5) Fuel system shall mean fuel assemblies and their components, internal control components of reactor core such as control rods, rods with burnable absorbers, if used, rods with neutron sources, support plates, etc.
- (6) Fuel element failure shall mean cladding failure, and thus the possibility of leakage of fission products into the environment.
- (7) Fuel system failure shall mean fuel element failure or exceeding of dimensional tolerance for operational modes or change in functional capability outside the limit taken into account in safety analyses.
- (8) Design limits for normal and abnormal operation shall mean the values of parameters, the attainment of which assures the capability to fulfil design functions and to prevent inadmissible leakage of radionuclides into the environment.
- (9) Accident conditions shall mean all events caused by a failure or damage of building structures, technological systems and equipment, external influences or human errors leading to the violation of limits and conditions of safe operation, which can cause fuel system failure or fuel element failure.

- (10) Design basis accident shall mean an accident taken into account in the nuclear installation design that may result in leakage of radionuclides, ionising radiation or personal exposure.
- (11) Maximum design basis accident shall mean a design basis accident taken into account in the nuclear installation design with maximum radiation consequences.
- (12) Limiting fuel element parameters shall mean maximum fuel element parameters and degrees of their damage, which must not be exceeded during normal and abnormal operation.
- (13) Single failure shall mean an event resulting in loss of capability of any component to carry out the determined function, while all the other components operate correctly; subsequent failures caused by initial single failure are considered to be a part of this single failure.

1.5 Additional Terms for Nuclear Research Facilities

- (1) For the purposes of this Guide, nuclear research facility shall mean research reactors, experimental reactors and critical assemblies (including their related experimental installations) consisting of cores, in which the controlled fission chain reaction takes place. This Guide does not apply to subcritical assemblies. In designing, constructing, commissioning, operating and decommissioning the subcritical assemblies proceed accordingly by agreement with the Office.
- (2) Research reactor is a nuclear reactor requiring forced heat removal, which is used as a source of radiation and provided with experimental equipment and instruments for scientific and technical works (hereinafter referred to as “experimental works”). Maximum heat output of research reactor amounts to 50 MWt.
- (3) Experimental reactor is characterized by low (“zero”) power not requiring forced cooling and by neutron flux density not exceeding the value of 10^{13} neutron/m²s⁻¹ in normal operation. It is used to carry out experimental works from the field of reactor physics and is characterized by generality in the reactor core design.
- (4) Critical assembly is a reactor with maximum available reactivity excess of 0.7 β_{eff}. It is intended for fundamental physical experiments not requiring a great reactivity excess.
- (5) Workplace with ionising radiation sources is a place, where radiation practices are performed. Within the meaning of Decree of the State Office for Nuclear Safety No. 307/2002 Coll., on Radiation Protection, nuclear research facilities are a very significant source of ionising radiation and belong to the category IV.
- (6) Experimental facility is a set of instruments and equipment (or any part of this set) intended for experimental works, which is not a part of the process equipment of the reactor.
- (7) For the purposes of this Guide, operation shall include all activities carried out in the period from commissioning of nuclear research facility up to its decommissioning. Independent parts of the operation include commissioning with its stages called physical start-up, power start-up and trial operation, period of “continuous” operation, reconstruction and decommissioning.
- (8) Limiting failure of fuel assemblies defines the maximum permissible number of damaged fuel assemblies and the degree of their damage determined for maximum design basis accident in the Preoperational Safety Analysis Report or in the documentation according to the Act.

- (9) Limiting parameters of fuel assembly are maximum parameters of fuel assembly determined in the Preoperational Safety Analysis Report or in the documentation according to the Act, which must not be exceeded in normal and abnormal operation.
- (10) Shutdown reactor is such a state of the reactor core, in which all active elements of the control and protection system are in the state of their maximum efficiency and experimentally verified subcriticality achieves minimally 3 β_{eff} .
- (11) Maximum available reactivity excess is a maximum available positive reactivity of a reactor, which can be released in the given configuration of the reactor core and reflector.
- (12) Reactivity excess available in operation is a maximum permissible value of positive reactivity available in the reactor in the critical state through standard engineering handling and means understood as permitted personnel actions and functional operations of the facility.
- (13) Local-criticality area is a part of the reactor core or fuel assembly, moderator and other materials, in which a fission chain reaction can occur.
- (14) critical experiment is a prescribed sequence of personnel actions and functional operations of a nuclear research facility that is aimed at determining the major parameters of the first critical state of the reactor core in question (e.g. ^{235}U mass, control rod positions, reactivity excess compensated by automatic regulator, moderator level).
- (15) Unknown critical state is such a state of the reactor core with its reactivity differing from the known, experimentally verified, critical state by value $> 0.7 \beta_{\text{eff}}$ with an accuracy of $\pm 0.07 \beta_{\text{eff}}$.
- (16) The “m of n” principle shall mean a selective connection “m” of total number “n” of independent measuring channels, which gives a signal to action of other systems.
- (17) Operating position of active elements of reactor protection system shall mean their (ready-to-start) standby state specified in the design leading to safety shutdown (scram).
- (18) An independent part of the control and protective system is composed of elements that are function-independent of other parts of this system (e.g. stand-alone sensor, stand-alone measuring channel, etc.).
- (19) A group of active elements of the control and system shall mean a group of active elements that is commonly controlled and fully function-independent of other groups of this system.
- (20) Reactor core area is a part within a nuclear research facility, which is separated from other areas by means of biological shielding.
- (21) The system (set of equipment) complies with single failure criterion if it is able to carry out the established functions also in the case of occurrence of any internal single accidental failure. Subsequent failures caused by such single failure shall be considered as its part.
- (22) For the purposes of this Guide, employees shall mean both licensee’s employees and employees of organizations, who participate in commissioning, trial and continuous operation, decommissioning and experimental works carried out on nuclear research facility if activity of the aforementioned employees or outcomes of their activity can affect the nuclear safety.
- (23) Ageing is a component or system degradation process resulting in loss of functionality or limitation of function performance due to some time-dependent factors or

mechanisms. Such factors or mechanisms can act in a cycle or continuously. In general, probability of occurrence of any component or system failure caused by degradation will increase in course of time, during which the component or system is exposed to the effects of ageing factors or mechanisms. Component and system ageing effects may be reduced by repairing or replacing such components and system at reasonable time intervals.

- (24) Reconstruction or modification of a nuclear research facility shall mean such modifications of operating and experimental equipment (including structural parts, load-bearing structures, etc.) that are carried out outside the scope of service repairs and maintenance.
- (25) Refuelling is a process, during which used fuel in reactor vessel is removed and transported into the irradiated fuel storage facility. At the same time, it is replaced by fresh fuel or fuel stored outside the reactor vessel. Refuelling in a nuclear research facility shall mean a change in fuel type or replacement of at least 1/3 of fuel of a certain type in reactor core.

2 BASIC REQUIREMENTS FOR DESIGNING, CONSTRUCTING AND OPERATING A NUCLEAR RESEARCH FACILITY

2.1 Licence for Particular Practices

- (1) A licence issued by the Office (with regard to nuclear research facilities) is required for:
- j) Siting of a nuclear research facility,
 - k) Construction of a nuclear research facility,
 - l) Particular stages, laid down in an implementing regulation, of nuclear research facility commissioning,
 - m) Operation of a nuclear research facility,
 - n) Restart of a nuclear research reactor to criticality after refuelling,
 - o) Reconstruction or other changes affecting nuclear safety, radiation protection, physical protection and emergency preparedness of a nuclear research facility,
 - p) Particular stages of nuclear research facility decommissioning to the extent and in the manners established in an implementing regulation,
 - q) Discharge of radionuclides into the environment to the extent and in the manners established in an implementing regulation,
 - r) Ionising radiation sources management to the extent and in the manners established in an implementing regulation,
 - s) Radioactive waste management to the extent and in the manners established in an implementing regulation,
 - t) Import or export of nuclear items or transit of nuclear materials and selected items,
 - u) Nuclear materials management,
 - v) Transport of nuclear materials and radionuclide sources laid down in an implementing regulation; this licence does not relate to the person performing the transport, or to the carrier, unless this person is the shipper, or consignor or consignee at the same time,
 - w) Professional training of selected personnel of nuclear research facilities (Article 18, par. 5 of the Act),
 - x) Re-import of radioactive waste originated in the processing of materials exported from the Czech Republic,
 - y) International transport of radioactive waste to the extent and in the manners established in an implementing regulation (Decree of the State Office for Nuclear Safety No. 317/2002 Coll.),
 - z) Personal dosimetry and other services significant from the radiation protection point of view to the extent and in the manners established in an implementing regulation,
 - aa) Addition of radioactive substances to consumer products during their manufacture or preparation for import or export of such products.
 - bb) Licences issued by the Office under par. (1) do not substitute licences or authorisations issued by other administrative bodies under specific regulations.

2.2 General Requirements for Nuclear Research Facilities

- (1) Process and experimental facility, and building structures, relevant for the nuclear safety of a nuclear research facility, must be designed, produced, erected and tested to ensure their reliable function in normal as well as abnormal operation.
- (2) Design of all process and experimental facilities, and building structures (including nuclear fuel handling and storage facility) must eliminate any occurrence of areas with local criticality both in normal and in abnormal operation, as well as in accident conditions .
- (3) Equipment relevant for the nuclear safety must be systematically analysed from the viewpoint of their single accidental failures. Design of such equipment must meet the criterion for single failure.
- (4) Equipment relevant for the nuclear safety must be evaluated and designed from the viewpoint of their integration into the control and protection system.
- (5) Nuclear safety of nuclear research facilities must be ensured with in-depth protection based on the application of multiple physical barriers preventing release of ionising radiation and radionuclides into the environment and the repeated employment of the technical and organisational measures system used to protect and maintain the efficiency of such barriers as well as to protect personnel and other persons, the public and the environment.
- (6) Siting of a nuclear research facility shall be carried out in accordance with Decree of the State Office for Nuclear Safety No. 215/1997 Coll., on Criteria for Siting Nuclear Facilities and Very Significant Ionising Radiation Sources.
- (7) Decommissioning of a nuclear research facility shall be carried out in accordance with Decree of the State Office for Nuclear Safety No. 185/2003 Coll., on Decommissioning of Nuclear Installation or Category III. or IV. Workplace. A proposal for method of nuclear research facility decommissioning, which is approved by the Office, shall be updated at least every five years. In addition, the proposal shall be updated at every change in critical matters, on the basis of which the proposal has been drawn up, in particular at any change in scheduled time of completion of activities or other background documents.

2.3 Quality Assurance of Nuclear Research Facility

- (1) Requirements for quality assurance of a nuclear research facility shall be governed by the provisions of the Act and the applicable implementing regulation, which is Decree of the State Office for Nuclear Safety No. 214/1997 Coll., on Quality Assurance in Activities Related to the Utilisation of Nuclear Energy and in Radiation Practices, and Laying Down Criteria for the Assignment and Categorisation of Classified Equipment into Safety Classes.

2.4 Physical Protection of Nuclear Research Facility

- (1) Requirements for physical protection of a nuclear research facility shall be governed by the provisions of Article 4, par. 4, 9 and 10 of the Act and the applicable implementing regulation, which is Decree of the State Office for Nuclear Safety No.144/1997 Coll., on Physical Protection of Nuclear Materials and Nuclear Facilities and their Classification.

- (2) In accordance with the provisions of Article 13, par. 6, an approval issued by the Office for the method used to ensure physical protection and nuclear materials is a prerequisite for issue of licences listed under 2.1.(1), letters c), d), e), f), g), k), l) and m) of the Guide. Requirements for the method used to ensure physical protection are laid down in Decree of the State Office for Nuclear Safety No. 144/1997 Coll.

2.5 Emergency Preparedness of Nuclear Research Facility

- (1) Emergency preparedness shall be governed by the provisions of Articles 17, 18 and 19 of the Act and the applicable implementing regulation, which is Decree of the State Office for Nuclear Safety No. 318/2002 Coll., on Details of Emergency Preparedness of Nuclear Facilities and Workplaces with Ionising Radiation Sources and on Requirements on the Content of On-Site Emergency Plan and Emergency Rules.

2.6 Control of the State of Equipment Relevant for the Nuclear Safety

- (1) Equipment relevant for the nuclear safety must be designed and operated to enable to perform in operation the control of the state and tests of their functions and reliability using methods corresponding to the present state-of-art. Such controls and tests are specified in Limits and Conditions.
- (2) If it is not possible to ensure the necessary level or the number of tests and inspections, the technical design must include safety-related measures compensating the occurrence of undetectable damage in operation of a nuclear research facility.

2.7 Radiation Protection of Nuclear Research Facility

- (1) For the purposes of radiation protection of personnel of nuclear research facility, it is necessary to meet the requirements established in the Act and in an implementing regulation, which Decree of the State Office for Nuclear Safety No. 307/2002 Coll., on Radiation Protection.

2.8 Protection against Equipment Failures

- (1) Equipment relevant for the nuclear safety must be designed to avoid their damage in normal and abnormal operation due to the failures of other equipment located within the nuclear research facility. Therefore, such equipment must be capable of withstanding environmental changes associated with such failures and must be appropriately located and protected against dynamic and other effects (thrown objects, pipeline vibration, leakage of fluids, overload due to higher pressure, etc.).

2.9 Heat Removal

- (1) Technological assemblies and equipment providing or functionally dependent on removal of fission-released heat, residual and industrial heat, or equipment functionally dependent on this removal, must be designed to ensure reliably the appropriate cooling in normal and abnormal operation as well as in accident conditions (to the extent of maximum design basis accident).
- (2) Heat removal systems must be, to the necessary extent, backed up, physically separated, interconnected, isolated, etc., to meet the criterion for single failure.

- (3) A research reactor must be provided with an emergency core cooling system, which avoids exceeding the specified limiting damage of fuel assemblies in the case of malfunction of normal heat removal system.

2.10 Fire Protection

- (1) Equipment relevant for the nuclear safety must be designed and located to meet the requirements for fire protection and other requirements laid down in Act No. 133/85 Coll., on Fire Protection, as amended.
- (2) Non-combustible materials or materials with reduced combustibility must be used for nuclear safety related equipment.
- (3) Buildings within a nuclear research facility must be provided with an electrical fire alarm system and fixed fire fighting system designed so that any fault condition or accidental activation does not affect functioning of the equipment relevant for the nuclear safety of a nuclear research facility.
- (4) A Fire Hazard Assessment must be prepared for buildings relevant for the nuclear safety of a nuclear research facility.

2.11 Protection against Phenomena Caused by Natural Conditions

- (1) Equipment relevant for the nuclear safety must be designed so that in the case of occurrence of any natural disaster that can be reasonably foreseen (earthquake, storms, floods, etc.) or any event caused by human activities carried out outside the nuclear research facility (plane crash, explosions in the vicinity, etc.) the following is possible:
 - cc) Shut down the reactor safely and maintain the reactor in a shutdown condition,
 - dd) Drain any residual power from the reactor for a sufficient period of time,
 - ee) Ensure that any possible radioactive release does not exceed the values specified in the applicable implementing regulation (Decree of the State Office for Nuclear Safety No. 307/2002 Coll.).
- (2) The following must be taken into consideration in designing a nuclear research facility:
 - ff) The most serious and challenging natural phenomena, historically recorded at the site in question and in its vicinity, extrapolated taking into consideration the limited value and time accuracy,
 - gg) A combination of the effects of natural phenomena and phenomena caused by human activities and accident conditions caused by such phenomena.

2.12 Professional Competence of Nuclear Research Facility Personnel

- (1) Requirements for professional competence of persons and special professional competence are established in Article 12 of the Act and Decree of the State Office for Nuclear Safety No. 315/2002 Coll.
- (2) Special professional competence shall mean:
 - hh) Professional competence of physical persons verified by the State Examination Commission and required for activities directly affecting nuclear safety of nuclear installations. The State Examination Commission for verification of a special professional competence of selected personnel of nuclear research facilities in

- accordance with the Act shall be established and its statutes/rules shall be issued by the Chairman of the Office. The statutes/rules of the State Examination Commission for verification of a special professional competence of selected personnel of nuclear installations cover all the related matters in detail,
- ii) Professional competence of physical persons verified by the Expert Examination Commission of the Office and required to manage the working activities with ionising radiation sources and perform other activities especially important from the radiation protection viewpoint, set in an implementing regulation.
- (3) Activities directly affecting nuclear safety and activities especially important from the radiation protection viewpoint, qualification and professional training requirements, the method to be used for their verification and the granting of authorisations to selected personnel and the method to be used in preparing the approved documentation concerning the approval for preparation of selected personnel are laid down in a special legal regulation, which is Decree of the State Office for Nuclear Safety No. 146/1997 Coll., as amended by Decree of the State Office for Nuclear Safety No. 315/2002 Coll.
- (4) Activities directly affecting nuclear safety shall mean particular practices carried out in a nuclear research facility, namely:
- jj) Handling operations carried out in the control room and direct control of individual stages of reactor physical and power start-up tests, and control and monitoring of other start-up works. These operations are carried out by an employee assigned to a function of Start-up Section Chief,
 - kk) Handling operations carried out in the control room, reactor commissioning control and monitoring, reactor operation control and monitoring, control and monitoring of fuel handling in reactor core, and control and monitoring of shift operations. These operations are carried out by an employee assigned to a function of Shift Supervisor,
 - ll) Control and monitoring of reactor core arrangement and layout, execution of physical measurements in the course of physical and power start-up of a reactor, and control and monitoring of fundamental critical experiment. These operations are carried out by an employee assigned to a function of Supervisory Physicist,
 - mm) Handling operations carried out in the control room, commissioning control and monitoring, and reactor operation control and monitoring. These operations are carried out by an employee assigned to a function of Reactor Operator.
- (5) The State Examination Commission for verification of a special professional competence of selected personnel of nuclear research facilities in accordance with the Act shall be established and its statutes/rules shall be issued by the Chairman of the Office. The statutes/rules of the State Examination Commission for verification of a special professional competence of selected personnel of nuclear installations cover all the related matters in detail.

2.13 Liability for Damages

- (1) The licensee licensed for operation of nuclear research facility or performing any practice related to utilisation of a nuclear research facility, or licensed for nuclear material transport shall be liable for nuclear damage under the international agreement, which is legally binding on the Czech Republic (Article 32 of the Act).
- (2) Licensee's liability for nuclear damage caused by every single nuclear event shall be limited in the case of nuclear research facilities to the amount of CZK 1,500 million.

- (3) Unless other financial security is stipulated to cover the nuclear damage liability, the licensee is obliged to arrange insurance covering its liability for nuclear damage with an insurer authorised by a specific act.
- (4) The insured sum in the case of nuclear research facilities shall not be less than CZK 200 million.

3 SPECIFIC REQUIREMENTS FOR NUCLEAR RESEARCH FACILITY PROJECT

3.1 Reactor Core

3.1.1 Reactor Core Design

- (1) Design of the reactor core and control and protection systems related thereto must ensure that:
 - nn) Limiting parameters of fuel assemblies are not exceeded in normal and abnormal operation,
 - oo) In accident conditions to the extent of maximum design basis accident
 - ix) The reactor could be shut down safely and maintained in a shutdown condition,
 - x) The reactor core could be cooled down for a sufficient time,
 - xi) The limiting failure of fuel assemblies is not exceeded.
- (2) Fuel assembly design must:
 - pp) Ensure that their limiting parameters used as a basis for designing of other equipment are not exceeded in normal and abnormal operation,
 - qq) Ensure that the designed limiting failure of fuel assemblies is not exceeded even in accident conditions to the extent of maximum design basis accident. In doing so, it is necessary to take account of used materials, radiation and chemical influences, effects of static, dynamic and heat load and possible inaccuracies in calculations, manufacture and erection, as well as the extent of experimental and operational verification.
- (3) Mechanical parts and components of the reactor core or mechanical parts and components located in its proximity including their attachment must be designed to make them resistant to static and dynamic effects during normal and abnormal operation and in accident conditions to the extent of maximum design basis accident. Their failure must not prevent the reactor from being shut down and the residual heat from being removed.
- (4) The reactor core must be designed to eliminate spontaneous changes of composition, condition and configuration of a reactor core and reflector affecting the nuclear safety (e.g. change in quantity, composition and condition of fuel and moderator, change of position and condition of active elements of the control and protection system, deformation of load-bearing structures of reactor core, fuel assemblies, change in fuel-assembly spacing, etc.).
- (5) Reactor core design must enable the performance of works within the reactor core, works related to fuel handling and experimental equipment, etc., in a safe, easy and quick manner.
- (6) Nuclear safety related equipment must be reliably protected against adverse environmental influences throughout its service life.

3.1.2 Reactivity Change

- (1) Reactor core design must enable reliable and sufficiently precise reactivity changes in accordance with the values of reactivity excess releasable in operation and maximum permissible rate of reactivity change.
- (2) Design of the system for reactivity change must enable reliable and sufficiently precise verification of parameter change (regulator position, moderator level, etc.) resulting in a change in the reactivity. Reactivity changes should be controllable and verifiable in the control room.
- (3) In any changes in the reactor made by standard technical handling and means, the total positive reactivity in the reactor core must not exceed the reactivity excess releasable in operation in the amount of $0.7 \beta_{\text{eff}}$. Exceeding of this value must result in delivering a safety (emergency) signal.
- (4) Maximum possible rate of positive reactivity changes made by standard technical handling and means must not exceed the value of $0.1 \beta_{\text{eff}}/\text{s}$.
- (5) Standard technical handling and means should be used to avoid making a positive change in the reactivity using two independent methods at once (e.g. manual removal of absorption rods and simultaneous increase in the quantity of the moderator in the reactor).
- (6) When a reactor is not shut down, the permissible reactivity changes should be made remotely. These changes must be restorable and sufficiently precisely traceable.
- (7) Any handling of safety-related equipment and any changes in the reactor core not controlled and monitored by the control and protection system are solely permitted under the provision that the active elements of the protection system (emergency protections) are in the maximum of their efficiency and the subcriticality of the reactor core amounts to minimum of $3 \beta_{\text{eff}}$.

3.1.3 Protection System Efficiency

- (1) An intervention of active elements of the protection system must be carried out at such a rate so that the negative reactivity corresponding to the value of 75% of maximum attainable excess reactivity is applied within the time limit not exceeding 2 seconds and negative reactivity corresponding to the minimum value of 150% of maximum attainable excess reactivity is applied within the time limit not exceeding 4 seconds.
- (2) The number, distribution and efficiency of single active elements of the protection system must be selected so that the efficiency of all groups without the most efficient group exceeds the maximum attainable excess reactivity by at least 50%.
- (3) Engineering design of the protection system must ensure that the time limit between the physical cause and the delivery of the appropriate safety (emergency) signal does not exceed 2 seconds.

3.2 Reactor Instrumentation

3.2.1 Basic Requirements

- (1) A nuclear research facility must be particularly provided with the following:
 - rr) Control and protection system,

- ss) Communication system,
 - tt) Dosimetric monitoring system,
 - uu) Neutron source.
- (2) If required by operational and experimental conditions laid down by this Guide for a change in the reactivity, the reactor must be provided with a compensation system, which is a part of the control and protection system.

3.2.2 Control and Protection System Control Function

- (3) The control and protection system must be provided with such an instrumentation to be capable of monitoring, measuring, registering and ensuring remote manual as well as automatic control important to ensure the nuclear safety during normal and abnormal operation, and in accident conditions of a nuclear research facility. Communication facilities and control elements must be designed and arranged in a proper manner so that the operating personnel are continuously informed about the state of a nuclear research facility and could intervene if necessary. The control and protection system must deliver the required signals and information concerning deviations of relevant operating parameters and processes from the permissible limits.
- (4) The control and protection system must record any parameter values that are relevant for the nuclear safety of a nuclear research facility.
- (5) For the case of accident conditions, the instrumentation must provide:
- vv) Information concerning the immediate state of a nuclear research facility, on the basis of which preventive measures for its operating personnel and for the facility may be implemented,
 - ww) Basic information concerning the course of an accident and its recording,
 - xx) Information enabling to characterize the dissemination of radioactive substances and radiation in the vicinity of a nuclear research facility so that the measures to mitigate the consequences could be implemented in a timely manner.
- (6) For precise and reliable monitoring and control of the time course of a fission chain reaction (reactivity, neutron flux density, power level), the control and protection system must be provided:
- yy) In case of research and experimental reactor:
 - xii) With minimum of three measuring channels independent of each other that are used to evaluate the power level. Data recorded on at least two optional power measuring channels (or recorded on one channel and average data recorded on the two remaining channels, or recorded on one channel and average data recorded on all the three channels) must be displayed and a signal from at least one optional measuring channel must be registered in an appropriate manner. Data recorded on single channels (or average data) can be used for automatic power control. Binary signals produced by comparing the power data and the set point values should be used for protective and signalling functions.
 - xiii) With minimum of three channels independent of each other that are used for measurement of the rate of change in power level (or reactivity measurement). Data recorded on at least two optional measuring channels (or recorded on one channel and average data recorded on the two remaining channels, or recorded on one channel and average data recorded on all the three channels) must be

displayed and a signal from at least one optional measuring channel must be registered in an appropriate manner. Data recorded on single channels (or average data) can be used for automatic power control. Binary signals produced by comparing the power change rate data and the set point values should be used for protective and signalling functions.

xiv) Functions as per par. i) and ii) can be combined. Thus, the measuring channel used can measure the power level as well as the rate of its change.

zz) In case of critical assembly:

xv) With minimum of two power measuring channels independent of each other whose data is displayed and registered on at least one of them,

xvi) With minimum of two channels independent of each other that are used for measurement of the rate of change in power level (reactivity); a signal of at least one of them should be displayed.

xvii) Functions as per par. i) and ii) can be combined. Thus, the measuring channel used can measure the power level as well as the rate of its change.

(7) A research reactor must be provided with an automatic control in the course of a fission chain reaction.

3.2.3 Control and Protection System Protective Function

(1) The control and protection system must be provided with protection system:

aaa) Capable of identifying abnormal conditions and actuating automatically the relevant equipment including subsystem for reactor shutdown with the objective not to exceed the design limits,

bbb) Whose protective function must take priority over other functions and operations of the control and protection system as well as the operating personnel; the operating personnel must have the possibility of activating this protective function manually at any time independently of any conditions from at least two places.

(2) The protection system must be designed:

ccc) So that no single failure causes loss of system protective function; however, such failure can result in reactor shutdown,

ddd) So that loss of any component or channel should not reduce the number of relevant components or channels to one; if such reduction occurs, a reactor shutdown should follow,

eee) To enable functional test of single independent channels in operation and functional test of common circuits at least with reactor shutdown.

(3) Protection system equipment:

fff) Must ensure reactor shutdown in normal as well as abnormal operation and under accident conditions,

ggg) Must include at least one reactor shutdown system. The second independent reactor shutdown system must be taken into consideration and can be required depending on properties and characteristics of a nuclear research facility. At the same time, the protection system must be capable of bringing the reactor to a

subcritical state with a reasonable reserve even under condition with maximum excess reactivity releasable in operation and maximum attainable excess reactivity.

hhh) Must be capable of preventing spontaneous occurrence of a critical state.

- (4) The control and protection system must be designed so that logical signals to reactor shutdown are processed in protection circuits at any operating stage (bringing to a critical state, operation at any power level, changes in power level)

iii) For research and experimental reactors:

xviii) From at least three power measuring channels independent of each other,

xix) From at least three channels independent of each other that are used for measurement of the rate of change in power level (reactivity).

In both cases, these signals are processed in two-out-of-three logic.

jjj) For critical assemblies:

xx) From at least two power measuring channels independent of each other,

xxi) From at least two channels independent of each other that are used for measurement of the rate of change in power level (reactivity).

In both cases, these signals are processed in one-out-of-two logic.

- (5) The protection system of a nuclear research facility should be provided with fixed system limiting the maximum permissible power level and independent of other parts of the control and protection system. Its structure should be configured analogically as it is with power measuring channels, and diversified instrumentation should be of advantage.

- (6) Active elements of the protection system must be automatically actuated upon:

kkk) Signals to reactor shutdown delivered by power measuring channels when the set power level is exceeded,

lll) Signals to reactor shutdown delivered by channels for measurement of the rate of change in power level when the set rate of change in power level is exceeded,

mmm) Signals to reactor shutdown delivered by independent power protection channels,

nnn) Exceeding the set parameter values that could result in occurrence of accident conditions (e.g. exceeding the set moderator level, temperature, pressure, radiation level, etc.),

ooo) Total loss of the power supplies (blackout),

ppp) Detection of any malfunction, failure or blocking of instruments in control and protection system circuits,

qqq) Detection of any malfunction, failure or inadmissible state of other safety-related equipment resulting in the possibility of occurrence of accident conditions.

- (7) Protection system intervention resulting in reactor shutdown must be capable of being actuated manually by pressing the pushbutton in all states taken into consideration in the nuclear research facility design.

3.2.4 Control and Protective Function Relation

- (1) The control and protection system must be designed so that any failure of control systems does not affect the capability of the protection system to execute a protection function. Functionally necessary and efficient combination of single parts of the control and protection system should be limited to the maximum extent so as not to affect the nuclear safety (e.g. combination of functions of power measuring channels and channels for measurement of the rate of change in power level is permitted, usage of active elements of the protection system for other functions is not permitted).
- (2) The protection system must be designed and configured to avoid exceeding the design limits even with faulty control function. Protective functions of the control and protection system must take priority over control functions of this system and activities of the operating personnel of a nuclear research facility.

3.2.5 Control and Protection System Signalling Function

- (3) The system must carry out signalling functions to deliver the following three types of signals in the reactor control room:
 - rrr) Safety (emergency) signals when attaining the limit values of the relevant quantity resulting in intervention of the protection system including the attained or exceeded value; these signals should be light and audible. In this case, the audible signals should be also received in the reactor hall, and/or in other technological areas. It is desirable to be able to identify time sequence of the signals in case of their cumulation,
 - sss) Warning signals before the value of the relevant quantity approximates the limit value resulting in protection system intervention; difference between the value resulting in delivery of a warning signal and the limit values should be chosen to enable the operating personnel to make the necessary change of reactor state. Identification of warning signals follows the similar principle as with the safety (emergency) signals. Warning signals should be light and audible,
 - ttt) Informative signals providing information concerning parameter values and condition of safety-related equipment, selected technological circuits and equipment, etc. (e.g. attainment of end positions of sensors and high-performance of the control and protection system, moderator level in the reactor core, pressure in pressure air distribution systems, power supply, end position of neutron source, attainment of set radiation level values, etc.); these signals should be light.
- (4) The individual signal types mentioned in the previous paragraph must be clearly distinguished.

3.2.6 Control Room

- (1) A nuclear research facility must be equipped with a control room from whence the facility may be safely and reliably monitored and controlled in normal and abnormal operation as well as in accident conditions.
- (2) From labour protection viewpoint, the control room must be designed to provide access, safe stay and health irreproachability even in accident conditions.
- (3) Design of the nuclear research facility must enable reactor shutdown even if the control room becomes unusable.

3.2.7 Active Element Position Indication

- (1) Active control elements of the control and protection system must be provided with an indication and signalling device for their state (e.g. position, quantity) and end (limit) values derived directly from their immediate state, if possible. Signals must be delivered to the control room.
- (2) Active elements of the protection system must be provided with a direct indication and signalling device for at least:
 - uuu) Readiness for protective intervention (e.g. upper position of shutdown (emergency) rods),
 - vvv) State after protective intervention (e.g. lower position of shutdown (emergency) rods).

3.2.8 Standby Power Supply System

- (1) The research as well as the experimental reactor must be provided with a standby power supply system enabling to maintain the following for the period of time specified by the project when the external power is lost:
 - www) All functions of the control and protection system, and at least two measuring channels for power level measurement and for measurement of the rate of change in power level,
 - xxx) All important functions of other safety-related equipment,
 - yyy) All important functions of the signalling system and the dosimetric system.
- (2) After an elapsed period of time specified by the project, a safe reactor shutdown must take place.
- (3) The standby power supply does not need to be necessarily pause-free; however, any pause should be limited to the period of time necessary for switch-over.
- (4) For case of total loss of power supply, the nuclear research facility must be provided with an emergency power supply enabling:
 - zzz) Reliable monitoring of reactor shutdown while the following should be secured after reactor shutdown for the period of time specified by the project:
 - xxii) Functions of end-position indicators for the active elements of the control and protection system including the relevant part of the signalling system,
 - xxiii) Functions of important parameter values characterizing the state of the reactor core including the relevant part of the signalling system,
 - aaaa) Removal of residual heat and heat removal monitoring for the necessary period of time.

3.2.9 Performance Check

- (1) The control and protection system must be capable of verifying the functional capacities, checking the setting and checking the condition of safety-related equipment. An initial verification should always be carried out to the full extent prior to the commencement of bringing the reactor to a criticality and its successful completion is a prerequisite for this process. This verification can be carried out manually or automatically; however, further procedure for bringing the reactor to a criticality should

be conditioned by checking the completion and full verification. This check must be ensured by technical means, which cannot be circumvented by the operating personnel.

- (2) The control and protection system must be provided with such means to perform other performance checks as well as checks of setting and condition of safety-related equipment in all operating conditions; however, the extent of such checks does not have to achieve the level of the initial verification. Performing such checks must not endanger or limit the protective functions of the system.

3.2.10 Neutron Source

- (1) An experimental reactor and critical assembly must be solely brought to a criticality by means of a neutron source.
- (2) If neutron sensor signals are not sufficient, research reactors must also be brought to a criticality by means of a neutron source.
- (3) The neutron source must be rated and located so that:
 - bbbb) In operating position of the neutron source, the neutron sensors of the control and protection system deliver a sufficient signal when the quantity of fuel and moderator in the core (including reflector) amounts to 2/3 of critical quantity,
 - cccc) The neutron-sensor-signal change is sufficiently sensitive to reactivity change,
 - dddd) The signals represent sufficiently reactor power level as well as its changes with time.

3.2.11 Communication Systems

- (1) In order to reduce the probability of occurrence of incorrect practices and faulty manipulation by the operating personnel, it is necessary to provide reasonable telecommunications lines (phones, dispatching centre, CCTV) to connect the control room and other rooms of a technology facility, and/or interconnect the important technological and experimental areas.

3.3 Research Reactor Cooling Systems

3.3.1 Requirements for Primary Cooling Circuit Design

- (1) A cooling circuit must be designed to provide a cooling for reactor core in accordance with calculations executed and analysed in the Safety Analysis Report.
- (2) A cooling system must be designed with regard to its maintenance, inspection and testing, and to make it possible to carry out in-service inspections and leak tests (crack development and embrittlement).
- (3) Reactor cooling system must reliably carry out a basic function related to heat transmission from fuel assemblies to the point of its transfer (cooling towers, secondary heat exchanger, etc.) for a long time.
- (4) A primary circuit and its auxiliary, monitoring and protection systems must be designed so that, in normal and abnormal operation:

- eeee) The required strength, service life and functional reliability of all of their components and equipment are ensured with a sufficient reserve,
- ffff) Impermissible coolant leaks are prevented,
- gggg) They can sufficiently resistant to occurrence and development of any failures.

3.3.2 Primary Circuit Project

- (1) The primary circuit project must:

- hhhh) Specify materials approved to those purposes and compliant with the applicable regulations, technical standards or technical conditions,
- iiii) Substantiate sufficient rating with theoretical calculation and experimental verification,
- jjjj) Include an analysis of limiting conditions with regard to occurrence and development of any failures,
- kkkk) Determine the method of demonstrating the manufacture and erection quality using available advanced methods, and determine the method of demonstrating the required tightness.

- (2) Design of the primary circuit must take account of any influence of normal and abnormal operation as well as accident conditions, which can result in its damage and fuel failure.

3.3.3 In-Service Inspection of Primary Circuit

- (1) A primary cooling circuit must be designed to enable carrying out periodic or continuous check of its state as well as tests necessary to verify the nuclear safety throughout the operation of a nuclear research facility.
- (2) The primary circuit design must lay down:
- llll) Conditions, methods, and in-service inspection and maintenance program,
 - mmmm) Criteria for evaluation of inspection and test results.

3.3.4 Coolant Injection and Purification System

- (3) The coolant injection system must be designed to be capable of compensating coolant leakages and volume changes during normal and abnormal operation.
- (4) The coolant purification system must be designed to be capable of maintaining primary circuit coolant parameters required by the project under normal and abnormal operating conditions.

3.3.5 Removal of Residual Heat

- (1) Removal of residual heat must be designed to keep the parameters of fuel assemblies, with reactor shutdown, below the limits specified in safety-related documentation.

3.3.6 Secondary Circuit Project

- (2) The secondary circuit project must:
- nnnn) Ensure reliable removal of heat from the primary circuit,
 - oooo) Prevent any leakage or minimize any possible leakage from the secondary circuit.

3.4 Ionising Radiation Protection Systems

3.4.1 Ionising Radiation and Radioactive Substance Monitoring

- (1) When operating a nuclear research facility, it is required to ensure personal monitoring, workplace monitoring, monitoring of discharges and environmental monitoring, in particular:
- pppp) Exposure rate monitoring using dosimetric system in generally accessible places, which are representative for its identification, dosimetric system data transmission to the control room, where permanent information should be available in order to initiate protective measures in a timely manner,
 - qqqq) Individual monitoring of external irradiation using personal dosimeters, their evaluation and individual monitoring of internal contamination with radioactive substances,
 - rrrr) Exposure rate measurements using portable instruments in generally inaccessible places and in accident conditions,
 - ssss) Surface contamination measurement and decontamination equipment,
 - tttt) For research reactors, activity concentration measurements, radioactive substance identification in generally accessible places and within premises, where early detection of any release of radioactive substances is required, including measured data transmission to the control room,
 - uuuu) Taking, processing and evaluating the samples of radioactive substances from various process circuits,
 - vvvv) Research reactor environmental monitoring enabling continuous evaluation of public exposure to radioactive discharges in normal and abnormal operation, and sufficiently quick estimate and specification of public exposure under accident conditions.
- (2) Equipment and systems for measurements listed in paragraph 1 must have conforming range of dose and exposure measurements, dose and exposure rate measurements of all radiation types and energies under consideration.

3.4.2 Ventilation and Filtration System

- (1) Design of the nuclear research facility must, in normal and abnormal operation:
- wwww) Prevent dispersion and uncontrolled release of gaseous radioactive substances and aerosols,
 - xxxx) Maintain the activity concentrations within the individual areas so that in accordance with the accessibility requirements, the specified basic limits for

personnel working with the sources are not exceeded due to internal and external irradiation,

yyyy) Keep the radioactive discharges into the environment below the limit values specified in the documentation according to the Act,

zzzz) Maintain the prescribed climatic conditions.

- (2) The requirements listed in paragraph 1 must be complied with by means of a ventilation and filtration system provided with sufficiently efficient and replaceable filters.
- (3) Ventilation and filtration system design must meet the criterion for single failure.
- (4) In accident conditions to the extent of maximum design basis accident, the ventilation and filtration system should meet the requirements laid down in Decree of the State Office for Nuclear Safety No. 318/2002 Coll.

3.4.3 Discharges of Radioactive Substances into the Environment

- (1) When operating a nuclear research facility, the following must be ensured:

aaaaa) Control and monitoring of gaseous and liquid radioactive discharges to avoid exceeding the limits laid down in Decree of the State Office for Nuclear Safety No. 307/2002 Coll.,

bbbbb) Continuous activity monitoring of individual components of radioactive discharges,

ccccc) Detection of activities of the most serious components and additional identification of activities of all components of any discharge of radioactive substances occurred in accident conditions,

ddddd) Safe handling of solid radioactive materials generated during normal and abnormal operation as well as in accident conditions, and their storage for the necessary period of time.

3.5 Experimental Facility

- (1) Design, manufacture and location of an experimental facility including its structural parts and load-bearing structures shall not restrict correct and reliable performance of any function of all safety-related equipment, in particular the control and protection system. The experimental facility is a part of the nuclear research facility.
- (2) All experimental equipment located within the reactor or directly connected to the reactor must be designed in accordance with the same regulations and rules as the reactor itself. In addition, all experimental equipment must be fully compatible from the viewpoint of used materials, structural integrity and radiation safety.
- (3) The protection systems of an experimental facility must be designed to protect both the experimental facility and the reactor against dangerous events occurring within the experimental facility.
- (4) Every new experimental facility must be analysed from the viewpoint of any impact on nuclear safety of nuclear research facility. If the experimental facility affects significantly the nuclear safety of nuclear research facility, the evaluation must be submitted to the Office for review including application for a licence according to Article 9, par. (1), letter f) of the Act.

- (5) Any modifications of experimental facility must be carried out according to the same rules and procedures as the original experimental facility.
- (6) The experimental facility must be used and operated according to the written regulation. The regulation must particularly accept the impact of the experimental facility on reactivity.
- (7) Experimental facility construction and operation must be optimised from the viewpoint of personnel radiation exposure minimisation.

4 NUCLEAR RESEARCH FACILITY OPERATION

4.1 Preparation for Nuclear Research Facility Commissioning

4.1.1 General Provisions Concerning Nuclear Safety

- (1) The nuclear research facility shall be commissioned or operated according to the commissioning programmes or according to the operating regulations and in compliance with the Limits and Conditions for safe operation, approved by the Office and only in modes considered in the design and Safety Analysis Reports. In case of occurrence of any deviation from the specified time course, in case of any events dangerous from nuclear safety point of view occurred in the course of tests performed during facility commissioning or during its operation, it is required to perform necessary handling operations and take any measures to bring the nuclear installation forthwith to a safe, stabilized and controllable state. If such situation occurs, commissioning or operation can continue after the clarification and removal of its causes.
- (2) The nuclear research facility shall be commissioned or operated on the basis of a decision taken by the Office. An approval of the documentation required by the Act is a prerequisite for the issue of a decision – licence for operation (Limits and Conditions, Quality Assurance Programme, Programme of Operational Inspections, etc.).
- (3) Commissioning shall mean activities aimed at verifying and adopting a nuclear research facility. It consists of the following:
 - a. Preparation for commissioning,
 - b. Commissioning that includes:
 - xxiv) physical start-up composed of two stages; its basic stage includes the first critical experiment,
 - xxv) for research reactors, the physical start-up is followed by power start-up, which is completed by operation at nominal power level while observing the design parameters.
- (4) Successful commissioning of nuclear research facility is characterized by the following:
 - a. For experimental reactors and critical assemblies, meeting the criteria for physical start-up completion that verify compliance with the conditions for the commencement of trial operation,

- b. For research reactors, meeting the criteria for physical and power start-up completion that verify compliance with the conditions for the commencement of trial operation.
- (5) A licensee for commissioning of a nuclear installation or for operation (hereinafter referred to as the “licensee”) must be informed about the current state of the installation and must have the nuclear installation under control throughout the commissioning of a nuclear installation.
- (6) Activities important from the nuclear safety point of view may only be carried out as per written orders and operating documentation and programmes. Their preparation and issue are in compliance with the requirements laid down in a special regulation (Decree of the State Office for Nuclear Safety No. 214/97 Coll., on Quality Assurance in Activities Related to the Utilisation of Nuclear Energy and in Radiation Practices, and Laying Down Criteria for the Assignment and Categorisation of Classified Equipment into Safety Classes). It shall be verified and documented in advance that these activities will neither impair nor endanger nuclear safety.

4.1.2 Commissioning Programmes

- (1) Every stage of nuclear installation commissioning process shall be carried out according to a stage programme prepared in advance. The stage programme shall be prepared to ensure that:
- a) The stage programme covers all important activities related to the classified equipment, which will be carried out in a given stage,
 - b) The tests will verify step-by-step all equipment and check the modes and characteristics considered and selected by the design,
 - c) Any handling operations on the equipment and any tests will be carried out by professionally qualified personnel,
 - d) The single equipment shall be tested step-by-step to create the conditions for tests of other units and for successful complex functional verification of the whole nuclear installation prior to the commencement of trial operation.
- (2) The stage programme includes the following:
- a) Objective and description of works to be carried out in a given stage,
 - b) Reciprocal time and logic relations of individual operations in a given stage,
 - c) Technology and energy preparedness requirements,
 - d) Criteria for success rate and evaluation of their fulfilment,
 - e) Description of initial and final state of the stage,
 - f) Organisation and staffing in a given stage,
 - g) Method for transition to the next stage,
 - h) List of partial programmes, which includes particularly the following for individual operations:
 - a) Objective, description and methodology of performing single operation,
 - b) Technology and energy preparedness requirements,
 - c) Criteria for success rate and methodology of evaluating of their fulfilment,

- d) Initial and final state for a given operation,
- e) Organisation and staffing for single operation.

4.1.3 Handling of Nuclear Fuel

- (1) Fuel handling is a process, during which the irradiated or unexposed (fresh) fuel assemblies are transferred or replaced, transported, stored or inserted into a special cask within the nuclear research facility. A special operating instructions must be prepared for this process. Fuel handling carried out outside the nuclear research facility shall be governed by a special regulation issued by the Office (Decree of the State Office for Nuclear Safety No. 317/2002 Coll.).
- (2) The above-mentioned instructions shall be prepared and issued by a licensee and approved by the Office.
- (3) The instructions-programmes for individual operations include the following:
 - a) Progress of individual operations,
 - b) Equipment and system preparedness requirements,
 - c) Organisational measures to ensure nuclear safety and additional measures not included in operating regulations,
 - d) Other written information (e.g. concerning fuel storage condition, including identification data, etc.).
- (4) Nuclear safety in fuel handling is particularly ensured by:??
 - a) Using only the specified equipment and checking its condition,
 - b) Operating the equipment and technologies used for handling operations in the right manner,
 - c) Observing the rules concerning nuclear safety and instructions issued for such operations,
 - d) Checking the state of reactor core, in particular absorber position or concentration, moderator level and neutron flux density,
 - e) Checking the operations related to fuel transfer,
 - f) Professional qualification.
- (5) The fuel must be arranged in the handling and storage of fuel to ensure minimum subcriticality of $7 \beta_{ef}$, in optimum moderation conditions, minimum subcriticality of $3 \beta_{ef}$.
- (6) Every single operation related to transfer of fresh, irradiated or spent fuel must be recorded in a logbook specifying the adopted safety-related measures and places, where this fuel can be found.
- (7) It is required to implement such measures in the handling and storage of spent fuel, which reduce the possibility of impairing the leak-proofness of fuel and its melting due to residual heat.
- (8) Fresh, irradiated or spent fuel may only be transported in type-approved packaging assemblies in accordance with the provisions of Article 23 of the Act and Decree of the State Office for Nuclear Safety No. 317/2002 Coll.

4.1.4 Limits and Conditions

- (1) Limits and Conditions include particularly an objective and purpose of a limiting condition, set of data on admissible parameters of equipment relevant for the nuclear safety and its setting, limiting condition, scope of validity, requirements for the operability of the installation and personnel activity in individual operating modes, control requirements and organisational measures. Creation of Limits and Conditions shall be governed by a special regulation issued by the Office (Decree No. 106/1998).
- (2) Limits and Conditions brought down into the safety limits, control and protection system parameter settings, limits and conditions for normal operating modes, control requirements and administrative requirements, and basis of limits and conditions of safe operation.
- (3) Limits and Conditions are proposed to cover all anticipated operating modes of the reactor that are analysed in the applicable safety-related documentation.
- (4) Limits and Conditions for the modes in question are also related to the equipment that is kept, in normal operation, in standby condition and is ready to intervene in the case of abnormal operation and emergency conditions. Since these are the parameter values in various operating modes whose specific quantities are dependent on nuclear research facility output, they should be specifically defined for the modes of critical experiment, operation, cooldown, refuelling, etc.
- (5) Limits and Conditions are defined for individual commissioning stages. In addition, the Limits and Conditions are revised and modified on a regular basis and according to the technical development achieved (modernisation of nuclear research facility, experimental facilities, etc.) and experienced gained. Approval of the Limits and Conditions as well as their changes shall be governed by the Act.
- (6) In the case of any deviation from the approved Limits and Conditions, a licensee (operator) shall proceed according to the provisions of the Act. The licensee (operator) shall always analyse the violation of Limits and Conditions and propose the measures to eliminate its repeated occurrence.

4.1.5 Preparation for Commissioning

- (1) Preparation for nuclear research facility commissioning shall mean systems verification of operability of the individual equipment in inactive conditions. Within the framework of the preparation for nuclear research facility commissioning, the equipment quality and assembling quality should be assessed and individual and complex tests should be evaluated in accordance with the respective Quality Assurance Programme.
- (2) From nuclear safety point of view, prior to the commencement of nuclear research facility commissioning it is required to:
 - a) Approve the documentation according to the Act and the programmes of individual commissioning stages,
 - b) Approve the technical and operating documentation,
 - c) Hire the personnel and terminate their training.
- (3) The preparation shall be carried out according to the separate programmes submitted by a licensee (operator) to the Office for approval.
- (4) Commissioning process divided into individual stages shall be governed by a programme, which includes the following for every single stage:

- a) Established Limits and Conditions, experiments with their initial values as well as expected results and criteria for their acceptance as well as prerequisite for the commencement of next stage,
- b) Organisational measures specifying a person or department responsible for performance of individual experiments, personnel requirements, third party involvement, etc.

4.2 Physical Start-Up

4.2.1 Preparedness for Physical Start-Up

- (1) Before the commencement of physical start-up, i.e. before nuclear fuel loading into the reactor core, the following must be especially prepared including approved certificates of preparedness:
 - a) Reactor (core, main process circuits, etc.),
 - b) Control room,
 - c) Control and protection system,
 - d) Standard start-up equipment,
 - e) Technology parameter instrumentation and control system,
 - f) Neutron source,
 - g) Non-standard start-up equipment,
 - h) Fuel handling equipment (transport, loading, unloading of fresh and irradiated fuel),
 - i) Fresh and irradiated fuel storage facility,
 - j) Dosimetric monitoring system,
 - k) Ventilation and filtration system,
 - l) Electric power supply system,
 - m) Signalling system,
 - n) Telephone and communication system,
 - o) Fire protection system,
 - p) Physical protection system,
 - q) Coolant purification system.

4.2.2 Documentation for Physical Start-Up

- (1) Documentation consists of the following:
 - a) Limits and conditions for physical start-up,
 - b) Programme for physical start-up, which defines the fuel loading procedure, criticality achievement, range and description of experiments, and order of their performance. In addition, the programme for physical start-up contains the anticipated values of critical parameters, critical positions of active

elements of the control and protection system, their differential and integral efficiency, evaluation of fuel, absorber reactivity in the reactor core, etc.

- c) Methods of conducting experiments during the physical start-up,
- d) Operating procedures for equipment and systems required for physical start-up,
- e) Certificates of emergency preparedness,
- f) Procedure concerning nuclear safety in physical start-up (including fuel handling),
- g) Procedure concerning nuclear safety of storage of fresh and irradiated fuel,
- h) Operating documentation and records (operating logbooks, operating record books, operating reports, etc.),
- i) Test reports and certificates of installation preparedness,
- j) List of changes related to the nuclear safety against solution contained in the Preoperational Safety Analysis Report,
- k) Certificates of personnel examinations (considering specific works during the physical start-up) and certificates of personnel training, licence and authorisation for activities related to the discharge of their function,
- l) Guidelines concerning personnel activity,
- m) Summary certificate of preparedness of nuclear research facility for physical start-up.

4.2.3 Inspection of Nuclear Research Facility Preparedness for Physical Start-Up

- (1) The preparedness of nuclear research facility for physical start-up shall be inspected by:
 - a) Licensee (operator),
 - b) Office.
- (2) A licensee (operator) shall verify:
 - a) Compliance of the works performed with the solution contained in the documentation,
 - b) Test reports and certificates of installation preparedness according to par. 4.2.2 of this Guide,
 - c) Existence of the required documentation,
 - d) Existence of certificates of personnel qualification examinations,
 - e) Personnel preparedness for physical start-up as per the specified programme.
- (3) After the inspection, the licensee (operator) shall prepare and approve a certificate of inspection outcomes, which is a necessary background document for physical start-up.
- (4) The Office shall verify:
 - a) Preparedness of nuclear research facility for physical start-up on the basis of certificates of preparedness,
 - b) Documentation for physical start-up,
 - c) Certificates of personnel competence for selected activities affecting nuclear safety related to physical start-up,

- d) Compliance with the conditions laid down in the previous decisions taken by the Office.
- (5) On the basis of the outcome of the verification carried out according to the provisions of this Guide, the Office shall decide on the issue of a licence for physical start-up, which can be subject to compliance with other conditions. The physical start-up cannot be commenced without this licence.

4.2.4 Physical Start-Up Principles

- (6) During the physical start-up, neutron-physical characteristics of the reactor must be especially acquired and control and protective functions dependent on them must be verified.
- (7) Reactor physical start-up shall be carried out in stages in accordance with the approved programme for physical start-up and time schedule based on this programme.
- (8) During the physical start-up, interlocking of emergency signals delivered by process systems not in use during the physical start-up is accepted.
- (9) In the case of occurrence of any condition dangerous from nuclear safety point of view, all experiments associated with physical start-up are required to be immediately interrupted and the reactor shut down.
- (10) All regulations (orders), operations, conducted experiments and their results are recorded in an order logbook and in an operating logbook that have been maintained since reactor core loading.
- (11) Summary results of the physical start-up after its completion are submitted by a licensee (operator) to the Office for review within the time limit specified in the licence.

4.3 Research Reactor Power Start-Up

4.3.1 Preparedness for Power Start-Up

- (1) Before the commencement of power start-up, a programme for power start-up must be prepared and discussed with the Office. The programme must document that the intended objectives and parameters specified in the design have been achieved and that all systems and equipment of the nuclear research facility are prepared and operable.
- (2) The power start-up shall be carried out in the presence of or in close cooperation with the licensee, designer and manufacturer – supplier and/or investor (if not identical with the licensee).

4.3.2 Documentation for Power Start-Up

- (1) Documentation consists of the following:
 - a) Limits and conditions for power start-up,
 - b) Programme for power start-up, which defines the power start-up procedure, contains the anticipated power, temperature and other reactivity coefficients, the expected dependence of the efficiency of active elements of the control and protection system on operating conditions, etc.,

- c) Methods of experiments conducting during the power start-up,
- d) Comprehensive operating procedures and operating documentation,
- e) Certificates of personnel competence for selected activities affecting the nuclear safety,
- f) Test reports and certificates of preparedness of all reactor systems and equipment,
- g) List of applicable procedures for nuclear research facility,
- h) Reports of physical start-up results,
- i) Summary certificate of preparedness of nuclear research facility for power start-up.

4.3.3 Inspection of Research Reactor Preparedness for Power Start-Up

- (1) The preparedness of research reactor for power start-up shall be inspected by:
 - a) Licensee (operator),
 - b) Office (through a group of nuclear safety inspectors).
- (2) A licensee (operator) shall verify:
 - a) Test reports and certificates of installation preparedness, documentation for power start-up,
 - b) Personnel qualification,
 - c) Personnel preparedness for power start-up as per the specified programme,
 - d) Achieved results of the physical start-up.
- (3) After the inspection, the licensee (operator) shall prepare and approve a report of inspection outcomes, which is a necessary background document for power start-up.
- (4) The Office shall particularly verify:
 - a) Preparedness of research reactor for power start-up on the basis of certificates of preparedness,
 - b) Documentation for power start-up,
 - c) Personnel preparedness for power start-up as per the specified programme,
 - d) Compliance with the programme for physical start-up,
 - e) Compliance with the conditions laid down in the previous decisions taken by the Office.
- (5) On the basis of the outcome of the verification carried out according to the provisions of this Guide, the Office shall decide on the issue of a licence for power start-up, which can be subject to compliance with other conditions. The power start-up cannot be commenced without this licence.

4.3.4 Principles of Research Reactor Power Start-Up

- (1) The power start-up process includes stage and step-by-step power increase, determination and specification of reactor parameters, system and equipment testing, scheduled experiments conducted at every power level as per the specified programme,

- verification test at nominal power level as per the specified programme while observing the design parameters affecting the nuclear safety and analysis of results obtained.
- (2) The power start-up process can be commenced upon successful completion of the programme for physical start-up and compliance with the defined conditions.
 - (3) The power start-up process shall be carried out in accordance with the approved programme for power start-up prepared in accordance with the results of physical start-up.
 - (4) All regulations (orders), operations, conducted experiments and their results are recorded in an order logbook and in an operating logbook.
 - (5) The operating procedures and other operating documentation must be subsequently modified and amended according to the results of power start-up.
 - (6) After successful completion of the programme for power start-up, the specified Limits and Conditions for operation shall be submitted by a licensee (operator) to the Office for approval.
 - (7) Summary results of the power start-up are submitted by a licensee (operator), within three months after the completion of power start-up, to the Office in the form of a report.

4.4 Trial Operation of Nuclear Research Facility

4.4.1 Documentation for Trial Operation

- (1) Documentation consists of the following:
 - a) Limits and conditions for operation,
 - b) Comprehensive specified operating procedures and operating documentation including a list of such procedures,
 - c) Specified list of changes related to the nuclear safety against solutions contained in the documentation according to the Act,
 - d) List of equipment relevant nuclear safety and frequency of their functional tests and inspections,
 - e) Specified Programme of Operational Inspections approved by the Office and the respective Quality Assurance Programme in accordance with Decree of the State Office for Nuclear Safety No. 214/1997 Coll.
 - f) Certificates of personnel examinations and certificates of personnel training and authorisation for activities related to the discharge of their function including overview of shift coverage,
 - g) Valid documentation concerning emergency preparedness, if modified or amended.
- (2) In addition to documents listed above in par. 1, the following is also a part of the documentation:
 - a) Report on the result concerning:
 - i. Power start-up for research reactors,
 - ii. Physical start-up for experimental reactors,

- b) Report of compliance with the conditions and requirements laid down in the previous decisions taken by the Office,
- c) Trial operation time schedule,
- d) Summary certificate of preparedness of nuclear research facility for trial operation.

4.4.2 Preparedness of Nuclear Research Facility for Trial Operation

- (1) If any modifications affecting the safety of a nuclear research facility are required due to the results of putting the facility into trial operation, such modifications must be documented and once approved by the Office, they must be implemented and tested according to the predetermined programme.
- (2) The nuclear research facility may be put into trial operation provided that all equipment and systems required to ensure reliable and safe operation are in operable condition.

4.4.3 Inspection of Nuclear Research Facility Preparedness for Trial Operation

- (1) The preparedness for trial operation shall be inspected by:
 - a) Licensee,
 - b) Office.
- (2) To commence the trial operation:
 - a) A licensee shall verify:
 - i. Test reports and certificates of installation preparedness,
 - ii. Existence of the required documentation,
 - iii. Existence of certificates of personnel qualification examinations for trial operation as per the specified programme,
 - iv. Achieved results of the power start-up of research reactor.
 - b) The Office shall verify:
 - i) Preparedness of nuclear research facility for trial operation on the basis of certificates of preparedness,
 - ii) Documentation for trial operation,
 - iii) Personnel preparedness for trial operation as per the specified programme,
 - iv) Compliance with the programme for power start-up of research reactor,
 - v) Compliance with the conditions laid down in the previous decisions taken by the Office.
- (3) After the inspection, the licensee shall prepare a certificate of inspection outcomes, which is a necessary background document for trial operation. On the basis of the outcome of the verification carried out according to the provisions of this Guide, the Office shall decide on the issue of a licence for trial operation, which can be subject to

compliance with other conditions. The trial operation cannot be commenced without this licence.

4.5 “Continuous” Operation of Nuclear Research Facility

4.5.1 Documentation for “Continuous” Operation

- (1) Documentation consists of the documents listed in Chapter 4.4.1, par. 1 of this Guide.
- (2) A part of the documentation is also the following:
 - a) Report of the course and results of the trial operation,
 - b) Report of compliance with the conditions laid down in the previous decisions taken by the Office,
 - c) Annual operation schedule,
 - d) Summary certificate of preparedness of nuclear research facility for continuous operation.

4.5.2 Preparedness of Nuclear Research Facility for “Continuous” Operation

- (1) If any modifications affecting the safety of a nuclear research facility are required due to the results of putting the facility into continuous operation, such modifications must be documented and once approved by the Office, they must be implemented and tested according to the predetermined programme.
- (2) The nuclear research facility may be put into continuous operation provided that all equipment and systems required to ensure reliable and safe operation are in operable condition.

4.5.3 Inspection of Nuclear Research Facility Preparedness for “Continuous” Operation

- (1) The preparedness for continuous operation shall be inspected by:
 - a) Licensee,
 - b) Office.
- (2) To commence the continuous operation:
 - a) A licensee shall verify:
 - i) Preparedness of nuclear research facility for continuous operation,
 - ii) Existence of the approved documentation (Chapter 4.4.2 of the Guide),
 - iii) Existence of certificates of personnel qualification examinations and personnel preparedness for continuous operation as per the specified programme,
 - iv) Achieved results of the trial operation.
 - b) The Office shall verify:
 - i) Preparedness of nuclear research facility for continuous operation on the basis of certificates of preparedness,

- ii) Documentation for continuous operation,
 - iii) Personnel preparedness for continuous operation as per the specified programme,
 - iv) Results of trial operation,
 - v) Compliance with the conditions laid down in the previous decisions taken by the Office.
- (3) After the inspection, the licensee shall prepare a certificate of inspection outcomes, which is a necessary background document for continuous operation. On the basis of the outcome of the verification carried out according to the provisions of this Guide, the Office shall decide on the issue of a licence for continuous operation, which can be subject to compliance with other conditions. The continuous operation cannot be commenced without this licence.

4.6 Principles of “Continuous” Operation of Nuclear Research Facility

4.6.1 Selected Aspects of Operation

- (1) A nuclear research facility shall be operated according to the time schedule, which also specifies its scheduled outages due to refuelling, operational inspections, etc. The operation schedule shall be regularly submitted to the Office at specified intervals.
- (2) In operation, it is required to know the total reactivity reserve, maximum attainable excess reactivity, its composition and efficiency of the active elements of control and protection system.
- (3) In order to carry out activities affecting the nuclear safety, the written orders must be used, which must be uniquely defined in the operating regulations.
- (4) Operating regulations:
 - a) Are related to normal and abnormal operation, and must be in compliance with the Limits and Conditions for operation,
 - b) Must be available to the Office, including modifications and amendments.
- (5) A licensee (operator) is obliged to ensure:
 - a) Regular re-evaluation and necessary modifications of operating procedures and their impact on nuclear research facility operation,
 - b) Availability of a comprehensive updated set of operating and safety-related procedures in the control room.
- (6) A licensee (operator) is obliged to notify the Office forthwith of any occurrence of events dangerous from the viewpoint of nuclear safety, radiation protection, physical protection and emergency preparedness. Should any emergency event occur, the information shall be submitted according to Decree of the State Office for Nuclear Safety No. 318/1997 Coll.
- (7) A licensee (operator) is obliged to analyse regularly the operation and occurred failures together with the proposals for measures to be taken. The respective reports shall be handed over to the Office at specified intervals.
- (8) Operational records kept by the licensee (operator) throughout the service life of nuclear research facility include data related to the following, in particular:

- a) Operation of nuclear research facility (proving compliance with the Limits and Conditions),
 - b) Maintenance, tests, inspections and repairs of equipment and systems,
 - c) Quality Assurance Programmes,
 - d) Qualification, job positions, medical examinations and personnel training,
 - e) Dose rate, specific activity of discharges of radioactive substances and radioactive waste, and radiation level within the nuclear research facility.
- (9) Unless the regulations specify otherwise, all records, reports and other documents concerning operation shall be archived throughout the service life of nuclear research facility. Archiving medical records and keeping dose records shall be governed by a special regulation (Decree of the State Office for Nuclear Safety No. 307/2002 Coll.).
- (10) The operator of nuclear research facility shall establish an internal safety commission for verification of compliance with nuclear safety requirements, which has its own statute and notifies regularly (usually quarterly) the operator's management of the outcomes of its activity and presents the proposal for remedial measures, if necessary.
- (11) In accordance with the requirements of Article 17 of the Act, the operator of nuclear research facility shall hand over to the Office periodic (quarterly) reports of compliance with the conditions related to nuclear safety.

4.6.2 Critical Experiment

- (1) A nuclear research facility should be brought to an unknown criticality in accordance with programme for critical experiment. A licensee (operator) shall prepare a preliminary programme for critical experiment and submit it to the Office for review.
- (2) Before conducting the critical experiment, a licensee (operator) shall prepare critical experiment programme in accordance with the preliminary programme and apply to the Office for the issue of a licence according to Act No. 18/1997 Coll., Article 9, letter e). After completion of critical experiment, the licensee (operator) shall hand over to the Office an evaluation report concerning the respective experiment.
- (3) The critical experiment shall be conducted with fully functional control and protection system, standard loading and other necessary equipment for fuel handling. At least one reactivity measuring and evaluation device, which is independent of standard instrumentation and control system, is required for critical experiment.
- (4) The critical experiment is to be conducted with a neutron source. The range of application of the must be specified in the programme for critical experiment.
- (5) The critical experiment requires to extend the standard shift by Start-up Section Chief or Supervisory Physicist.
- (6) The initial status of the reactor core (fuel, moderator, reflector and/or other components) should not exceed 2/3 of the expected critical amount determined by the approved (verified) computational code. Other changes of the reactor core must be made step by step so that the extrapolation of monitored parameters can be used to define the anticipated criticality sufficiently accurate.
- (7) When the subcriticality of the core in the amount of $7 \beta_{\text{eff}}$ is achieved, with regard to the anticipated criticality, another increase in reactivity is permitted by adding only one fuel assembly in one step or step by step with reactivity change $\leq 0.7 \beta_{\text{eff}}$.

- (8) The critical experiment shall be deemed (considered) to be completed if core subcriticality with regard to the anticipated criticality is less than $0.7 \beta_{\text{eff}}$. Another reactivity increase shall be carried out in a standard manner as in the case of bringing the reactor to a known criticality.
- (9) The specified conditions for reactivity change rate must be observed in all phases of critical experiment; it is also required to monitor with care such parameter values, which are used to change the reactivity, data provided by measuring channels and other signalled parameters, functionality of the control and protection system and other used process and experimental facilities, etc.

4.6.3 Refuelling

- (1) Change of configuration of the reactor core to the configuration, which has been operated in the reactor in the past, shall not be considered as refuelling and the critical experiment shall not be required. Reactor core configurations operated in the past must be recorded throughout the service life, including results of the critical experiment and the licence issued by the Office. The Office shall be notified of any change of configuration of the reactor core in advance.
- (2) Systematic monitoring of positive reactivity excess must be carried out during refuelling in the reactor core.
- (3) First criticality after refuelling shall be carried out according to par. 4.6.2. of this Guide.

4.6.4 Maintenance, Tests and Inspections

- (1) A licensee shall ensure preparation of maintenance, testing and inspection instructions for the components of a nuclear research facility and shall submit them to the Office prior to the commencement of trial operation together with the plan for periodic maintenance, tests and inspections.
- (2) Maintenance, tests and inspections of equipment relevant for the safety must have such a technical level and frequency to ensure compliance of the reliability and functionality of such equipment with Decree No. 214/1997 Coll.
- (3) A licensee is obliged to ensure compliance with the Limits and Conditions during maintenance, tests and inspections as well as a reasonable level of the nuclear safety of nuclear research facility.
- (4) An order for maintenance, tests and inspections on the installed equipment or for dismantling of the equipment for the purpose of maintenance or equipment reinstallation after maintenance shall be issued by a person responsible for operation of nuclear research facility taking account of reasonable level of the nuclear safety specified in the Limits and Conditions.
- (5) A programme based on conclusions of the Preoperational Safety Analysis Report must exist for maintenance, tests and inspections. This programme must ensure that the nuclear safety of a nuclear research facility will not be unacceptably reduced during the aforementioned activities.
- (6) A person responsible for operation of a nuclear research facility must be charged with a full responsibility for all aspects of the maintenance, tests and inspections being carried out. This responsibility can be transferred to the operating personnel for the purposes of work coordination.

- (7) Maintenance, testing and inspection procedures must be prepared in accordance with the Quality Assurance Programme for reactor operation.
- (8) When any equipment is put out of operation for the purposes of maintenance, tests or inspection, it is required to ensure compliance with the Limits and Conditions.
- (9) After maintenance, test or inspection, the equipment or system must be tested as per the predetermined programme before the equipment or system can be put back into operation; the purpose of such testing is to verify the compliance of the outcomes of maintenance, test or inspection with the Limits and Conditions, and to make an appropriate entry in the operational records in accordance with the Quality Assurance Programme. In the event that the outcomes fail to comply with the Limits and Conditions, the nuclear research facility cannot be put back into operation without consulting the Office.
- (10) A calibration or functional test must be carried out if required by the nature of the equipment after maintenance, test or inspection; the purpose of such calibration or functional test is to verify compliance of the equipment with the operational requirements.
- (11) Normal operation can be restored upon approval, by a person responsible for work coordination, of compliance of the outcomes of maintenance, repairs, tests and inspections with the objectives of the programme.
- (12) Equipment relevant for the nuclear safety shall be repaired upon adoption of such measures ensuring that the repair will not reduce the level of the nuclear safety of nuclear research facilities.
- (13) Upon termination of the repairs, it is necessary to verify as per the specified programme if the equipment of system is capable of reliable operation, and to make an appropriate entry in the operational records in accordance with the Quality Assurance Programme.

4.7 Reconstruction and Modification of Nuclear Research Facility

- (1) Reconstructions or modifications can have the following nature:
 - a) Changes not affecting the nuclear safety,
 - b) Changes affecting the nuclear safety.
- (2) Reconstructions or modifications significantly affecting the nuclear safety must be discussed with and approved by the Office. Such changes are as follows:
 - a) Changes requiring modification of the approved Limits and Conditions for operation of a nuclear research facility,
 - b) Changes significantly affecting the equipment relevant for the nuclear safety,
 - c) Changes otherwise significantly affecting the existing levels of nuclear safety of a nuclear research facility without requiring any modification of the approved Limits and Conditions.
- (3) Prior to the implementation of the reconstruction works specified in paragraph 1, letter a), a licensee (operator) shall submit to the Office a document proving that these works will not affect the nuclear safety of a nuclear research facility in a negative way.
- (4) With regard to operations specified in paragraph 1, letter b), a licensee (operator) is obliged:

- a) Prior to the commencement of such reconstruction works, to ensure preparation of an amendment to the documentation according to Annex F to the Act and submit it to the Office together with an application for approval of such changes according to Article 9, par. (1), letter f) of the Act,
 - b) To issue the respective amendments to operating regulations, operating documentation as well as documentation requested by the Act, not later than before termination of the reconstruction,
 - c) To ensure testing of the reconstructed equipment at the end of the reconstruction works,
 - d) To notify the Office of termination of the reconstruction works followed by an inspection carried out by the Office.
- (5) If reconstruction or modification will affect the method of ensuring radiation protection, physical protection or emergency preparedness of a nuclear research facility, a licensee shall follow the applicable Decree of the State Office for Nuclear Safety (No. 144/1997 Coll. (physical protection), No. 307/2002 Coll. (radiation protection), č. 318/2002 Coll. (emergency preparedness)).
- (6) The reconstruction works specified in paragraph 2, letter b) cannot be commenced without a licence issued by the Office according to Article 9, par. (1), letter f) of the Act.
- (7) If agreed with the Office, the reconstruction works specified in paragraph 1, letters a) and b) may be considered as a part of the “continuous” operation.

4.8 Nuclear Research Facility Ageing

- (1) Design of the nuclear research facility must take account of change in properties of structural materials at the end of their life and ensure, in a proper manner, compliance of the component or system safety coefficient with the requirements laid down in the regulations and standards even at the end of their life.
- (2) Where no data concerning properties of structural materials is available, an adequate inspection programme must be prepared as an amendment to the design. The outcomes of such inspections will be subsequently used, on a periodic basis, to evaluate the appropriateness of design assumptions at a given time interval.
- (3) Design measures can require monitoring of mechanical properties of structural materials, which can change due to factors such as stress, corrosion or radiation. Any impact of these factors can be mitigated by selecting appropriate structural materials, e.g. with high strength, material with high melting point, etc.
- (4) The design must choose an appropriate range of parameters for all items relevant for the nuclear safety. Therefore, important ageing factors should be taken into account with regard to degradation of components and systems provided that the components and systems must be always capable of performing the required functions. Ageing effects must be taken into consideration under all normal operating conditions including reactor maintenance and shutdown.
- (5) The design must define measures for measurements, tests and inspections and/or sampling with regard to detection, evaluation, prevention and mitigation of any impact of the ageing process.