

No. 2 | prosinec 2005 | česká verze

Jaderná energie: Mýtus a skutečnost

Bezpečnostní rizika jaderných reaktorů

Antony Froggatt

Obsah:

Úvod.....	3
1 Typy energetických reaktorů a jejich nedostatky	4
2 Stárnutí, prodlužování životnosti a bezpečnost.....	15
3 Hrozba terorismu.....	27
4 Další informace.....	31
5 Literatura.....	31

O autorovi

Antony Froggatt pracuje jako nezávislý energetický konzultant. Od roku 1997 podniká jako konzultant na volné noze se specializací na energetickou a jadernou problematiku v EU a sousedících státech. Napsal řadu studií a kratších pojednání o otázkách evropské i globální energetické politiky pro různé organizace, například: Financial Times; poslanecký klub Green/EFA v Evropském parlamentu; Eurosafe (francouzský a německý úřad pro jadernou bezpečnost); Greenpeace International; Friends of the Earth a WWF. Přednášel rovněž na parlamentních seminářích v Rakousku, Německu a v Evropském parlamentu. Dále spolupracoval s ekologickými organizacemi ve státech východní Evropy a pomáhal jim rozvinout aktivity na podporu efektivního využívání energie. Stal se rovněž pravidelným řečníkem na konferencích a seminářích v různých státech EU. Před rokem 1997 pracoval Antony Froggatt devět let jako koordinátor jaderných kampaní pro Greenpeace International.

Tato publikace vychází výhradně ze studie Greenpeace International „Rizika jaderných reaktorů, Přetrvávající nebezpečí selhání provozovaných jaderných zařízení ve 21. století“ vydané v dubnu 2005.

Publikace tématické řady Jaderná energetika

Bezpečnostní rizika jaderných reaktorů

Antony Froggatt

© Heinrich Böll Foundation 2005

Všechna práva vyhrazena.

Spoluvydavatel:  wise

Publikace nemusí nutně vyjadřovat názor Nadace Heinricha Bölla.

Publikace regionální kanceláře Nadace Heinricha Bölla pro jižní Afriku, ve spolupráci s vedením Nadace Heinricha Bölla.

Kontakt:

Heinrich Böll Foundation Regional Office for Southern Africa, PO Box 2472; Saxonwold, 2132; South Africa.

Phone: +27-11-447 8500. Fax: +27-11-447 4418. info@boell.org.za

Heinrich Böll Foundation, Rosenthaler Str. 40/41, 10178 Berlin, Germany.

Tel.: ++49 30 285 340; Fax: ++49 30 285 34 109; info@boell.de; www.boell.de/nuclear

České vydání vzniklo ve spolupráci se sdružením Jihočeské matky, Calla a Hnutím DUHA.



Hnutí DUHA
Friends of the Earth Czech Republic



Jihočeské matky

Úvod

Tato publikace vychází výhradně ze studie Greenpeace International „Rizika jaderných reaktorů, Přetrvávající nebezpečí selhání provozovaných jaderných zařízení ve 21. století“ vydané v dubnu 2005 (GREENPEACE 2005). Pasáže použité v následujícím textu se týkají přehledu charakteristik a inherentních vad nejdůležitějších typů v současnosti provozovaných reaktorů, dále posouzení rizik spojených s nově navrhovanými typy a stárnutím reaktorů a na závěr ohrožení jaderných zařízení teroristickým útokem.

Hlavní závěry lze shrnout do následujících bodů:

- Všechny provozované reaktory mají z hlediska bezpečnosti vážné inherentní (tj. vyplývající z podstaty jejich konstrukce) vady, které nelze odstranit žádným dodatečným bezpečnostním opatřením.
- Velká havárie lehkovodního reaktoru – do této kategorie spadá převážná většina provozovaných zařízení – může vést k úniku radioaktivity na úrovni několiknásobku černobylské havárie a tisícinásobku ve srovnání s atomovou bombou.
- V současnosti vyvíjené řady reaktorů jsou prezentovány jako zcela bezpečné. I když odhlédneme od jejich vlastních, specifických bezpečnostních problémů, potřebují tyto reaktory na svůj vývoj enormní sumy finančních prostředků, přičemž výsledek je nejistý.
- Průměrné stáří reaktorů provozovaných po celém světě se pohybuje kolem 21 let a řada zemí plánuje prodloužení jejich projektované životnosti. Tento postup ovšem vede ke ztrátě původních vlastností u klíčových součástí a nárůstu počtu nehod. Mechanismy časem způsobené degradace stále nejsou přesně popsány a lze je jen obtížně předvídat.
- Liberalizace trhu s elektřinou přinutila provozovatele jaderných elektráren k omezení investic do zlepšování bezpečnosti a k početnímu omezení obsluhujícího personálu. Provozovatelé rovněž zvyšují využití reaktorů navýšením provozního tlaku a teploty, stejně jako vyšším stupněm vyhoření paliva. Tento postup vede ke zrychlení stárnutí a omezení úrovně bezpečnosti. Jaderné dozory nejsou vždy schopné účinně reagovat na nový režim provozu.
- Reaktory nemohou být dostatečně ochráněny proti teroristickému útoku. Existuje několik scénářů – vedle pádu velkého letadla na budovu reaktoru – vedoucích k vážné havárii.

1 Typy energetických reaktorů a jejich nedostatky

Na začátku roku 2005 bylo v 31 zemích provozováno 441 energetických jaderných reaktorů. Ačkoli existují desítky rozdílných reaktorů podle konstrukce i velikosti, dnes rozšířené nebo vyvíjené reaktory rozdělit do čtyř širokých kategorií:

Reaktory 1. generace jsou prototypy energetických reaktorů vyvinuté v padesátých a šedesátých letech úpravou a zvětšením vojenských reaktorů původně používaných k pohonu ponorek a výrobě plutonia.

Do kategorie **reaktorů 2. generace** patří drtivá většina v současnosti provozovaných zařízení.

Reaktory 3. generace se nyní staví v několika zemích, zejména v Japonsku.

Konečně **Reaktory 4. generace** jsou v současné době vyvíjeny se záměrem uvedení do komerčního provozu za 20 až 30 let.

Reaktory 1. generace

Staré reaktory sovětského typu, **VVER 440-230**, patří do 1. generace. Tyto reaktory jsou chlazeny vodou pod vysokým tlakem a pracují na stejném principu jako dnes ve světě nejrozšířenější typ PWR – Pressurized Water Reactor (tlakovodní reaktor), viz odstavec Reaktory 2. generace. Typ VVER 440-230 ovšem trpí vážnými konstrukčními nedostatky, přičemž se státy G8 a EU shodly, že nemůže být s přijatelnými náklady vylepšen na akceptovatelný bezpečnostní standard. Ve střední Evropě budou všechny reaktory tohoto typu odstaveny do roku 2010, v Rusku budou ovšem pravděpodobně nadále provozovány. Hlavními dílčími problémy reaktoru jsou nedostatečný systém havarijního chlazení aktivní zóny a absence sekundárního kontejnmentu.

Dalším dosud provozovaným reaktorem 1. generace je britský typ **Magnox** – vzduchem chlazený a grafitem moderovaný reaktor na přírodní uran. Reaktory Magnox mají nízkou hustotu energie a tím pádem velkou aktivní zónu. V primárním okruhu obíhá plynný oxid uhličitý.

Aktivní zóna je umístěna ve velké tlakové nádobě. Některé z reaktorů Magnox vybavené starší ocelovou tlakovou nádobou trpěly korozi. Problém dále zhoršila tepelná zátěž a degradace materiálu křehnutím v důsledku neutronového záření.

Prasknutí tlakové nádoby by mohlo vést ke ztrátě chladiva primárního okruhu a k možnému rozsáhlému úniku radioaktivity. Z těchto důvodů již byla řada reaktorů Magnox uzavřena, zbývající mohou pracovat do roku 2010 (mají povolení ke čtyřicetiletému provozu).

Tyto reaktory nemají systém sekundárního kontejnmentu, který chrání aktivní zónu před poškozením zvenčí a pomáhá zachytit radioaktivitu v případě havárie, proto potenciálně hrozí vysokým únikem radiace. Staré reaktory Magnox jsou kvůli řadě bezpečnostních nedostatků řazeny k vysoce rizikovým.

Reaktory 2. generace

Pravděpodobně nejvíce neblaze proslulým typem reaktoru na světě je **RBMK**, který řadíme mezi reaktory 2. generace. Jedná se o grafitem moderovaný varný reaktor, který byl provozován v ukrajinském Černobyli, kde došlo v roce 1986 k nejhorší havárii v historii civilní jaderné energetiky. Z konstrukce reaktoru plynou vážné problémy, k hlavním patří kladný teplotní koeficient reaktivity a nestabilita aktivní zóny. Konstrukce ovšem má i další problematické prvky, které uvedené problémy prohlubují – například vysoký počet tlakových trubic (1,693 v reaktoru RBMK 1000).

Některé problémy spojené s konstrukcí reaktoru RBMK byly po zkušenostech získaných při černobylské havárii napraveny, provozovatelé přistoupili k vyššímu obohacování uranu a ke změnám v konstrukci kontrolních tyčí. (Donderer 1996; Butcher 2001). Ostatní problémy ovšem z technických a ekonomických důvodů přetrvaly. Například pouze dva ze zbývajících dvanácti provozova-

ných reaktorů tohoto typu mají instalován plně nezávislý a oddělený záložní systém odstavení reaktoru, což znamená, že ostatních deset nevyhovuje bezpečnostním požadavkům MAAE (IAEA 1999). Reaktory RBMK rovněž obsahují více zirkoniových slitin v aktivní zóně než jakýkoli jiný typ (asi o 50 procent více než běžný reaktor BWR). Zároveň obsahují velké množství grafitu (kolem 1700 tun). Vzplanutí grafitu může vážně zhoršit následky havárie. Grafit také za vysokých teplot prudce reaguje s vodou za vzniku výbušného vodíku.

Selhání jednotlivé tlakové trubice reaktoru RBMK nemusí vést ke katastrofickým následkům.

Ovšem vysoký počet trubic a trubek vyžaduje rovněž vysoký počet svarů a tvoří systém, který lze jen obtížně kontrolovat a udržovat. Tlaková únosnost kontejnmentu byla zvýšena tak, aby odolal i v případě současného roztržení devíti trubic. V případě zablokování průtoku při havárii doprovázené ztrátou chladiva však může dojít k dosažení velmi vysokých teplot a následně k roztržení až čtyřiceti kanálů. To by vedlo ke zničení aktivní zóny s katastrofálními následky. (Butcher 2001). Zásadní konstrukční chyby těchto reaktorů vedly k jejich mezinárodnímu ohodnocení jako „nevylepišitelné“ a k tlaku na jejich odstavení. Své reaktory RBMK skutečně odstavily nebo v blízké době odstaví Ukrajina a Litva, nicméně v Rusku podnikají kroky spíše k prodloužení jejich provozu než k rychlému vyřazení.

Nejrozšířenější provozovaný typ reaktoru je tlakovodní **PWR** (Pressurized Water Reactors), ve světě je v provozu 215 kusů. Tento typ byl původně navržen k pohonu vojenských ponorek. Proto se jedná, ve srovnání s ostatními typy, o reaktor malých rozměrů, nicméně s vysokou energetickou produkcí. Důsledkem je, že chladicí voda v primárním okruhu dosahuje vyšší teploty a tlaku než ve srovnatelných typech reaktoru. Tato skutečnost může urychlit korozi jednotlivých součástí, konkrétně parogenerátory musí být v současné době často vyměňovány. Jako paliva využívá PWR nízkce obohacený uran.

V současné době existuje pouze omezená dokumentace o problému šíření trhlin ve vstupním víku reaktorové nádoby. Toto víko umístěné v horní části tlakové nádoby reaktoru je vybaveno průchody pro zasouvání řídicích tyčí do aktivní zóny. Na začátku devadesátých let byly registrovány trhliny ve víku reaktorové nádoby v některých reaktorech ve Francii.

Celosvětový výzkum vedl k monitorování podobného problému na reaktorech ve Francii, Švédsku, Švýcarsku a Spojených státech. Nejvýznamnější případ byl dosud objeven v elektrárně Davis Besse v americkém státě Ohio. Zde se trhlina navzdory pravidelným kontrolám nepozorovaně šířila zhruba deset let. Trhlina prostoupila napříč 160 mm tlustou stěnou reaktorové nádoby a pouze 5 mm tlustý ocelový plášť, který byl vyboulený tlakem, zabránil porušení primárního chladicího systému, tedy nejdůležitější bezpečnostní bariéry.

Reaktory PWR nasbíraly nejvíce provozních let ze všech energetických reaktorů a tím pádem i nejvíce zkušeností. Navzdory tomu se v souvislosti se stárnutím materiálu objevil nový problém, v jehož důsledku důležité součásti přestávají plnit požadovanou funkci.

Podobnou konstrukci i historii jako PWR má ruský typ **VVER**. V současnosti pracuje v sedmi zemích východní Evropy 53 reaktorů tohoto typu ve třech konstrukčních provedeních. Nejstarší verze, VVER 440-230, již byla zmíněna a patří do kategorie reaktorů 1. generace.

Druhá verze, VVER 440-213, je vybavena efektivnějším systémem havarijního chlazení aktivní zóny. Nedisponuje sice kompletním systémem sekundárního kontejnmentu, ale počítá s možností zachycení radioaktivity v případě havárie spojené s jejím únikem prostřednictvím barbotážních věží. Tento systém ovšem nechrání aktivní zónu proti vnějšímu ohrožení.

Třetí verze, VVER 1000-320, přišla vedle zvýšení výkonu na 1000 MW i s dalšími konstrukčními úpravami. Přesto není považována za stejně bezpečnou jako současné reaktory PWR. Snaha o dosažení požadovaného standardu na německých reaktorech VVER vedla, ve všech případech bez ohledu na verzi, k odstavení elektrárny nebo zastavení výstavby. K rozhodnutí vedly bezpečnostní i ekonomické důvody.

Druhým nejrozšířenějším typem je varný reaktor **BWR** (Boiling Water Reactor) s devadesáti jednotkami provozovanými po celém světě. Byl vyvinut z reaktoru PWR s cílem zjednodušit konstrukci a zvýšit tepelnou účinnost využitím jednoduchého okruhu a díky výrobě páry přímo

v aktivní zóně. Provedená modifikace ovšem nepřispěla ke zvýšení bezpečnosti. Rizikové faktory reaktoru PWR nebyly odstraněny, naopak přibyla řada nových.

BWR má vysokou hustotu energie v aktivní zóně a také vysoký tlak a teplotu v chladícím okruhu, byť všechny parametry jsou mírně nižší než v případě PWR. Systém potrubí a armatur havarijního chlazení aktivní zóny je v případě BWR komplikovanější. Zasouvání řídicích tyčí se provádí dnem tlakové nádoby, což znamená, že nouzové odstavení nezávisí pouze na gravitaci, ale vyžaduje další funkční bezpečnostní systém.

Řada reaktorů BWR se potýká s problémy s korozí. Začátkem devadesátých let byl na německých reaktorech tohoto typu zaznamenán opakovaný výskyt trhlin v potrubí, které bylo vyrobeno z materiálu, jenž měl vzniku trhlin v důsledku kombinace koroze a namáhání odolávat.

Další významný problém na reaktorech BWR se objevil v roce 2001: na reaktorech Hamaoka-1 (Japonsko) a Brunsbüttel (Německo) prasklo potrubí. Příčinou byl v obou případech výbuch směsi vodíku a kyslíku, která vznikla rozkladem chladicí vody. Pokud by exploze poškodila klíčové součásti systému řízení a ochrany reaktoru nebo obálku kontejnmentu, hrozila by vážná havárie se závažným únikem radioaktivity, srovnatelným s Černobylem.

Dalším v současné době rozšířeným typem je těžkovodní reaktor **PHWR** (Pressurized Heavy Water Reactor) s 39 jednotkami provozovanými v sedmi zemích. Nejvýznamnější provedení představuje kanadský reaktor CANDU chlazený a moderovaný těžkou vodou, který jako palivo využívá přírodní uran. Primární kontejnment kryje 390 individuálních tlakových trubíc. Konstrukce reaktoru má několik zásadních chyb, z nichž je nejmarkantnější kladný teplotní koeficient reaktivity (při ztrátě chladiva dojde ke zvýšení neutronového toku a následně výkonu reaktoru, což se stalo v Černobyli). Použití přírodního uranu vede ke zvýšení množství materiálu v aktivní zóně, což může být příčinou nestability. Tlakové trubice obsahující palivové články jsou vystaveny intenzivnímu neutronovému záření. Kanadská zkušenost ukázala, že materiál vážným způsobem degraduje. Již po dvaceti letech provozu musel být zahájen nákladný program oprav.

Tyto a další provozní potíže způsobily reaktorům CANDU vážné bezpečnostní i ekonomické problémy. Ještě v červnu 1990 bylo v tabulce deseti světových reaktorů s nejvyšším provozním vyžitím šest jednotek CANDU, z toho čtyři provozované společností Ontario Hydro. Během šesti let procento využití prudce kleslo z důvodu, který technická periodika označila jako „zhroucení údržby.“ Provoz osmi reaktorů CANDU společnosti Ontario Hydro byl na konci devadesátých let ukončen nebo přerušen na neurčito, některé jsou dnes opětovně spouštěny.

Reaktor typu **AGR** (Advanced Gas Reactor), je provozován výhradně ve Velké Británii. Jedná se o modifikovanou a modernizovanou verzi reaktoru Magnox, která ovšem se svým předchůdcem sdílí některé problémy. Konkrétně jde o absenci systému sekundárního kontejnmentu a časem způsobenou degradaci materiálu. V poslední době byl registrován výskyt trhlin v grafitových blocích, které tvoří aktivní zónu reaktoru. Objeví-li se tento problém u většího počtu reaktorů tohoto typu, není vyloučeno, že povede k jejich předčasnému odstavení (NUCWEK50_04).

Reaktory 3. generace

K reaktorům 3. generace se řadí takzvané pokročilé reaktory (advanced reactors), z nichž tři již byly v Japonsku zprovozněny a další se staví nebo plánují. Celkem se ke 3. generaci počítá asi 20 různých typů reaktorů, které jsou v současné době vyvíjeny (IAEA 2004; WNO 2004a). Ve většině případů se jedná o „evoluční“ konstrukce vyvinuté z reaktorů 2. generace s některými modifikacemi, ale bez zásadních změn. Některé typy ovšem přicházejí s inovativním přístupem. Podle Světové jaderné asociace (World Nuclear Association), lze reaktory 3. generace charakterizovat pomocí následujících bodů (WNO 2004b):

- Standardizovaná konstrukce pro každý typ – s cílem urychlit proces licencování, omezit kapitálové náklady a zkrátit dobu výstavby
- Jednodušší a stabilnější konstrukce umožňující snadný provoz a odolná proti provozním výpadkům
- Lepší dostupnost a delší doba životnosti – typicky šedesát let

- Snížená možnost havárie s tavením aktivní zóny
- Minimální dopady na životní prostředí
- Vyšší stupeň vyhoření – s cílem omezit množství použitého paliva a produkovaného odpadu
- Schopnost likvidace absorbérů („jedů“) – s cílem prodloužit životnost paliva

Je celkem zjevné, že uvedené cíle se soustředí především na zlepšení ekonomické bilance. Body, které se týkají vyšších bezpečnostních standardů, zůstávají velmi vágní.

Evropský tlakovodní reaktor EPR (European Pressurized Water Reactor)

EPR je tlakovodní reaktor vyvinutý z francouzského typu N4 a německého KONVOI, které patřily mezi poslední reaktory 2. generace spuštěné v obou zemích (Hainz 2004).

Cíle stanovené pro vývoj EPR lze shrnout jako zlepšení bezpečnostní úrovně reaktoru (konkrétně desetkrát snížit pravděpodobnost vážné havárie), dosažení zmírnění následků vážné havárie jejím omezením na prostor elektrárny a snížení nákladů.

Ve srovnání se svými předchůdci ovšem konstrukce EPR vykazuje některé modifikace, které směřují ke snížení úrovně bezpečnosti:

- Velikost reaktorové budovy byla zredukována zjednodušením systému havarijního chlazení a použitím výsledků nových výpočtů, které předpokládají uvolnění menšího množství vodíku při havárii.
- Tepelný výkon reaktoru byl oproti typu N4 navýšen o 15 % zvýšením teploty na výstupu z aktivní zóny, provozováním chladících čerpadel na vyšší výkon a modifikací parogenerátorů.
- EPR má méně záloh v bezpečnostním systému než reaktory KONVOI; například systém havarijního chlazení aktivní zóny EPR disponuje čtyřmi zásobníky (tlakovými nádržemi), zatímco KONVOI má těchto nádrží osm.

Několik dalších modifikací bylo prezentováno jako podstatný přínos ke zlepšení bezpečnosti:

- **Vnitřní doplňovací zásobník vody (IRWST)** umístěný v podlaze reaktorové budovy plní současně funkci jímky a zásobníku chladiva. Při havárii doprovázené ztrátou chladiva tento princip vylučuje některé příčiny selhání havarijního chlazení. Přínos k celkovému snížení bezpečnosti je ovšem spíše marginální.
- **Záchytný systém aktivní zóny** má za úkol kontrolovat havárii doprovázenou tavením aktivní zóny. V případě EPR by se tavenina zachytila v dutině pod tlakovou nádobou reaktoru. Po roztavení přepážky by prošla odtokovým kanálem a rozlila se v určeném prostoru, kde by byla zaplavena a chlazená vodou z vnitřního doplňovacího zásobníku. Podlaha v záchytném prostoru je vybavena chladícím systémem, aby nedošlo k zahřátí betonu na extrémní teplotu. Problém spočívá v tom, že ještě než by tavenina protekla do záchytného prostoru, by mohlo dojít k prudkému výbuchu páry v tlakové nádobě reaktoru, který by mohl vést k porušení kontejnmentu. K výbuchům by mohlo docházet i později v průběhu havárie při zaplavování taveniny v záchytném prostoru. Ani v případě, že by k výbuchům nedošlo, není jisté, zda by bylo možné taveninu účinně vychladit. Na povrchu by se totiž mohla zformovat pevná vrstva bránící odvodu tepla, což by vedlo k protavení podlahy záchytného prostoru.
- **Systém odvodu tepla z kontejnmentu** byl převzat z konstrukce reaktoru N4. Jeho cílem je dosáhnout snížení tlaku uvnitř kontejnmentu a zabránit jeho porušení. Aby bylo zajištěno chlazení, musí systém pracovat dlouhodobě bez výpadků. Informace o pravděpodobnosti jeho selhání nejsou dostupné.
- **Vodíkové směšovače** slouží ke snižování koncentrace vodíku v kontejnmentu prostřednictvím pasivních katalytických procesů. Podobné směšovače již byly použity v řadě reaktorů PWR. Riziko výbuchu vodíku účinně snižují, ale nemohou jej vyloučit.
- EPR je vybaven **digitálním řídicím a kontrolním systémem**. Použití tohoto principu je velmi žádané, ale lze jen obtížně ověřit správnou instalaci systému. Podobný systém byl v roce 2000 instalován v německé elektrárně Neckar-1 s reaktory PWR; v důsledku jeho selhání byla dočasně blokována možnost rychlého odstavení reaktoru. Digitální řídicí a kontrolní systém byl instalován

rovněž při výstavbě britského PWR reaktoru Sizewell B; v dubnu 1998 ovšem došlo k vážné poruše systému ochrany reaktoru.

Ochrana elektrárny proti nárazu letadla odpovídá reaktoru KONVOI, takže nedosahuje nové, vyšší bezpečnostní úrovně.

Navzdory deklarovaným změnám, EPR trpí některými problémy rozšířenými mezi reaktory PWR 2. generace, které dosud nebyly plně vyřešeny: podle finského jaderného dozoru zůstává zanášení filtru jímky problémem EPR, navzdory ujištění francouzských expertů, že se jej podařilo odstranit konstrukcí odlišnou od současných reaktorů. Finský jaderný dozor na problém upozornil již před několika lety, ale dosud se jej nepodařilo vyřešit (NUCWEK 11_04).

V současné době neexistuje žádná záruka, že bezpečnostní úroveň reaktoru EPR bude znatelně vyšší ve srovnání s typy N4 a KONVOI; deklarovaného snížení pravděpodobnosti tavení aktivní zóny nebude dosaženo. Existují rovněž vážné pochybnosti, jestli zmírnění následků havárie doprovázené tavením aktivní zóny prostřednictvím záchytného systému bude fungovat podle předpokladů.

Modulární reaktor s kuličkovým ložem PBMR (The Pebble Bed Modular Reactor)

Navrhovaný typ PBMR patří do skupiny vysokoteplotních, plynem chlazených reaktorů označovaných zkratkou HTGR. Vývojová řada HTGR se prosadila koncem osmdesátých let v několika zemích, dospěla ovšem pouze ke spuštění několika prototypů, které již byly odstaveny (nejčastěji po dvanácti letech provozu). Šlo o reaktory: Peach Bottom 1 a Fort St. Vrain ve Spojených státech v letech 1974 a 1989; Winfrith ve Velké Británii v roce 1976; a německý Hamm-Uentrop v roce 1988 (WNIH 2004). Narozdíl od lehkovodních reaktorů, pracujících s vodou a párou, využívá konstrukce PBMR stlačeného hélia, které se v aktivní zóně reaktoru ohřívá, aby pohánělo turbíny. Od turbíny se hélium odvádí do rekuperátoru, kde se chladí prostřednictvím sekundárního héliového okruhu a následně se vrací do reaktoru. Teplota hélia na výstupu z aktivní zóny se pohybuje kolem 900°C, při tlaku 6,9 MPa. Sekundární héliový okruh je chlazen vodou (ESKOM 2005).

Konstruktéři reaktoru PBMR tvrdí, že neexistuje žádný scénář havárie, který by mohl vést k vážnému poškození paliva a katastrofálnímu úniku radioaktivity. Tato tvrzení se opírají o kvalitu tepelně odolných, kompaktních palivových elementů neboli „kuliček“. Každý element je vyroben z grafitu a má velikost tenisového míčku. Celkem 400 000 elementů proudí kontinuálně ze zásobního sila do reaktoru tak, aby jich byl v aktivní zóně vždy dostatečný počet. Každý z elementů obsahuje ve grafitovém jádře několik tisíc částí uranu obohaceného na 10 %. Jádro je potaženo mnoha vrstvami neporézního tvrzeného karbonu. Pomalá cirkulace paliva reaktorem umožnila zmenšit aktivní zónu a snížit hustotu energie, což posiluje důvěru v bezpečnost. Důvěra v integritu a možnost kontroly kvality palivových kuliček a jejich schopnost zadržovat radioaktivitu, vedla k tomu, že pro reaktory PBMR není plánována výstavba kontejnmentu. Potlačení výstavby kontejnmentu znamená pro investora značnou úsporu nákladů a možná se stane klíčem k ekonomické proveditelnosti konceptu, na druhé straně omezení bezpečnostního standardu je zjevné (Gunter 2001).

Podle potenciálního provozovatele reaktoru PBMR, firmy Eskom, se jedná o zařízení, které neoohroží ani provoz bez dozoru. Ani v případě odchodu personálu z elektrárny nemůže podle Eskomu dojít k havarijní situaci. Teplota paliva údajně nemůže překročit hodnotu 1600°C, zatímco k poškození paliva dochází až při 2000°C (ESKOM 2005).

Teplotní limit 1600°C ovšem nelze v praxi garantovat. Závisí na úspěšném rychlém odstavení reaktoru a správném fungování pasivního systému chlazení (ten ovšem může být vyrazen například v důsledku prasknutí trubky a úniku chladiva). Navíc se štěpné produkty z palivových elementů uvolňují již při teplotách těsně nad 1600°C. Tvrzení, že k vážnému poškození nebo roztavení paliva může dojít pouze při teplotách nad 2000°C, proto není opodstatněné. K masivnímu úniku radioaktivity může dojít i při nižších teplotách.

Ohřívání aktivní zóny po selhání chladicího systému probíhá skutečně podstatně pomaleji než je obvyklé. Tato výhoda je ovšem zapříčiněna faktem, který přináší také problémy: použitím grafitu jako moderátoru i stavebního materiálu. Pokud by došlo k proniknutí vzduchu do primárního héliového okruhu, hrozí vážná havárie s požárem grafitu a katastrofálním únikem radioaktivity. Rovněž

při vniknutí vody přes sekundární okruh, například v důsledku netěsností v tepelných výměnících, může nastat prudká reakce páry s grafitem. Vzplanutí grafitu je patrně nejrizikovějším scénářem havárie možným v reaktoru PBMR (Hahn 1988).

Ostatní koncepty reaktorů 3. generace

V současné době nese označení „3. generace“ řada různých konceptů, které jsou v rozdílném stadiu vývoje a zavádění do praxe. Proto nemůžeme přinést kompletní výčet. Následující přehled obsahuje nejdůležitější příklady uváděné Světovou jadernou asociací (WNO 2004b) a Mezinárodní agenturou pro atomovou energii (IAEA 2004).

Tlakovodní reaktory

K nejambicióznějším konceptům patří APWR (výrobce Mitsubishi/Westinghouse), APWR+ (Mitsubishi), EPR (Framatome ANP), AP-1000 (Westinghouse), KSNP+ a APR-1400 (Korean Industry) a CNP-1000 (China National Nuclear Corporation).

Ve vývojové řadě VVER, byl v Rusku Atomenergoprojektem a Gidropressem vyvinut pokročilý reaktor VVER-1000.

Mezi pokročilé tlakovodní reaktory malé a střední velikosti patří AP-600 (Westinghouse) a VVER-640 (Atomenergoprojekt a Gidropress).

Varné reaktory

K hlavním konceptům patří ABWR a ABWR-II (Hitachi, Toshiba, General Electric), BWR 90+ (Westinghouse Atom of Sweden), SWR-1000 (Framatome ANP), a ESBWR (General Electric).

HSBWR a HABWR (Hitachi) jsou pokročilé varné reaktory malé a střední velikosti.

Tři reaktory ABWR jsou již v Japonsku provozovány: dva v lokalitě Kashiwazaki-Kariwa od roku 1996; třetí zahájil provoz v roce 2004.

Těžkovodní reaktory

Reaktor ACR-700 byl vyvinut z konstrukce CANDU (Atomic Energy of Canada Limited).

Indie vyvíjí těžkou vodou moderovaný a lehkou vodou chlazený reaktor nové konstrukce AHWR (Advanced Heavy-Water Reactor).

Plynem chlazené reaktory

Vedle konceptu PBMR (ESKOM/BNFL) existuje mezinárodní projekt vývoje malého modulárního heliového reaktoru s plynovou turbínou označovaného GT-MHR.

Rychlé množivé reaktory

V současné době není vyvíjen žádný typ množivého reaktoru. Několik konceptů je zvažováno pro 4. generaci reaktorů.

Reaktory 4. generace

Ministerstvo energetiky Spojených států (DOE) iniciovalo v roce 2000 vznik „Mezinárodního fóra pro 4. generaci“ (GIF). V současnosti se k iniciativě GIF přihlásilo deset členů (Argentina, Brazílie, Kanada, Francie, Japonsko, Jižní Korea, Jihoafrická republika, Švýcarsko, Velká Británie, Spojené státy), a navíc EURATOM. Jejich cílem je vývoj inovativních jaderně energetických systémů (reaktorů a palivových cyklů) s plánovaným dosažením technické zralosti kolem roku 2030, byť podle řady odhadů se jedná a přehnaně optimistický termín. Reaktory 4. generace jsou deklarovány jako vysoce ekonomické, z podstaty bezpečné, produkující minimum odpadu a odolné proti vojenskému zneužití. Uvedené charakteristiky mají rovněž sloužit k přijatelnosti reaktorů širokou veřejností.

Cíle pro 4. generaci reaktorů lze rozdělit do čtyř širokých oblastí:

- Udržitelnost
- Ekonomika
- Bezpečnost a spolehlivost
- Zabezpečení a odolnost proti vojenskému zneužití

Mezinárodní skupiny expertů z průmyslu, univerzit a národních vývojových pracovišť se spojily, aby navrhly a vybraly kandidátské systémy a stanovily výzkumné a vývojové (R&D) aktivity nutné pro jejich podporu.

Navrženo a vyhodnoceno bylo zhruba sto reaktorů různých konstrukcí. Návrhy obsahovaly široké spektrum konceptů od těch, které reálně patří k reaktorům 3. generace, až po několik radikálně odlišných od dosud známých technologií. Proces vyhodnocování vedl k doporučení šesti konceptů pro další vývoj (viz další text). Podle informací GIF nebyla část konceptů technicky realizovatelná, jiné nebyly vhodné ke komerčnímu rozšíření.

K dalšímu povzbuzení a posílení výzkumu a vývoje pro 4. generaci reaktorů podepsaly Spojené státy, Kanada, Francie, Japonsko a Velká Británie 28. února 2005 ve Washingtonu dokument nazvaný Rámcová úmluva mezinárodního fóra. Úmluva klade hlavní důraz na podporu vývoje systémů pro společnou výrobu vodíku a elektřiny (NNF 2005a; Anderson 2005).

V roce 2001 vznikla podobná iniciativa v rámci Mezinárodní agentury pro atomovou energii. Byla nazvána Mezinárodní projekt pro inovaci jaderných reaktorů a palivových cyklů (INPRO). Iniciativa INPRO bude pravděpodobně podporovat jeden nebo více systémů v závislosti na regionálních potřebách. Iniciativa je financována z prostředků MAAE. Do listopadu 2004 se členy INPRO stalo 21 zemí a institucí¹. GIF a INPRO se shodly na formě spolupráce na technické úrovni. Spojené státy nepřistoupili k iniciativě INPRO, protože se o její vznik zasazovalo Rusko (NUC WEEK 14_02).

Koncepty vybrané pro 4. generaci reaktorů

Jak již bylo uvedeno, ze stovky kandidátů vybrali experti šest konceptů pro další vývoj v rámci GIF. Vybrané koncepty stručně okomentujeme v následujícím textu.

GFR – systém rychlého plynem chlazeného reaktoru

Systém GFR je héliem chlazený reaktor využívající spektrum rychlých neutronů a uzavřený palivový cyklus. Konstrukce je primárně určena pro výrobu elektřiny a hospodaření s aktinidy, GFR není určen k výrobě vodíku.

Expertí věří, že GFR může těžit z poznatků získaných při vývoji řady HTGR (který se ovšem potýká s řadou problémů; viz diskusi k reaktoru VHTR v dalším textu) stejně jako z vývoje paliva a materiálů odolávajících velmi vysokým teplotám pro VHTR.

I přes technologické nedostatky plní podle GIF systém GFR výborně kritérium udržitelnosti díky uzavřenému palivovému cyklu a propracovanému hospodaření s aktinidy. Dobře je hodnocen z hlediska bezpečnosti, ekonomiky, odolnosti proti vojenskému zneužití a ochrany proti vnějšímu ohrožení. Jeho rozšíření se očekává kolem roku 2025 (DOE 2002).

Několik členů GIF prosazuje strukturovaný vývoj systémů s plynovým chlazením: prvním krokem má být vývoj modulárního reaktoru HTGR, druhým VHTR a třetím právě GFR (Carré 2004). Plynem chlazené systémy VHTR a GFR jsou klíčovými prioritami pro Evropu a Spojené státy.

LFR – systém rychlého olovem chlazeného reaktoru

Systém LFR využívá chlazení reaktoru tekutým kovem (olovo nebo slitina olova s vizmutem). Pracuje se spektrem rychlých neutronů a uzavřeným palivovým cyklem. Počítá s kompletní recyklací aktinidů v centrálním nebo regionálních přepracovacích závodech. Plánuje se široké výkonové rozpětí: od „baterií“ o výkonu od 50 do 150 MWe, přes modulární jednotky s výkonem 300 až 400 MWe

1) *Argentina, Arménie, Brazílie, Bulharsko, Kanada, Chile, Čína, Česká republika, Francie, Německo, Indie, Indonésie, Jižní Korea, Pákistán, Ruská federace, Jihoafrická republika, Španělsko, Švýcarsko, Nizozemí, Turecko a Evropská komise.*

vhodné k sestavování do vícejednotkových souborů, po velké elektrárny s výkonem 1200 MWe. Verze LFR „baterie“ spočívá v malé elektrárně vyrobené ve výrobním závodě a dopravené na místo instalace. Koncept se vyznačuje možností dlouhého provozu aktivní zóny bez výměny paliva (deset až třicet let). Návrh počítá s využitím pro malé sítě zejména v rozvojových zemích, které nehodlají vyvíjet kompletní infrastrukturu palivového cyklu. Ze všech verzí LFR právě tato nejlépe splňuje kritéria pro reaktory 4. generace. Zároveň ovšem vyžaduje nejrozsáhlejší výzkum a nejvíce času na vývoj. Ačkoli Rusko, které jediné již má s reaktory LFR zkušenosti, není členem GIF, návrh vychází z konstrukce ruského reaktoru BREST (NEI 2002a). (BREST je rychlý reaktor o výkonu 300 MWe, který využívá olovo jako primární chladivo. Prototyp se staví v Bělojarsku [WANO 2004b].) Ze členů GIF má větší zájem na vývoji LFR pouze Švýcarsko. Spojené státy zahájily průzkum možností, z nichž stojí za zmínku „malý bezpečný transportuschopný autonomní reaktor (SSTAR)“. Systém LFR plní výborně kritéria udržitelnosti, díky uzavřenému palivovému cyklu, a odolnosti proti vojenskému zneužití, díky dlouhé životnosti aktivní zóny. Dobře je hodnocen z hlediska bezpečnosti a ekonomiky. Rozšíření se očekává kolem roku 2025 (DOE 2002).

MSR – systém reaktoru s tekutou solí

Systém MSR využívá spektrum tepelných neutronů a uzavřený palivový cyklus. Uranové palivo je rozpuštěno v soli fluoridu sodného a cirkuluje grafitovými kanály v aktivní zóně. Tekutá sůl předává teplo v sekundárním chladícím okruhu a přes terciární výměník je odvedeno k systému výroby elektřiny. Systém je primárně navržen k výrobě elektřiny a likvidaci odpadu. Počítá se s výkonem reaktoru 1000 MWe. Teplota chladiva se pohybuje kolem 700°C při velmi nízkém tlaku, což poskytuje dostatečnou rezervu vzhledem k bodu varu použité soli (1400°C).

Fórum GIF vybralo MSR jako nejvíce inovativní koncept. Ze všech šesti reaktorových systémů vyžaduje MSR nejvyšší náklady na vývoj – zhruba miliardu amerických dolarů. Zájem o koncept MSR je mezi členskými státy GIF poměrně malý. Vysoké náklady na vývoj a požadovaný časový rámec by mohly vést k vyřazení systému MSR z vybrané šestice (NUCWEEK 02_05).

SCWR—systém superkritického vodou chlazeného reaktoru

Systém SCWR využívá vysokoteplotního, vysokotlakou vodou chlazeného reaktoru, který pracuje nad kritickým bodem vody (tedy za teploty a tlaku, kdy není patrný přechod mezi kapalnou a parní fází). Výkon referenčního reaktoru je navržen na 1700 MWe, provozní tlak na 25 MPa a teplota na výstupu z reaktoru na 550°C. Jako palivo se používá oxid uranu. Opatření pro pasivní bezpečnost vycházejí z konstrukce varného reaktoru SBWR. Reaktor SCWR může být navržen pro spektrum rychlých i tepelných neutronů, současný vývoj se zaměřuje na druhou možnost.

Tepelná účinnost reaktoru SCWR může dosáhnout 44 %, pro srovnání reaktory PWR dosahují 33 až 35 %. Protože v aktivní zóně nedochází ke změně fáze a systém využívá přímého cyklu (jako varné reaktory), není třeba instalovat vysoušeče, separátory páry či recirkulační čerpadla, čímž se systém stává jednodušším a kompaktnějším než v případě tradičního lehkovodního reaktoru. V důsledku zjednodušení a zvýšení tepelné účinnosti se očekává zlepšení ekonomické bilance. Reaktor SCWR vyvíjejí vlády Japonska, Spojených států a Kanady. Dosud nebyl postaven prototyp.

Prakticky všichni členové GIF projevují vysoký zájem o vývoj reaktoru SCWR, téměř stejný jako v případě plynem chlazených reaktorů.

SFR—Systém rychlého sodíkem chlazeného reaktoru

Systém SFR využívá rychlý reaktor a uzavřený palivový cyklus. V úvahu připadají dvě možnosti: reaktor střední velikosti (150 až 500 MWe) se slitinovým palivem doprovázený palivovým cyklem postaveným na pyrometalurgickém přepracování, přičemž přepracovací závod je umístěn v lokalitě reaktoru. Druhou možností je střední až velký reaktor (500 až 1500 MWe) využívající směsné palivo MOX doprovázený palivovým cyklem s pokročilým mokřým přepracováním v centrálním závodě pro několik reaktorů. Systém primárního chlazení může být navržen v bazénovém nebo kompaktním okružovém uspořádání. Výstupní teplota se pohybuje kolem 550°C (DOE 2002; Lineberry 2002).

Podle GIF má SFR nejširší vývojovou základnu ze všech konceptů reaktoru 4. generace. Stávající know-how ovšem čerpá ze zkušenosti se starými reaktory, které již byly z různých důvodů (bezpečnost, ekonomika, odpor veřejnosti) uzavřeny. V roce 2004 byly provozovány pouze tři prototypy sodíkem chlazených rychlých reaktorů.

Vzhledem ke své historii a ke značným bezpečnostním rizikům vývojové řady je těžko pochopitelné, že byl SFR do šestice vybrán. Podle GIF je třeba pokračovat ve výzkumu reaktoru i palivového cyklu než bude SFR uveden do praxe. Další důležité kroky musejí být učiněny ke zvýšení bezpečnosti. Klíčové bude zajištění spolehlivosti pasivní zpětné vazby při přehřívání reaktoru a dosažení možnosti dlouhodobě chladit trosky paliva vzniklé při havárii. (DOE 2002).

VHTR – systém vysokoteplotního reaktoru

System VHTR využívá spektrum tepelných neutronů a otevřený uranový palivový cyklus. Koncept referenčního reaktoru počítá s výkonem 600 MWt, reaktor bude moderovaný grafitem a chlazený héliem. Pracovat bude buď na principu GT-MHR nebo PBMR (viz výše). System je prezentován jako nejperspektivnější pro efektivní výrobu vodíku. Může k ní využívat buď termochemické procesy nebo technologii parního reformeru za pomoci tepla, vody a zemního plynu, při výstupní teplotě reaktoru vyšší než 1000°C. Reaktor VHTR rovněž může vyrábět elektřinu s vysokou účinností (přes 50 % při 1000°C). Záměrem je pohánět héliem plynovou turbínu umístěnou přímo v primárním chladícím okruhu. Turbína splňující náročné požadavky ovšem ještě musí být vyvinuta. Reaktor VHTR ještě musí dosáhnout značných pokroků ve vývoji paliva a konstrukčních materiálů odolávajících vysokým teplotám (DOE 2002).

Koncept VHTR je dalším krokem vývojové řady vysokoteplotních plynem chlazených reaktorů (HTGR). Technologie staví na zkušenostech s provozem odstavených reaktorů HTGR využívajících spektrum tepelných neutronů. Celková provozní doba těchto pilotních a demonstračních projektů byla ovšem ve všech případech krátká a provázená neúspěchy. Konkrétně šlo o malý experimentální reaktor Dragon (20 MWt, 1966–1975, Velká Británie), AVR (15 MWe, 1967–1988, Německo), THTR (308 MWe, 1986–1988, Německo) a americké reaktory v Peach Bottom (42 MWe, 1967–1974) a Fort St. Vrain (342 MWe, 1976–1989).

Hodnocení reaktorů 4. generace; Shrnutí

Současný úpadek jaderné energetiky byl zapříčiněn nepředvídanými technickými problémy, haváriemi, neřešeným problémem jaderného odpadu, vysokými investičními náklady a odporem veřejného mínění. Iniciativa amerického ministerstva energetiky směřující ke 4. generaci reaktorů z těchto skutečností vychází. Vytváří značku, jejímž cílem je přesvědčit veřejnost, že probíhá vývoj zcela nové generace reaktorů, oproštěné od všech problémů, které trápí současné jaderné provozy. Primární cíl „akce 4. generace“ spočívá v zabezpečení finančních prostředků na jaderný výzkum. V současnosti dostává jaderná energetika velké prostředky na výzkum a vývoj – polovina peněz vyčleněných na energetický výzkum (87,6 miliard dolarů) ve 26 členských státech OECD mezi roky 1991 a 2001 připadla jádru, zatímco obnovitelným zdrojům pouze 8 % (Schneider 2004). Postupně ovšem začíná docházet ke změně rozdělení prostředků. Iniciativa 4. generace reaktorů se pokouší této změně zabránit tím, že jadernou energii prezentuje jako udržitelnou a neprodukcující skleníkové plyny. Tyto charakteristiky byly dosud připisovány (ostatně oprávněně) obnovitelným zdrojům.

Tato strategie pomůže jadernému průmyslu a jeho výzkumným institucím přežít. Pochybnosti o tom, zda opravdu povede k vývoji nových reaktorů, ovšem přetrvávají. Odhadované náklady na vývoj vybraných šesti konceptů se pohybují kolem 6 miliard dolarů (od 600 milionů do miliardy na každý systém plus 700 milionů na společný výzkum) (DOE 2002). Je více než pravděpodobné, že tato částka bude překročena, stejně jako dojde k prodloužení času potřebného k vývoji systémů. Podle jednoho z nejvýznamnějších stoupců programu GIF, francouzské vlády, budou reaktory 4. generace „připraveny ke komerčnímu rozšíření nejdříve kolem roku 2045,“ (NUC WEEK 20_04), nikoli 2030 podle oficiálního stanoviska GIF.

V této souvislosti je třeba připomenout, že jaderná energetika v současnosti není na liberalizovaném trhu konkurenceschopná. Ekonomicky výhodnější se ukazuje využití uhlí a zemního plynu (MIT 2003) a rovněž větrná energie. Studie z poslední doby ukazují, že při stejných investičních nákladech získáme z větru 2,3krát více elektřiny než z jaderného reaktoru (GREENPEACE 2003). Od doby vzniku jaderné energetiky v padesátých letech narůstal výkon instalovaných reaktorů od 60 MWe až k dnešním 1300 MWe, z důvodu lepší ekonomiky provozu u větších jednotek. V současné době se obrací pozornost k vývoji menších jednotek, které mohou být samostatně stavěny nebo modulově sestavovány do větších celků s možností dodatečného doplnění výkonu v případě potřeby. Hlavní motivací pro vývoj malých jaderných zdrojů je omezení investičních rizik a možnost připojení do menších sítí v zemích třetího světa (WANO 2005). V těchto zemích rovněž jaderný průmysl předpokládá největší potenciální trh pro reaktory 4. generace. I odborníci z MAAE ovšem vyslovují pochybnosti o tomto plánu. Rozvojové země si podle nich nemohou objednat výstavbu nového typu reaktoru, který dosud nebyl nikde postaven ani provozován. Nebudou mít zájem o inovativní výrobek, který dosud nebyl nikde vyzkoušen. (NPJ 2002).

Navíc názor, že využití malých jednotek je jedinou cestou ke konkurenceschopnosti jaderné energetiky, nesdílejí ani všichni odborníci z jaderného průmyslu.

Dalším pokusem o vylepšení ekonomické bilance jaderné energetiky má být výroba vodíku, se kterou počítají některé koncepty reaktorů 4. generace. „Vodík se stal jedním ze tří pilířů pro jadernou naději do budoucna (dalšími jsou potřeba odstranění fosilních zdrojů a rostoucí poptávka ve třetím světě)“ (Gorden 2004).

Jako hlavní výhodu konceptů pro 4. generaci vyzdvihuje GIF uzavřený palivový cyklus. Ten ovšem vyžaduje přepracování vyhořelého paliva ke získání plutonia a jeho využití pro výrobu paliva čerstvého. Tento přístup by ovšem měl značné dopady v oblasti šíření jaderných zbraní, zejména v případě vývozu této technologie do zemí třetího světa. Přepracování plutonia se široce kritizuje kvůli negativním dopadům na životní prostředí, vysokým nákladům a bezpečnostním rizikům. Podstatné rozšíření uzavřeného palivového cyklu by vyžadovalo zásadní převrat v současné politice prevence vojenského zneužití jaderné technologie v mnoha zemích (mimo jiné ve Spojených státech) i v průmyslové politice většiny zemí provozujících jaderné elektrárny. Rozšíření reaktorů 4. generace s uzavřeným palivovým cyklem by vyžadovalo velmi vysoké investice do výstavby přepracovacích závodů.

Náklady navrženého konceptu palivového cyklu s využitím přepracování by byly vysoké. Podle studie „Budoucnost jádra“ vydané Massachusetts Institute of Technology (MIT 2003) dosud není přesvědčivě prokázáno, zda dlouhodobé přínosy pokročilého uzavřeného palivového cyklu pro hospodaření s jaderným odpadem vyváží krátkodobá rizika, včetně těch, která se týkají vojenského zneužití. Studie MIT došla rovněž k závěru, že palivové náklady pro uzavřený cyklus, při započítání skladování a ukládání odpadu, budou 4,5krát vyšší než v případě otevřeného cyklu. Proto není realistické očekávat, že se podaří vyvinout reaktor a palivový cyklus, který zároveň vyřeší problémy vysokých nákladů, bezpečného uložení odpadu a rizika vojenského zneužití. Studie dochází k závěru, že kritéria nízkých nákladů a odolnosti proti vojenskému zneužití plní lépe otevřený cyklus. (NEI 2003c).

Reaktory pracující s tepelnými neutrony mají dosáhnout „udržitelnosti“ pomocí vyššího obohacení uranu. Tím se ovšem neřeší problém odpadu. Experti naopak upozorňují, že vysoký stupeň vyhoření paliva vede k novým problémům nejen při provozu, ale i během skladování a konečného ukládání. (Born 2002).

Krátkodobé úsilí se podle očekávání zaměří na reaktory pracující s tepelnými neutrony. Podle nedávného oznámení ministerstva energetiky USA se aktivity GIF rozdělily na krátkodobé (Gen IV-A), které se zaměřují na zvyšování vyhoření paliva v reaktorech s tepelnými neutrony, a dlouhodobé (Gen IV-B), které se soustředí na rychlé reaktory (Fabian 2004).

Reaktory 4. generace se v žádném případě neblíží ke svému cíli minimalizovat vznik jaderného odpadu a úspěšně s ním hospodařit.

Vedle ekonomických problémů přináší přepracování se separací plutonia vážná rizika vojenského zneužití. Organizace Nuclear Control Institute (NCI) upozornila, že transmutace vyhořelého paliva

tento problém neřeší (ENS 2004). Navržené koncepty také dostatečně neřeší problém bezpečné přepravy jaderných materiálů a zajištění jaderných zařízení proti teroristickému útoku.

Podle dosavadních zkušeností lze soudit, že stoprocentní zabezpečení civilní jaderné energetiky proti riziku vojenského zneužití není prakticky možné. Nelze očekávat, že reaktory 4. generace přinesou v tomto ohledu zásadní průlom (Anderson 2005).

Jaderný dozor ve Spojených státech rozhodně není koncepty nových reaktorů nadšen. Podle komisařů NRC by nové elektrárny měly stavět na evoluční, nikoli revoluční, technologii. Vyslovují se proti „přílišným inovacím“ a nevyzkoušeným konstrukcím, které mohou vést k novým problémům, a varují průmysl před přehnanými očekáváním, pokud jde o možnosti nových reaktorových systémů (NNF 2005b).

Rovněž někteří představitelé jaderného průmyslu se k reaktorům 4. generace stavějí skepticky: „Víme, že papírem moderovaný a inkoustem chlazený reaktor je ze všech nejbezpečnější. V případě uvedení projektů do praxe se mohou objevit různé nečekané problémy,“ (Güldner 2003).

Bližší pohled na technické řešení konceptů ukazuje, že řada bezpečnostních problémů dosud zůstává nevyřešena. Bezpečnostní vylepšení v jednom směru někdy vytváří nový bezpečnostní problém na jiném místě. Ani sami stratégové 4. generace reaktorů neočekávají znatelné zlepšení, pokud jde o odolnost proti riziku vojenského zneužití.

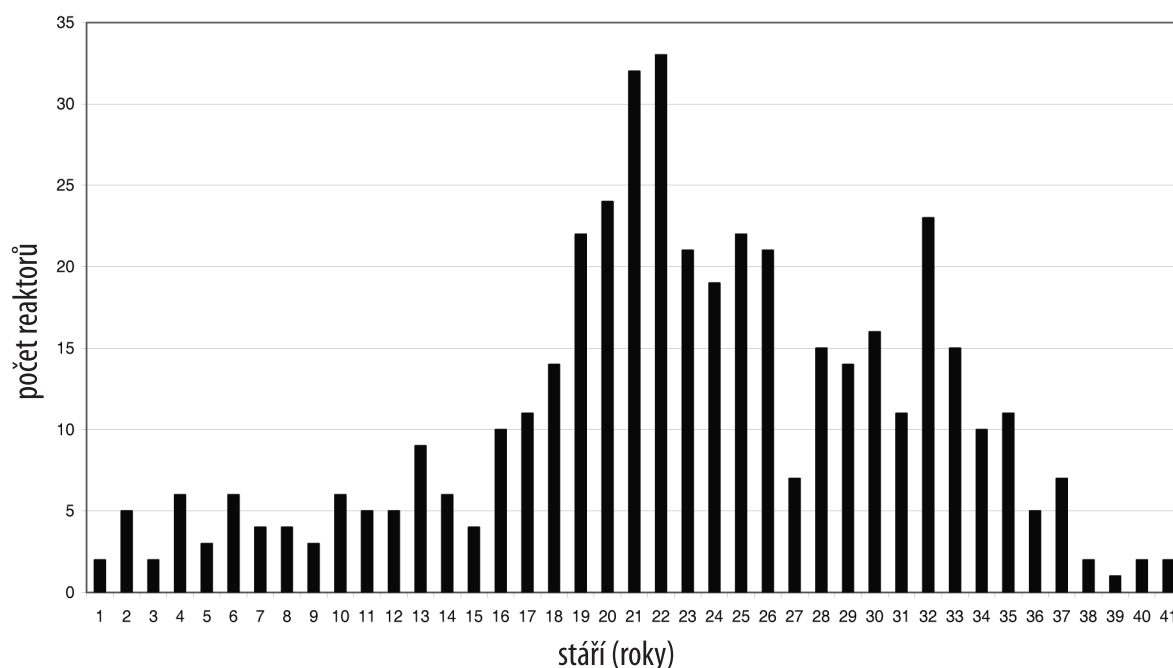
I technicky proveditelná skutečná zlepšení budou realizována pouze v případě přijatelných nákladů. Existuje zásadní rozpor mezi slovy, kterými se reaktory 4. generace popisují v médiích, politických kruzích či před širokou veřejností, a faktickou hnací silou této iniciativy, kterou je zlepšení ekonomické konkurenceschopnosti.

V budoucích letech budou investovány obrovské sumy peněz do úsilí, které nevyřeší problémy jaderné energetiky. Peněz, které mohly být využity smysluplněji.

2 Stárnutí, prodlužování životnosti a bezpečnost

Existuje široká shoda na tom, že prodlužování životnosti reaktorů má pro současný jaderný průmysl prvořadou důležitost. Mezinárodní energetická agentura shrnuje (IEA 2001): „Nedojde-li ke změnám v přístupu k jaderné energii, bude životnost stávajících reaktorů nejdůležitějším jednotlivým faktorem, který ovlivní množství elektřiny vyrobené v jaderných elektrárnách v následující dekádě.” V posledních dvaceti letech lze pozorovat celosvětový trend úbytku objednávek výstavby nových reaktorů. Příčiny mohou být různé: obavy z jaderné havárie po událostech v elektrárnách Three Mile Island, Černobyl, a Monžu; předimenzování výkonu v minulosti; podrobnější zkoumání ekonomických a finančních ukazatelů v důsledku liberalizace trhu i environmentální faktory, zejména spojené s problémem jaderného odpadu. V důsledku nízkého zájmu o výstavbu nových elektráren každoročně narůstá průměrné stáří provozovaných reaktorů, v roce 2004 činilo 21 let (Schneider 2004).

Stáří ve světě provozovaných jaderných reaktorů



Zdroj: MAAE, PRIS, 2005

V době jejich výstavby se většinou předpokládalo, že reaktory nebudou v provozu déle než 40 let. V současné době se prodlužování životnosti jeví provozovatelům jaderných elektráren jako atraktivní možnost ze dvou důvodů: udržení jaderného podílu na dodávkách elektřiny a maximalizace zisku, který má zaplatit enormní náklady na výstavbu i likvidaci.

Pojem stárnutí

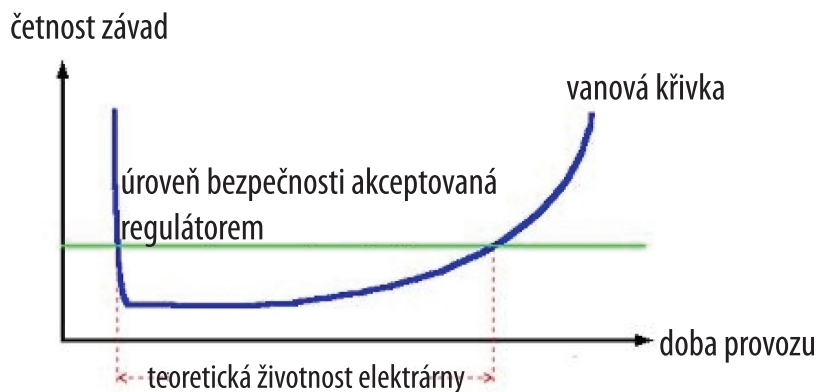
V každém průmyslovém provozu dochází časem ke zhoršování mechanických vlastností materiálů vzhledem k zatížení, kterému jsou jednotlivé součásti vystaveny. Mezinárodní agentura pro atomovou energii definuje stárnutí jako průběžnou, na čase závislou, ztrátu kvality materiálů v důsledku provozních podmínek (IAEA 1990).

Proces stárnutí se obtížně monitoruje, neboť se projevuje ve vnitřní struktuře materiálu, na mikroskopické úrovni. Často se stane zjevným až po porušení součásti, například prasknutí trubky. Obecně dosahuje míra četnosti závad vyšších hodnot těsně po uvedení zařízení do provozu, když se projeví chyby při montáži i konstrukční nedostatky. V této fázi většinou věnují provozovatelé

značnou pozornost nápravě všech problémů, neboť mají výrazný ekonomický zájem na dosažení hladkého fungování zařízení v co nejkratší době.

Během „středního věku“ zařízení se četnost závad snižuje na minimum. Později ovšem v důsledku procesu stárnutí opět postupně narůstá. Tento průběh zobrazuje „vanová křivka“ na následujícím obrázku:

Typická „vanová křivka“ četnosti závad v jaderných elektrárnách



Proces stárnutí není vždy snadné rozpoznat a sledovat, což zvyšuje jeho nebezpečnost pro dané zařízení. U jaderných elektráren, nezávisle na typu reaktoru, začíná proces stárnutí po dvaceti letech provozu. Jedná se ovšem o zjednodušující číslo, stárnutí se může začít projevovat i dříve. Se zvyšováním průměrného věku jaderných elektráren se objevují snahy roli stárnutí bagatelizovat. K těmto snahám náleží i pokus o přizpůsobení definice stárnutí. V německé studii z konce devadesátých let se poruchy související se stárnutím omezují na poruchy způsobené nepředpokládaným zatížením během provozu i v případech, kdy k žádnému zatížení mimo doporučené hodnoty nedošlo. Poruchy, ke kterým došlo po delším čase provozu elektrárny v důsledku nedodržení požadavků na konstrukci, montáž nebo zpracování, nejsou klasifikovány jako způsobené vlivem stárnutí (Liemersdorf 1998).

Podle této studie je proces stárnutí příčinou malého procenta poruch v německých jaderných elektrárnách. Uvedené omezení ovšem není objektivně přijatelné.

Fenomén stárnutí

Proces stárnutí začíná již během doby, na kterou bývá typicky navržena provozní životnost reaktoru (mezi třiceti a čtyřiceti lety). S nástupem prodloužení životnosti reaktorů bude mechanismus stárnutí během let nabývat na důležitosti jako faktor ovlivňující bezpečnost reaktoru.

K nejdůležitějším příčinám procesu stárnutí v jaderných elektrárnách patří (Meyer 1998):

- Ozáření
- Tepelné namáhání
- Mechanické namáhání
- Koroze, mechanické a abrazivní opotřebení
- Kombinace a vzájemné působení uvedených vlivů

Změny mechanických vlastností často nemohou být rozpoznány pomocí nedestruktivních zkoušek. Proto lze jen obtížně získat spolehlivý a věrohodný posudek aktuálního stavu materiálu. Nedestruktivní zkoušky v mnoha případech umožní monitorovat vývoj trhliny, povrchovou změnu nebo ztenčení stěny. Ovšem špatná dostupnost, z důvodu rozmístění jednotlivých součástí nebo vysoké radiace, neumožňuje stoprocentní prověření všech dílů. V těchto případech nezůstává než se spolehnout na výpočtové modely simulující zatížení a jeho dopad na materiál. Modely jsou ovšem odladěny za pomoci zjednodušených příkladů a vzorců. Výsledek modelování je vždy zatížen prak-

tický nevyčíslitelnou chybou. Ani nejkomplexnější výpočet nemůže postihnout všechny vzájemně působící vlivy.

S narůstajícím věkem reaktoru se mohou objevit příčiny poruch, které nebyly předem předvídaný nebo byly dokonce vylučovány (například vznik trhliny v titanem stabilizované austenitické oceli v důsledku kombinace koroze a namáhání), což prohlubuje problém stárnutí.

Opatření k monitorování a kontrole procesu stárnutí se označuje jako „management stárnutí“. Skládá se z vyhodnocování vzorových příkladů, bezpečnostních kontrol a také preventivních výměn součástí v případě zjištění trhliny nebo jiného poškození během inspekce. Dále zahrnuje optimalizaci provozu s cílem omezit namáhání součástí. Ve Spojených státech byl vyvinut speciální management stárnutí pro reaktorové tlakové nádoby (časově omezená analýza stárnutí) (Rinckel 1998). V devadesátých letech byla vytvořena nová jednotná metodika pro monitorování provozu jaderných elektráren, která se pokouší předvídat budoucí chování jednotlivých součástí na základě určitých omezených vstupních informací. Vývoj metodiky byl motivován narůstajícím věkem jaderných elektráren a obecným trendem směřujícím k prodlužování životnosti. Hlavním cílem bylo jednak připravit rámec inspekčního programu, který by byl ekonomicky i časově efektivnější než dosud, a za druhé předcházet předvídatelným poruchám, tím pádem zkrátit prostoje a vylepšit ekonomické i bezpečnostní parametry (Ali 1998; Bartonicek 1998; Bicego 1998; Duthie 1998; Esselmann 1998; Hienstorfer 1998; Roos 1998).

Dopady stárnutí na konkrétní součásti

Stárnutí se může na různých součástech projevit řadou rozličných způsobů. Prakticky všechny součásti jaderné elektrárny podléhají změnám mechanických vlastností materiálu v důsledku stárnutí a tím pádem i riziku omezení funkčnosti. Celkové riziko poruchy narůstá s postupujícím časem, navíc dochází k jeho prohloubení možnou kombinací různých negativních změn, která nevyplyne z výpočtového modelu a lze ji jen obtížně odhadnout. Provozovatelé elektrárny reagují na poruchy prostřednictvím údržby a managementu stárnutí a přistupují k opravě nebo výměně příslušné součásti. Zkušenosti ovšem ukazují, že čas od času dochází k nepředvídaným poruchám zapříčiněným stárnutím. Jako příklad může posloužit objevení trhlín v grafitu u britského reaktoru AGR v roce 2004 nebo praskání trubek z austenitické oceli u německých reaktorů BWR na začátku devadesátých let. Křehnutí materiálu se ukazuje jako vážný problém v případě reaktorů s tlakovými trubnicemi – typy CANDU a RBMK. Trubice jsou umístěny v aktivní zóně a materiál je vystaven silnému neutronovému záření. Pro oba typy reaktorů byly připraveny extenzivní programy výměny tlakových trubnic.

Reaktory s grafitovým moderátorem čelí specifickému problému stárnutí grafitu. Nedávno objevené trhliny v grafitu u reaktoru AGR s sebou nesou riziko porušení integrity aktivní zóny. V případě reaktoru RBMK se trhliny uzavírají v důsledku rozpínání grafitu.

Stárnutí představuje vážný problém zejména pro montážní celky bez pohyblivých součástí. V první řadě je velmi obtížné jejich stárnutí monitorovat. Navíc například výměna trubek nebo grafitových bloků nebyla při projektu elektrárny plánována a zařízení na ni není připraveno.

V případě aktivních součástí, jako jsou čerpadla nebo ventily, se zhoršení vlastností materiálu většínou projeví viditelně, což umožňuje výměnu během pravidelné údržby. Stárnutí aktivních součástí ovšem nemůže být jako rizikový faktor zanedbáno. Důsledkem by totiž mohlo být katastrofální selhání hlavního chladicího čerpadla nebo turbíny. Rovněž v elektrických a elektronických zařízeních se mohou poškození nepozorovaně nakumulovat až do stavu, po kterém následuje vážná porucha. Řada různých jednotlivých problémů zapříčiněných stárnutím byla v minulosti podrobně sledována. Některé mechanismy jsou známy, ovšem dosud nebyly kompletně pochopeny.

Například proces křehnutí oceli v důsledku určitých dávek záření je znám již řadu let. Dosud však nebyl spolehlivě popsán a nelze předem určit jeho konkrétní dopady na materiál. Tím pádem roste riziko selhání tlakové nádoby reaktoru ve starších elektrárnách. Dalším částečně nepochopeným problémem je vývoj trhlín v trubkách z austenitické oceli.

Riziko nedostatečných znalostí v klíčových oblastech se ještě zvyšuje při prodlužování životnosti elektrárny. Například pokud jde o křehnutí materiálu v důsledku neutronového záření, existují standardní dozorné programy pro monitorování tlakových nádob reaktoru po dobu jejich projektované životnosti (obvykle do čtyřiceti let provozu).

Ve Španělsku, kde provozovatelé zvažují prodloužení doby provozu reaktorů ze 40 na 60 let, se ukázalo, že bude nezbytné modifikovat současné dozorné programy, aby bylo možné lépe vyhodnocovat integritu tlakové nádoby reaktoru (Ballesteros 2004). Modifikace ovšem bude velmi problematická, neboť dozorné programy vyžadují údaje o ozáření v horizontu několika let a mají-li poskytnout spolehlivé informace, musejí být sestaveny před spuštěním reaktoru, nikoli po mnohaletém provozu.

Stárnutí může mít dalekosáhlé dopady i v dalších oblastech. Jaderný dozor Spojených států NRC inicioval vznik pracovní skupiny pro „požárem způsobené škody na elektrických vedeních a obvodech“, která zjistila, že stárnutí elektráren vede ke zhoršování vlastností materiálu elektrických izolací a následně k častějšímu výskytu zkratů a požárů vedení. Tato situace ohrožuje funkci bezpečnostního systému a vytváří potřebu zlepšení protipožární ochrany (Röwekamp 2004).

V dalším textu jsou uvedeny nejdůležitější problémy související se stárnutím lehkovodních reaktorů (PWR, VVER a BWR):

Tlaková nádoba reaktoru

- Materiálu v blízkosti aktivní zóny hrozí křehnutí (snížení houževnatosti, změna teploty, při níž materiál houževnatost ztrácí) v důsledku neutronového záření. Tento jev nastává zejména v případě přítomnosti příměsí v oceli. Křehnutí urychluje měď a fosfor, při vysokých neutronových tocích (například v reaktorech VVER) také nikl. Křehnutí v důsledku neutronového záření se týká především reaktorů PWR a při vysoké celkové dávce i reaktorů BWR.
- Ve svarech vznikají trhliny v důsledku proměnného mechanického i tepelného namáhání. U reaktoru PWR se tento jev objevuje nejčastěji u svarů v blízkosti aktivní zóny, v případě BWR jde o podélné svary.
- Reaktory PWR ohrožuje vznik a šíření trhlin ve víku tlakové nádoby v důsledku koroze (Meyer 1998).
- Reaktory BWR ohrožuje poškození dna tlakové nádoby v důsledku koroze, abrazivního opotřebení a tepelně-mechanické únavy.
- Křehnutí materiálu v důsledku vysokých neutronových toků, stejně jako poškození zapříčiněné korozi a erozivním opotřebením, hrozí pláští i vnitřním částem aktivní zóny. Možná je pouze vizuální kontrola. Při použití materiálu s příměsí kobaltu hrozí únik jeho radioaktivního izotopu do chladicí vody, například při výměně paliva. Týká se reaktorů PWR a BWR.

Potrubí

Trhliny vzniklé v důsledku kombinace vlivu koroze a namáhání byly objeveny v trubkách z austenitické oceli stabilizované titanem u všech německých reaktorů BWR (Erve 1994). Austenitická ocel je přitom považována za odolnou proti tomuto mechanismu vzniku trhlin. Vzhledem k příznivějšímu chemickému složení vody podobný problém u reaktorů PWR patrně nehrozí. V případě delší provozní doby se ovšem může vyskytnout únavové a erozivní opotřebení. Vedle mechanického namáhání roste vliv namáhání tepelného, které sice dosud není dostatečně popsáno, ale projevuje se výrazněji než předpokládaly projekty (Zaiss 1994). Ztenčování stěny trubek a únava materiálu v důsledku rezonančního chvění či rázů kapaliny se velmi obtížně kontrolují. Ze všech uvedených důvodů dochází k poruchám častěji s postupujícím stárnutím materiálu.

Ve spojení s praskáním trubek se stále častěji spoléhá na teorii „varovného úniku“. Podle této teorie lze ještě před nebezpečným prasknutím trubky zaznamenat únik média a trubku včas vyměnit.

V jaderných elektrárnách již ovšem došlo k úplnému prasknutí trubky – v elektrárně Surry (1987) nebo Loviisa (1990), kde šlo o trubku v sekundárním chladicím okruhu – bez zaznamenání předchozího varovného úniku (Ahlstrand 1991). V únoru 1992, došlo k náhlému prasknutí zkřehnutého vodního potrubí v řecké tepelné elektrárně Kardias-1 (Jansky 1993). Existují tedy oprávněné obavy, že za nepříznivých okolností může trubka prasknout bez předchozího úniku média.

Hlavní chladicí čerpadlo

V důsledku tepelných a vysokofrekvenčních únavových procesů, podpořených vlivem koroze může dojít ke vzniku a růstu trhlin. Kontrola je velmi obtížná, problém se týká reaktorů PWR a BWR. Podle jaderných standardů ASME (Spojené státy) i KTA (Německo) dochází k podceňování vlivu koroze a opotřebení při sestrovování únavové křivky (Rinckel 1998). Proto již došlo, přes předpokládanou dlouhodobou pevnost materiálu, k prasknutí hřídele čerpadla již po poměrně krátké době provozu (například po čtyřech letech) (Schulz 1987).

Parogenerátory

Poškození korozí stejně jako ztenčování stěn trubic parogenerátoru řeší týmy pro management stárnutí po celém světě. V posledních letech se stále častěji přistupuje k výměně celé součásti (Meyer 1998). Problém se týká reaktorů PWR, především pak typu VVER-1000.

Turbíny

Projevy stárnutí v důsledku koroze, erozivního opotřebení a tepelně mechanické únavy lze očekávat u rámu turbíny, hřídele a lopatek. Součásti velkých rozměrů vždy obsahují nehomogenity (inkluze nebo trhlinky), které mohou s přispěním zmíněných vlivů vést k poruše. Křehnutí materiálu hřídele turbíny již bylo pozorováno, za jednu z příčin bylo označeno erozivní opotřebení v kontaktu s tekutou fází (Lee 1998).

Betonové díly

Části staveb jako betonové díly kontejnmentu, vnější ochrana budov, základy a chladicí věže jsou vystaveny současně tepelně mechanickému namáhání, vlivu počasí, chemické zátěži a částečně i vysokým dávkám záření, což se týká reaktorů PWR i BWR.

Poškození ocelových výztuh korozí se obtížně monitoruje, takže snížení pevnosti betonu nemusí být zaznamenáno. Mechanismus poškození betonu korozí či vysokými dávkami radioaktivního záření dosud není dostatečně popsán. Je velmi obtížné konkretizovat navržené výpočtové modely a ověřit je pomocí experimentálních údajů (Naus 1996).

Soubor údajů s cílem posoudit vliv okolního prostředí a stárnutí na beton sestavuje americká databanka s názvem Informační centrum stavebních materiálů. Komplexní studie o stárnutí chladících věží francouzských jaderných elektráren došla k závěru, že plánované životnosti v délce čtyřiceti let věže pravděpodobně dosáhnou, byť s nižším koeficientem bezpečnosti oproti předpokladům (Bolvin 1993). Ve Švýcarsku byl zahájen program systematického dozoru nad stárnutím stavebních dílů jaderných elektráren v roce 1991 (Zwicky 1993).

Analýza seismické bezpečnosti bývá prováděna na základě projektovaných vlastností materiálu. Zhoršení těchto vlastností v důsledku stárnutí byla, přes nepochybnou závažnost problému, dosud věnována malá pozornost: „Nové vyhodnocení seismického zatížení je velmi důležité, neboť stárnoucí materiály a součásti se stávají z tohoto pohledu více zranitelnými. Z hlediska seismické analýzy může stárnutí a degradace ovlivnit dynamické vlastnosti materiálu a tím snížit jeho odolnost proti praskání,“ (Shao 1998).

Elektrické vedení

Mechanická stabilita vedení se s časem zhoršuje v důsledku zpuchření izolace. Elektrické vlastnosti vodiče se při vzniku trhlin nezmění. Staré vedení s rozpraskanou izolací ovšem znamená riziko poruchy zejména ve vlhkém nebo chemicky agresivním okolním prostředí, což by se mohlo negativně projevit zejména v případě havárie (Sliter 1993).

Elektronická zařízení

V jaderných elektrárnách pracuje celá řada elektronických zařízení. Hlavními faktory, které vedou k jejich stárnutí, jsou teplotní a radiační zátěž. Degradaci ovšem může urychlit i vlhkost a agresivní prostředí. Vzhledem k vysokému počtu různých elektronických zařízení a složitosti problému

stárnutí, jenž dosud nebyl systematicky zkoumán, lze provozní dobu, po kterou budou spolehlivě fungovat, odhadnout jen obtížně. Další riziko, zejména pro polovodičové součástky plyne z dlouhodobého vystavení nízkým dávkám záření (IAEA 1990). S narůstající dobou provozu elektrárny je třeba brát v úvahu nižší spolehlivost elektronických zařízení, která vede ke snížení úrovně bezpečnosti.

Důsledky procesu stárnutí

Důsledky stárnutí mohou být zhruba popsány jako dvojího typu. K prvnímu typu patří nárůst počtu nehod a výjimečných událostí v jaderných elektrárnách. Jde zejména o netěsnosti, trhliny, zkratky v elektrickém vedení atd. Například v Německu připadá na deset starších elektráren (z celkového počtu devatenácti provozovaných) 64 % všech zaznamenaných výjimečných událostí za období 1999 až 2003 (závažnost je brána v úvahu) (BMU 1999–2003).

K druhému typu důsledků patří postupná degradace materiálu, která se nemusí do doby uzavření reaktoru viditelně projevit, ale také může vést k vážnému selhání klíčových součástí s následným únikem radiace. Nejzávažnějším důsledkem tohoto typu je křehnutí tlakové nádoby reaktoru, které zvyšuje riziko jejího roztržení. Selhání reaktorové nádoby v případě reaktorů PWR a BWR znamená nadprojektovou havárii. Bezpečnostní systémy nejsou navrženy tak, aby se s touto nouzovou situací vyrovnaly. Neexistuje tedy žádná možnost, jak havárii udržet pod kontrolou. Roztržení tlakové nádoby může navíc vést k okamžitému porušení kontejnmentu v důsledku prudkého nárůstu tlaku nebo po nárazu odlétávajících fragmentů s vysokou pohybovou energií. Katastrofální únik radioaktivity by byl v takovém případě nevyhnutelný.

Rovněž křehnutí tlakových trubic u reaktorů RBMK nebo CANDU patří k projevům stárnutí s potenciálně katastrofálními následky. V případě selhání jedné nebo několika trubic existuje šance, že se havárii podaří udržet pod kontrolou, při větším počtu trubic by to ovšem nebylo možné.

Dalším příkladem vlivu stárnutí může být rozvinutá, řadu let nepozorovaná, koroze klíčové součásti – jako v případě amerického reaktoru PWR v Davis Besse.

V pravděpodobnostních studiích posouzení rizik (PRA), které jsou stále častěji využívaným nástrojem jaderných dozorních orgánů, není stárnutí většinou bráno v potaz. Studie PRA předpokládají, že míra četnosti závad zařízení se pohybuje pouze v nízkých hodnotách střední části „vanové křivky.“ Tento přístup ovšem vede k podcenění rizika (Lochbaum 2000). Několik pokusů o zahrnutí stárnutí do těchto studií již bylo podniknuto, například v případě nedávné studie PRA pro švýcarskou elektrárnu Beznau (s reaktorem PWR). Pasáže o stárnutí jsou ovšem neúplné a v některých případech vycházejí z protichůdných informací (FEA 2004). Protože, jak již bylo uvedeno v předchozím textu, některé mechanismy spojené se stárnutím dosud nebyly přesně pochopeny, není kompletní zahrnutí efektu stárnutí do studií PRA zatím proveditelné a bude vyžadovat další výzkum.

Riziko jaderné havárie roste s každým rokem, po který je elektrárna provozována, po dosažení dvaceti let provozu. Tento průběžný nárůst rizika ovšem nelze kvantitativně popsat. Zvýšená bdělost a pozornost věnovaná údržbě a opravám mají potenciál ke zmírnění této tendence, alespoň do určité míry. V důsledku liberalizace a zvýšeného ekonomického tlaku na provozovatele lze ovšem zaznamenat spíše opačné trendy, přestože reaktorová základna stárne.

Protipatření

Při diskuzi o opatřeních bránících vlivu stárnutí si musíme uvědomit nutnost rozdílného přístupu k vyměnitelným a nevyměnitelným součástem. Mezi provozovateli jaderných elektráren panuje shoda v tom, že všechny součásti s vlivem na bezpečný provoz reaktoru PWR nebo BWR mohou být vyměněny, až na dvě výjimky: tlakovou nádobu reaktoru a kontejnment. V sovětských reaktorech VVER-440 není proveditelná ani výměna parogenerátoru. (LMD 2002).

Tlaková nádoba reaktoru je většinou vnímána jako rozhodující součást pro dobu životnosti elektrárny. V posledních letech proto došlo k výzkumu, zda by její výměna přece jen nebyla proveditelná. Tuto možnost testovala firma Siemens (WISE 1998) a studie proveditelnosti pro reaktor BWR byla

zpracována i v Japonsku (Daisuke 1999). Japonská studie dospěla k závěru, že přes potřebu dalších posudků není technická proveditelnost výměny vyloučena. V současnosti ovšem není možnost výměny reaktorové nádoby nikde zvažována, nadále je všeobecně vnímána jako nevyměnitelná součást (LMD 2001).

Reaktory RBMK a CANDU mají v tomto směru výhodu, neboť tlakové trubice jsou vyměnitelné. K programu jejich výměny již někteří provozovatelé skutečně přistoupili, i přes značnou finanční a časovou náročnost. Životnost tlakové trubice je ovšem ve srovnání s tlakovou nádobou reaktoru podstatně kratší, kvůli jejímu vystavení intenzivním neutronovým tokům.

Dostupná opatření proti stárnutí lze obecně rozdělit do čtyř úrovní:

- **Výměna součástí:** Jedná se o jedinou možnost – kromě permanentního odstavení reaktoru – v případě zjevných závad (objevení netěsností a podobných problémů), které přímo ovlivňují provoz elektrárny. Vyměněny mohou být i rozměrné součásti jako parogenerátory, víka reaktorových nádob a tlakové trubice. Náklady na opatření této úrovně bývají vysoké. Výměna součástí také znamená zvýšení objemu radioaktivního odpadu.
- **Omezení namáhání:** Využívá se zejména v případě tlakové nádoby reaktoru. Spočívá například v přehřevu chladicí vody v nouzovém systému kvůli prevenci tepelného šoku. K omezení neutronového toku (a tím zpomalení křehnutí) se využívá umístění dodatečných prvků nebo článků vysoce vyhořelého paliva kolem aktivní zóny. Většinou lze opatření této kategorie aplikovat i na ostatní součásti, směřují ovšem proti trendu zvyšování výkonu. Náklady na opatření jsou nízké.
- **Zvýšení intenzity kontrol a monitoringu:** Účinky stárnutí mohou být „kompenzovány“ vyšší frekvencí testů a přesnějším monitoringem za současné intenzifikace údržby. Podle optimistických odhadů lze touto cestou zachytit vývoj trhlin a jiných poruch dříve, než se stanou příčinou vážného selhání součástí. Náklady na opatření jsou poměrně nízké, zejména v případě vylepšení monitoringu.
- **Uvolnění bezpečnostních limitů:** Snížení přísnosti bezpečnostních požadavků vede k prodloužení životnost – minimálně na papíře.

Možnost opravy součástí nebyla v přehledu uvedena, neboť jde o opatření, které musí být prováděno pravidelně, bez ohledu na prodlužování životnosti. Významnou výjimkou je žíhání tlakové nádoby reaktoru praktikované ve střední a východní Evropě. Opatření má za cíl snížit účinky křehnutí, jeho dlouhodobý efekt je ovšem sporný. Dosud totiž není známo, jak bude proces křehnutí probíhat po vyžíhání nádoby.

Nedávné publikace k tématu stárnutí docházejí k obecnému závěru, že protioopatření mohou účinně kontrolovat efekty způsobené tímto jevem. Tento závěr se ovšem dostává do přímého rozporu s častým stanoviskem, že proces stárnutí urgentně vyžaduje další výzkum.

Například německo-francouzská publikace (Morlent 2001) uvádí, že podle mezinárodních analýz se ukazuje trend ke stále častějším událostem, které souvisejí se stárnutím a požaduje další výzkum v této oblasti. Dále, „provozní zkušenosti ukazují, že během času se může objevit potřeba nového přístupu k posouzení chování stárnoucích součástí a systémů. Proto se další pokračování výzkumu jeví jako nezbytné, aby bylo možné v časném stádiu rozpoznat změny způsobené stárnutím, které by mohly mít zřetelné dopady na bezpečnost provozu.“

Současný ekonomický tlak ovšem vede k faktickému omezení počtu inspekcí, zcela v rozporu s požadavky směřujícími ke kontrole procesu stárnutí. Tento postup zapadá do strategie provozovatelů jaderných elektráren, jejímž cílem je redukce nákladů a zvýšení konkurenceschopnosti na liberalizovaném trhu. Jaderný průmysl tvrdí, že zrušené inspekce lze plnohodnotně nahradit zkvalitněním monitoringu provozu (Schulz 2001), tato ujištění se ovšem zdají být spíše pokusem o zamaskování poklesu bezpečnostní úrovně a jejich věrohodnost nelze ověřit.

Dalším problémem spojeným s prodlužováním životnosti je skladování vyhořelého paliva v prostoru elektráren. Vzhledem k tomu, že není k dispozici žádná alternativa se tento přístup praktikuje ve Spojených státech, Německu, střední a východní Evropě i v dalších zemích. Nutnou podmínkou pro prodloužení životnosti, které dosud nebyla věnována dostatečná pozornost, bude rozšíření

kapacity pro skladování, což samozřejmě povede ke zvýšení množství radioaktivního materiálu v prostoru elektráren.

Z následujícího přehledu vyplývá, že prodloužení životnosti elektráren zvažuje většina provozovatelů zemí.

Přehled provozovaných reaktorů a plánů na prodloužení životnosti podle států

Stát	Počet reaktorů	Projektovaná životnost	Navrhovaná prodloužená životnost	Poznámky	
Argentina	2	25		Informace nejsou dostupné.	
Arménie	1	24	30	30	U reaktoru Medzamore, VVER 440-230, životnost nejspíš nebude prodloužena.
Belgie	7	25	30	40	V roce 2003 došlo k politické dohodě o prodloužení provozní doby na 40 let.
Brazílie	2	12			Zatím není aktuální.
Bulharsko	4	20	30		Politická dohoda o uzavření bloků Kozloduj 1–4. Pro 5. a 6. blok proběhne posouzení.
Kanada	17	22	30		Problém degradace vedl k dočasnému uzavření osmi reaktorů na konci devadesátých let. Zkušenost s jejich dalším provozem předurčí životnost.
Čína	11	5			Zatím není aktuální.
ČR	6	13		40	Probíhá modernizační program s cílem provozovat JE Dukovany 40 let.
Finsko	4	25	30	60	V elektrárně Olkiluoto probíhají technické úpravy s cílem umožnit prodloužení provozu na 40 let, existuje záměr přidat dalších 20 let.
Francie	59	20	30	40	Rozhodnuto o povolení provozu všech reaktorů na 40 let.
Německo	18	25		32	Politická dohoda s provozovateli omezila průměrnou provozní dobu reaktorů na 32 let.
Maďarsko	4	20	30	50	Byla navržena opatření s cílem provozovat elektrárnu Paks 50 let.
Indie	14	17			V některých elektrárnách probíhají aktivity směrem k prodloužení životnosti. Konkrétní informace nelze v současné době získat.
Japonsko	54	24		60	Licence provozovatelů nejsou časově omezeny. V současné jaderný dozor posuzuje návrh na povolení provozu po dobu 60 let.
Jižní Korea	20	13			Připravuje se návrh prodloužení doby provozu na 60 let.
Litva	1	18			Podle smlouvy o přístupu k EU bude reaktor Ignalina uzavřen v roce 2009, po 22 letech provozu.
Mexiko	2	12			Zatím není aktuální.
Nizozemí	1	32		40	Reaktor Borssele je retrofitován s cílem provozu do roku 2013.
Pákistán	2	19	30	45	Na reaktoru Kanup proběhla opatření k prodloužení životnosti s cílem přidat 15 let provozu.
Rumunsko	1	9			Zatím není aktuální.

Ruská federace	31	24			U reaktorů RBMK v Sankt Petěrburgu, probíhá druhá výměna tlakových trubnic, která jim má umožnit provoz po dobu 45 let. Podobný postup lze předpokládat u dalších elektráren tohoto typu.
Slovensko	6	17			Podle smlouvy o přístupu k EU budou nejstarší reaktory v Jaslovských Bohunicích odstaveny do konce roku 2008.
Slovinsko	1	22	40		Neexistují žádné plány na provozování elektrárny po uplynutí její očekávané životnosti (40 let).
Jihoafrická republika	2	20	40		Neexistují žádné plány na provozování elektrárny po uplynutí její očekávané životnosti (40 let).
Španělsko	9	23	40	60	Nejstarší reaktor, Jose Cabrera, bude uzavřen v roce 2006 po 37 letech provozu.
Švédsko	11	26			Všechny reaktory by měly být uzavřeny do roku 2010 na základě výsledku referenda. Tento scénář ovšem není pravděpodobný, probíhá posuzování jednotlivých reaktorů.
Švýcarsko	5	30			Některé reaktory mají časově neomezenou licenci, jiným je obnovována po deseti letech. Životnost reaktoru není stanovena.
Tchaj-wan	6	23			
Ukrajina	15	16	30		Byly vypracovány plány na vylepšení a prodloužení životnosti reaktorů typu VVER 1000.
Velká Británie	23	26			Reaktory Magnox mají stanoveno omezení provozní doby na 50 let. Reaktorům AGR (druhé generace) bude pravděpodobně prodloužena životnost o 5 let. Čtyřicetiletá provozní licence vyprší prvním třem elektrárnám v roce 2009. Ze stovky dalších reaktorů vyprší licence 23 do roku 2015 ² .
Spojené státy	104	22			Reaktory, které obdržely povolení k prodloužení provozu o 20 let jsou: Calvert Cliffs (1&2); Oconee (1,2&3); Arkansas Nuclear One 1; Edwin I Hatch (1&2); Turkey Point (3&4); Surry (1&2); North Anna (1&2); McGuire (1&2); Catawba (1&2); Peach Bottom (2&3); St Lucie (1&2); Fort Calhoun; Robinson 2; Ginna; Summer; Dresden (2&3); Quad Cities (1&2).

Zdroj: IAEA 2005

Hledisko nákladů

Důsledky stárnutí, které vedou k nehodám a výjimečným událostem, mají negativní vliv na provozuschopnost elektrárny a tím pádem i na množství vyrobené a prodané elektřiny. Tento důvod znamená pro provozovatele elektrárny jasnou motivaci k přijímání modernizačních programů a opatření proti stárnutí.

Na druhé straně důsledky, jež vedou „pouze“ ke zvýšení pravděpodobnosti katastrofálního selhání, která se z pohledu každodenní zkušenosti jeví vždy nízká, nemají na provozovatele žádný ekonomický dopad (dokud jim přeje štěstí). Neexistuje tedy žádná konkrétní ekonomická motivace k investicím do opatření proti těmto mechanismům stárnutí. Provozovatelé se proto snaží udržet

2) *Prodloužování licencí reaktorů: Informační list, US NRC, staženo v březnu 2005.*

náklady na příslušná opatření na minimální úrovni.

Provozovatelé jaderných elektráren mají tendenci zůstat pouze u opatření dvou nižších úrovní, omezení namáhání a uvolnění bezpečnostních limitů, a omezit výměnu součástí na méně významné díly.

K výměně velkých součástí dosud docházelo pouze v případech, kdy zbývající (případně prodloužená) doba životnosti byla dostatečná k odepsání investice. Například většina západních zemí přistoupila k výměně parogenerátorů v elektrárnách s reaktory PWR a ve Francii (i dalších zemích) dochází k výměnám vík reaktorových nádob.

Kvantitativní ekonomické hodnocení opatření k prodloužení životnosti je velmi komplikované a závisí na konkrétních okolnostech, které se pro každou elektrárnu liší. Několik studií popisuje významné přínosy prodloužování životnosti. Nedávno publikovaná americká analýza odhadla náklady na prodloužení životnosti tamních jaderných elektráren na 10 až 50 dolarů na kW, zatímco výstavba nejlevnějších nejaderných zdrojů by stála 325 až 405 dolarů na kW a prodloužování životnosti uhelných elektráren o dvacet let 100 až 250 dolarů na kW (Macdougall 1998). Nová jaderná elektrárna by byla podstatně dražší než všechny uvedené možnosti (více než 1000 dolarů na kW). Podrobná studie zpracovaná MAAE poukazuje na široké rozpětí odhadovaných nákladů na prodloužování životnosti. Na základě dotazníků vyplněných provozovateli jaderných elektráren z dvanácti zemí stanovila interval 120 až 680 dolarů na kW. I tento široký interval představuje pouze střední část rozličných odhadů, skutečné náklady mohou být s pravděpodobností 20 % nižší než spodní hodnota a se stejnou pravděpodobností mohou překročit horní hodnotu. Data týkající se nákladů uvádí MAAE pouze obecně, aby nedošlo k porušení obchodního tajemství a konkurenčního prostředí v elektrárně (IAEA 2002).

Francouzský ministr průmyslu Pierret, při zdůvodnění prodloužování životnosti uvedl, že každý rok provozu nad projektovaných 30 let přinese zisk kolem 70 milionů dolarů (NUC WEEK 47_00). Pro všechny francouzské reaktory tak deset let provozu navíc znamená kumulativní cash flow mezi 15 a 23 miliardami eur (NUC WEEK 40_03).

Vedle těchto obecných odhadů, byly publikovány kalkulace nákladů pro konkrétní projekty prodloužování životnosti. Například modernizace dvou reaktorů BWR ve finské elektrárně Olkiluoto, jejímž výsledkem bylo prodloužení životnosti o 10 let, stála 130 milionů eur (Rastas 2003). V maďarské elektrárně Paks činí náklady na prodloužení životnosti čtyř reaktorů VVER o 20 let zhruba 700 milionů eur (NUC WEEK 47_04). Prodloužování životnosti ukrajinských reaktorů o 10 až 15 let má vyjít třikrát až čtyřikrát levněji než výstavba nových elektráren (NUC WEEK 23_03). V případě reaktoru VVER první generace v elektrárně Kola bude prodloužení životnosti o 15 let stát 150 milionů eur pro oba bloky (NUC WEEK 33_04).

Náklady na přípravu prodloužení licence a poplatky za práci jaderného dozoru činí poměrně malou, byť ne zanedbatelnou, složku nákladů na prodloužení životnosti. Například pro dva reaktory BWR v americké elektrárně Nine Mile Point se výše těchto nákladů odhaduje na 25 milionů dolarů (NUC WEEK 48_03).

V porovnání s novými reaktory jako je finský EPR, za který společnost TVO zaplatí 3 miliardy eur, se náklady na modernizační opatření v rámci prodloužování životnosti jeví jako nízké.

Zvyšování výkonu

Zvyšování výkonu patří k ekonomicky přitažlivým možnostem pro provozovatele jaderných elektráren, přičemž většinou zůstane nepovšimnuto širokou veřejností. Vyplatí se zejména v kombinaci s prodloužováním životnosti.

Ke zvyšování výkonu dochází ve většině zemí, které provozují jaderné elektrárny. Technické vylepšení turbín a parogenerátorů navýšilo mezi lety 1995 a 1997 instalovaný výkon jaderných elektráren ve Španělsku o 4 %. V následujících letech proces navyšování výkonu v této zemi pokračoval. Výkon elektrárny Cofrentes s reaktory BWR byl k začátku roku 2003 navýšen o 11 % (FORATOM 2004). Ve Švédsku byl instalovaný výkon touto cestou zvýšen o 600 MWe (Varley 1998).

Výkon finské elektrárny Olkiluoto byl navýšen o 18,3 % (Rastas 2003). Ke zvyšování výkonu přistoupila rovněž řada elektráren v Německu, do poloviny roku 2004 se jednalo o celkové navýšení o 800 MWe, čili 4 % instalovaného jaderného výkonu. V plánu je nárůst o dalších 450 MWe (DATF 2003; ATW 2004). Zvyšování výkonu praktikují rovněž provozovatelé jaderných elektráren ve Spojených státech. Například výkon reaktoru PWR v elektrárně Ginna, který dnes činí 495 MWe a jehož životnost se bude prodlužovat, bude navýšen během pěti let o 17 %. Během zvyšování výkonu se nepočítá s investicemi do vylepšení bezpečnostního systému z důvodu potřeby omezení nákladů vztažených na vyrobenou kWh (NUCWEEK 48_03). Opatření ke zvyšování výkonu se zavádějí rovněž u reaktorů sovětské konstrukce. Například čtyři reaktory VVER 2. generace v maďarské elektrárně Paks zvýší svůj (již mírně zvýšený) výkon ze 470 na 510 MWe (NUCWEEK 47_04).

Ke zvýšení elektrického výkonu jaderné elektrárny vedou dvě cesty (které bývají často kombinovány):

- Zvýšení tepelné účinnosti elektrárny při konstantním výkonu reaktoru, kterého se většinou dosáhne optimalizací turbín. Bezpečnost provozu zůstává na stejné úrovni. Ke zvýšení účinnosti může vést rovněž výměna parogenerátoru, při použití efektivnějších výměníků tepla.
- Navýšení tepelného výkonu reaktoru, většinou zvýšením teploty chladiva. Systém vyrobí větší množství páry, což vede k vyšší produkci elektřiny, za podmínky určitého přizpůsobení turbín. Vyšší tepelný výkon reaktoru znamená vyšší počet štěpných reakcí a zároveň zvýšené provozní riziko. Rovněž nevyhnutelně dochází ke zvýšenému namáhání materiálu. Existuje obecná shoda, že zvýšení tepelného výkonu reaktoru je spojeno s poklesem úrovně bezpečnosti a zároveň urychluje proces stárnutí. Zvyšování výkonu cestou zlepšené tepelné účinnosti již provozovatelé jaderných elektráren v hojně míře realizovali během minulých let. Současným trendem je využití druhé cesty – zvýšení tepelného výkonu reaktoru. Například všechna zvýšení výkonu plánovaná v současné době v Německu spadají do této kategorie.

Zvyšování tepelného výkonu reaktoru je navíc chápáno jako ekonomicky efektivní cesta k vyšší výrobě elektřiny (FRAMATOME 2004).

V případě reaktorů PWR se jejich tepelný výkon zvyšuje prostřednictvím nárůstu průměrné teploty chladiva, se kterým je spojena i vyšší teplota v aktivní zóně. Tato změna vede k poklesu úrovně bezpečnosti, z důvodu vyšší pravděpodobnosti poškození palivových souborů korozí a větší výchylky tlaku v primárním okruhu při přechodových jevech. Proporcionálně s navýšením výkonu roste i množství radioaktivního materiálu v aktivní zóně. Opatření ke kontrole a zmírnění kritických situací se stává obtížnějším, například odzdušňování kontejnmentu se musí provádět častěji (Bornemann 2001). Podobné problémy doprovázejí zvyšování výkonu u ostatních reaktorových typů. Například zvýšení výkonu na reaktoru BWR v americké elektrárně Quad City 2 vedlo k vibracím hlavního přívodu páry, které způsobily poruchy dalších součástí a vyžádaly si sérii odstávek a oprav (UCS 2004). Další využívanou cestou ke zlepšení ekonomiky provozu jaderných elektráren je vyšší stupeň vyhoření paliva. Díky tomuto postupu lze z jedné tuny paliva získat více energie, vyžaduje ovšem vyšší stupeň obohacení uranu v čerstvém palivu.

Úsilí o vyšší vyhoření paliva se zintenzivnilo v posledních letech. Zatímco před dvaceti lety se typické vyhoření paliva v reaktoru PWR pohybovalo kolem 30,000 MWd/t nebo mírně výše, dnes již bylo dosaženo 50,000 MWd/t, přičemž v záměrech se uvádí hodnota 60,000 MWd/t. Situace u reaktorů BWR je obdobná, při mírně nižších hodnotách vyhoření.

Vyšší vyhoření zvyšuje riziko poruchy palivového souboru a následné radioaktivní kontaminace chladicí vody. Rovněž nelze přesně odhadnout vliv vyššího vyhoření na chování palivových tyčí za podmínek vzniklých při havárii.

Použití vysoce vyhořelého paliva může rovněž snížit úroveň bezpečnosti provozu. Roste například riziko nestability neutronového toku u reaktorů BWR.

Vyšší vyhoření snižuje celkové množství vyhořelého paliva vyprodukované reaktorem za jeden rok. Na druhé straně se zvýší intenzita radioaktivního záření, uvolňované teplo a obsah aktinidů s dlouhým poločasem rozpadu, což komplikuje manipulaci, přepravu, skladování a ukládání.

Hledisko jaderného dozoru

Ačkoli panuje obecná shoda na tom, že hlavní odpovědnost za bezpečný provoz jaderných reaktorů nesou jejich provozovatelé, hrají úřady jaderné bezpečnosti velmi důležitou roli při stanovení bezpečnostních standardů a úrovně rizika považované za přijatelnou. Proto si hledisko jaderných dozorů, stejně jako problémy, se kterými se setkávají s souvislostí se stárnutím a prodlužováním provozu, zaslouží pozornost. Není-li uvedeno jinak, čerpá následující pasáž ze zprávy Výboru agentury pro jadernou energii OECD zaměřené na práci jaderných dozorů, který se skládá ze zkušených pracovníků úřadů jaderné bezpečnosti z mnoha zemí (CNRA 2001).

Praxe jaderného dozoru se v jednotlivých zemích významně liší, což platí zejména pro posuzování stárnutí a prodlužování životnosti.

V některých zemích (například ve Spojených státech nebo ve Finsku) se licence k provozu elektrárny vydávají na přesně stanovenou dobu. Ve Švýcarsku má časově omezenou licenci pouze část elektráren. Ve většině zemí se provozní licence vydávají na neomezenou dobu a vztahují se na průběžný bezpečný provoz elektrárny.

Pravidelné bezpečnostní zprávy hrají důležitou roli zejména v zemích, kde se časově neomezují provozní licence, neboť fakticky opravňují elektrárnu k dalšímu provozu. Rovněž v tomto bodě se praxe jednotlivých zemí liší, například nejednotným rozsahem dokumentace a informací, které musí provozovatel jadernému dozoru poskytnout. Rozdílný je rovněž samotný rozsah nezávislého hodnocení bezpečnosti jaderným dozorem.

Praxe se rovněž liší při určování a aktualizaci pravidel regulace. Ve všech zemích se regulace zakládá převážně na deterministických metodách a kritériích. Význam pravděpodobnostních metod ovšem roste. V některých zemích se již tyto metody staly součástí povolovacích řízení, jiné jaderné dozory k nim zůstávají skeptické.

Obecně rozšířený princip práce jaderných dozorů spočívá v posouzení celkové úrovně elektrárny a následném rozhodnutí, jaká bezpečnostní opatření budou od provozovatele vyžadována. Ani tento princip ovšem neplatí všeobecně. Při prodlužování licencí reaktorů ve Spojených státech se jaderný dozor soustředí na změny způsobené důsledkem stárnutí a nepřezkoumává souvislosti, které byly předmětem udělení původní licence.

Navzdory značným rozdílům lze najít společné problémy, které jsou spojeny s prací jaderných dozorů po celém světě. Základním společným nedostatkem práce jaderných dozorů je skutečnost, že v žádné zemi neexistuje závazný přehled technických kritérií, při jehož nedodržení by další provoz jaderné elektrárny nemohl být povolen.

Obecně platí princip, že bezpečnostní úroveň, kterou elektrárna prokázala při udělení licence, musí být udržována po celou dobu jejího provozu. V několika zemích (například ve Švýcarsku) platí doplňkový požadavek, že jaderné elektrárny musí vyhovovat aktuálnímu vědeckému poznání a špičkové technologii. V řadě dalších zemí je tento požadavek implicitně obsažen v principech práce jaderného dozoru. Kritéria pro jeho posouzení jsou ovšem velmi vágní. Uplatňování tohoto požadavku na starší elektrárny znamená pro jaderný dozor zpracování složitých posudků.

V praxi se požadavky na modernizaci starších elektráren ze strany jaderného dozoru omezují na „rozumně proveditelné“ kroky při zvážení přínosu pro bezpečnost a vynaložených nákladů. Vyplývá to z odpovědí na dotazník Agentury pro jadernou energii (NEA) při OECD. Uvedená formulace samozřejmě ponechává značný prostor pro interpretaci a kompromisní jednání. Odchylky od moderních standardů jsou většinou jadernými dozory pragmaticky posuzovány na principu „případ od případu“. Trend k častějšímu využití pravděpodobnostních metod znamená pro jaderné dozory další problém. Pravděpodobnostní analýza se stále častěji používá jako nástroj regulace. Jaderné dozory ovšem většinou nejsou ochotny připustit, že by pravděpodobnostní argumenty mohly být dostatečným důvodem ke změně rozhodnutí o licenci udělené na základě deterministických metod. Tato neochota bude nabývat na významu ve chvíli, kdy budou provozovatelé elektráren posuzovat vliv pravděpodobnostního posouzení na „rozumnou proveditelnost“ modernizace elektrárny.

Dalším obtížným úkolem pro jaderné dozory je přispět k zajištění stálého přísunu kvalifikovaného personálu k provozu a údržbě starších elektráren, kde byly konstrukce součástí a technické limity

hůře zdokumentovány než v případě moderních elektráren. Tento problém se prohlubuje s postupným odchodem konstruktérů a operátorů, kteří v elektrárnách pracovali od jejich spuštění.

3 Hrozba terorismu

Již dávno před 11. zářím 2001 docházelo k četným teroristickým útokům. Hrozba terorismu se ovšem na začátku 21. století stala obzvláště palčivou.

Existuje řada různých potenciálních cílů pro teroristický útok. Průmyslové podniky, kancelářské budovy v centrech měst či naplněné sportovní stadióny mohou „přitahovat“ teroristické skupiny, které chtějí zabít co nejvíce lidí při jednom útoku. Na druhé straně ovšem existují důvody, proč by za terč útoku mohla být vybrána jaderná elektrárna. Může se jednat o následující důvody, případně jejich kombinaci:

1. Útok na symbol – jaderná elektrárna může být vnímána jako symbol technického pokroku. Navíc se jedná o technologii civilně vojenské povahy. Řada lidí ji proto vnímá, ostatně oprávněně, jako potenciálně velmi rizikovou. Útok proti jaderné elektrárně by proto mohl mít silný psychologický dopad.
2. Dlouhodobý účinek útoku – záměrné poškození jaderné elektrárny by mohlo vést k rozsáhlému a dlouhodobému radioaktivnímu zamoření. Země, ve které by byl útok proveden, by byla citelně poničena ještě řadu let po útoku. Navíc by byla na několik desetiletí poškozena ekonomika této země. Velké oblasti včetně měst a průmyslových komplexů by byly na neurčitou dobu evakuovány, což by vedlo k destabilizaci celých regionů.
3. Okamžitý dopad na výrobu elektřiny v zasaženém regionu – všechny provozované jaderné elektrárny jsou koncipovány jako velké, centralizované součásti systému zásobování elektřinou. Nenadálý výpadek podobně velkého zdroje může vést ke kolapsu elektrické sítě.
4. Dlouhodobý dopad na výrobu elektřiny – nejen v zasaženém regionu, ale i jinde (pravděpodobně ve všech zemích provozujících jaderné elektrárny). Úspěšný útok na jadernou elektrárnu v jedné zemi by znamenal útok proti všem jaderným elektrárnám na světě (BRAUN 2002). Po útoku, který by ukázal zranitelnost jaderné elektrárny, nelze vyloučit uzavírání jaderných elektráren nejen v zasažené zemi, ale kdekoli na světě.

Zároveň ovšem existují důvody, které by teoreticky mohly teroristickou skupinu od výběru jaderné elektrárny jako cíle pro útok odradit. Jaderná elektrárna není v porovnání s ostatními možnými cíli snadno zranitelná, radioaktivní zamoření by mohlo zasáhnout také státy, které by útočníci nepovažovali za nepřátelské, a postižená země by nelítostně reagovala (Thompson 2005). Nemáme ovšem šanci věrohodně odhadnout pravděpodobnost výběru konkrétního cíle pro útok ze strany teroristů. S jistotou můžeme říct pouze, že teroristický útok na jadernou elektrárnu je možný, přičemž samozřejmě existuje řada jiných cílů potenciálního útoku.

Teroristický útok na jadernou elektrárnu by mohl být proveden celou řadou různých způsobů. Není možné vyjmenovat všechny myslitelné scénáře, neboť nedokážeme přesně předvídat myšlení útočníků. Od 11. září 2001 se obranné složky soustředí především na prevenci sebevražedných útoků za pomoci letadel, možné jsou ovšem i zcela odlišné scénáře.

Možnost teroristického útoku proti jaderné elektrárně v žádném případě není pouze teoretická.

V minulosti již k několika pokusům o takový útok došlo, naštěstí však nevedly ke katastrofálnímu úniku radioaktivity. Pro ilustraci uvádíme následující přehled (Coeytaux 2001; Thompson 1996; Nissim 2004; TMI 2005; NUCWEEK 46_94):

- 12. listopadu 1972: Tři teroristé unesli letadlo DC-9 společnosti Southern Airlines a vyhrožovali, že s ním narazí do armádního výzkumného reaktoru v Oak Ridge. Únoscům musela být vyplacena částka dva milióny dolarů, poté přistáli na Kubě.
- prosinec 1977: Baskičtí separatisté odpálili nálož, která poškodila reaktorovou nádobu a parogenerátor a zabila dva dělníky během výstavby jaderné elektrárny Lemoniz ve Španělsku.
- prosinec 1982: Partyzáni Afrického národního kongresu odpálili čtyři bomby v rozestavěné jihoafrické elektrárně Koeberg, navzdory přísným bezpečnostním opatřením.
- květen 1986: Tři ze čtyř elektrických vedení vedoucích z jaderné elektrárny Palo Verde v Arizoně byla záměrně poškozena – zkratována.
- únor 1993: V elektrárně Three Mile Island v americkém státě Pennsylvania, prolomil řidič s dodávkou závoru u brány a vrazil s vozidlem do částečně otevřených dveří turbínové haly. Ostraha řidiče objevila až po čtyřech hodinách, kdy se ukrýval v budově.

- 1993: Teroristé spojení s tehdejšími bombovými útoky na World Trade Center, kteří patřili k síti napojené na organizaci Islámský džihád, vyhrožovali v dopise zasláném redakci New York Times útokem na jaderné elektrárny. Autenticita dopisu byla tajnými službami potvrzena. Vyšetřování ukázalo, že skupina teroristů cvičila v listopadu 1992 na základně blízko Harrisburgu vzdáleného 15 km od jaderné elektrárny Three Mile Island.
- listopad 1994: Bylo vyhrožováno umístěním bomby v litevské jaderné elektrárně Ignalina. Nedošlo ovšem k žádnému výbuchu a bomba nebyla objevena.

Nebezpečí během válečného konfliktu

Vojenský útok proti jadernému zařízení znamená další nebezpečí, které za současné politické situace zaslouží pozornost. Po pádu železné opony lze pozorovat tendenci směrem k “malým”, lokálně omezeným, ale dlouhotrvajícím válkám. Příčinou těchto konfliktů může být rozpad velkých států nebo úsilí části obyvatelstva o získání nezávislosti (Münkler 2003). Podobné důvody, jaké byly vyjmenovány v případě teroristického útoku, mohou v podobné válce motivovat jednu z válčících stran k útoku na jadernou elektrárnu.

Další formou válečného konfliktu, je válka intervenční, která může vzniknout v důsledku výše zmíněných dlouhotrvajících regionálních konfliktů. Během intervenční války zaútočí několik zemí na stát, který je zdrojem skutečného nebo domnělého nebezpečí, přičemž většinou hrají významnou roli politické cíle a zájmy útočících států. Jsou-li v napadené zemi jaderné elektrárny, hrozí riziko, že budou během bojů neúmyslně poškozeny. Zároveň ovšem mohou intervenující síly záměrně útočit na elektrárny s cílem ochromit dodávku elektřiny v napadené zemi. Přitom lze předpokládat snahu, aby nedošlo k úniku radioaktivity. Nicméně vzhledem k uspořádání elektrárny může dojít k poškození zařízení důležitého pro její bezpečnost. Během války může i bez přímého útoku na elektrárny zkolabovat elektrická síť. To může v kombinaci s dalším poškozením infrastruktury rovněž vést k nehodám a haváriím v jaderných elektrárnách s vážným dopadem na okolí.

Dále musíme vzít v úvahu, že jaderné elektrárny, které slouží k vojenským účelům nebo jsou v tomto směru podezřelé, mohou být přímo určeny ke zničení. V takovém případě by útočící strana patrně akceptovala i únik radioaktivity.

V červnu 1981 zničila izraelská letadla velký (40 MWt) výzkumný reaktor, který byl stavěn v iráckém výzkumném středisku Tuwaitha. Důvodem byla obava Izraele, že reaktor bude (přímo nebo nepřímou) využit k výrobě jaderných zbraní. Během války v Perském zálivu v roce 1991 zničily americké letecké síly dva menší reaktory ve stejném středisku (Thompson 1996).

Hrozbu důsledků válečného konfliktu nelze vyloučit v žádném regionu. Během válek na Balkáně začátkem devadesátých let byla několikrát ohrožena slovinská jaderná elektrárna Krško. V červnu 1991 nad ní přeletěly tři bojové bombardéry jugoslávské armády. Přestože nezaútočily, šlo o jasné srozumitelné varování. V září 1991 se válka opět přiblížila ke slovinským hranicím. Probíhaly prudké boje v okolí Záhřebu, které se mohly snadno rozšířit na území Slovinska (Hirsch 1997).

V případě válečného konfliktu může dojít ke kombinaci vojenského útoku a akce záškodnického komanda (provedené speciální jednotkou vysazenou v týlu nepřítele nebo příslušníky páté kolony). Toto nebezpečí hrozí zejména v nevyvážených konfliktech, například v případě intervenčního napadení podstatně slabšího státu. Zábrany spojené s akcí namířenou výhradně proti civilnímu obyvatelstvu nepřítele mohou padnout ve chvíli, kdy napadená země nemá jinou možnost protiúderu a sama utrpěla vážné ztráty mezi civilisty.

Možnost použití jaderné zbraně proti jaderné elektrárně (během teroristického nebo vojenského útoku) nebudeme rozebírat. Stojí ovšem za zmínku, že zničení jaderné elektrárny by mohlo vést k razantnímu nárůstu radioaktivního zamoření po použití atomové bomby. Štěpné produkty nashromážděné v jaderné elektrárně mají tisíckrát vyšší aktivitu než izotopy uvolněné při výbuchu atomové bomby.

Cíle útoku a jejich zranitelnost

Ze všech zařízení obsahujících značnou zásobu nebezpečného materiálu (kromě jaderných elektráren například objekty chemického průmyslu), jsou jaderné elektrárny pravděpodobně „nejpřitažlivějším“ cílem pro vojenský nebo teroristický útok. Jedná se totiž o poměrně rozšířené zařízení (alespoň v průmyslových zemích), nachází se v nich velké množství radioaktivního materiálu a patří k důležitým součástem systému zásobování elektřinou. Navíc se jedná o velké stavby typického tvaru, viditelné z velké dálky.

Jaderná elektrárna zabírá plochu několika hektarů. Klíčovou částí instalace je reaktorová budova, ve které se nachází reaktor s vysoce radioaktivním jaderným palivem (o hmotnosti kolem 100 tun), stejně jako důležité chladicí a bezpečnostní systémy.

Reaktorová budova by s vysokou pravděpodobností byla primárním cílem útoku. Pokud by byl reaktor v provozu a v důsledku útoku by došlo k přerušení chlazení, začala by se aktivní zóna tavit po krátké době (asi po jedné hodině). I v případě, že by se reaktor podařilo odstavit, by v důsledku absence chlazení a vyvíjeného tepla došlo k roztavení paliva, byť po delší době.

Zničení reaktorové budovy a chladicího systému by vedlo k havárii nejhoršího typu – k rychlému tavení aktivní zóny při nefunkčním kontejnmentu. Únik radioaktivity by v tomto případě byl velmi vysoký a došlo by k němu velmi rychle.

Dalším zranitelným místem se značnou zásobou radioaktivního materiálu je bazén pro skladování vyhořelého paliva. V některých elektrárnách může obsahovat několikanásobně vyšší množství paliva (a tím pádem i izotopů s dlouhým poločasem rozpadu) než aktivní zóna. V některých elektrárnách je tento bazén umístěn uvnitř kontejnmentu a chráněn proti vnějším vlivům betonovou obálkou (například u německých reaktorů PWR). V mnoha případech se ovšem bazén nachází v oddělené budově s nižší úrovní ochrany (tento způsob uspořádání je typický pro řadu amerických elektráren). U německých reaktorů BWR byly bazény umístěny do reaktorové budovy, ale mimo kontejnment, takže stupeň jejich ochrany je oproti reaktoru nižší.

Vedle reaktorové budovy a budovy s bazénem pro ukládání vyhořelého paliva (stojí-li samostatně) se v prostoru elektrárny nachází řada dalších objektů s různým významem pro bezpečnost. V případě moderních tlakovodních reaktorů (PWR a VVER, což znamená 60 % provozovaných elektráren) patří k nejdůležitějším:

- Budova rozvodny s řídicí místností a centrální elektrickou i elektronickou instalací
- Pomocná budova se zařízením pro čištění vody a ventilaci
- Hala strojovny s turbínou a generátorem
- Transformátorová stanice s připojením k síti
- Budova pro záložní zdroj energie s dieslovým agregátem a systémem chladicí vody
- Budova pro nouzové chlazení se systémem nouzového chlazení reaktoru přes sekundární chladicí okruh
- Zásobník plynu
- Dílenské prostory a zázemí personálu
- Chladicí věže (jsou-li potřebné)
- Budova pro úpravu chladicí vody

U reaktorů BWR je situace podobná. Nemají sice budovu pro nouzové chlazení, protože pracují pouze s jedním chladicím okruhem, ale místo ní byla v některých případech postavena rezervní pohotovostní budova s nouzovou řídicí místností, která umožňuje kontrolu většiny bezpečnostních funkcí.

Každopádně ochrana jaderných elektráren nebyla navrhována speciálně proti záměrnému útoku (například proti nárazu velkého letadla). Pro případ podobné události byl vždy předpokládán pouze bodový vliv (odpovídající nárazu malého vojenského letadla). Jako hlavní protiopatření bylo přijato prostorové rozmístění zařízení s přímým vlivem na bezpečnost. Jeho cílem bylo zajistit, aby vnější zásah mohl vyřadit pouze jedno zařízení a jeho absence mohla být kompenzována. Například v případě výpadku dodávky elektřiny ze sítě by mohl být spuštěn nouzový systém zásobování energií s dieslovým agregátem.

I v případě, že by reaktorová budova zůstala po útoku neporušena, by se situace mohla vymknout kontrole, pokud by bylo zničeno více zařízení důležitých pro bezpečnost. A tento scénář může, navzdory

strategickému rozmístění důležitých součástí, nastat v případě, kdy útok zasáhne celý prostor elektrárny. Například v případě současného selhání dodávek elektřiny ze sítě a nouzové dodávky by nebylo možné pohánět chladicí čerpadla. V případě současného zničení řídicí místnosti a pohotovostní budovy by mohlo dojít k situaci, kdy bezpečnostní systém zůstane funkční, ale bez možnosti kontroly. Rozsáhlé poničení elektrárny může rovněž způsobit nepřístupnost některých zařízení, což znemožní jejich opravu – přinejmenším v požadovaném čase.

Zničení budovy pro úpravu chladicí vody by vedlo k přerušení všech přívodů vody do elektrárny. Vývoj havarijní situace by v tomto případě trval poměrně dlouho, neboť na území elektrárny jsou k dispozici zásobníky s vodou. To by mělo zajistit personálu dostatek času na zajištění náhradního řešení, které ovšem může být komplikováno zničením jiných částí elektrárny.

Důsledky útoku na jadernou elektrárnu

V následujícím textu podrobněji rozebereme jeden příklad z dlouhého seznamu možných scénářů – dělostřelecké ostřelování jaderné elektrárny. Tento způsob útoku může vést k nejvyššímu stupni havárie reaktoru – tavení aktivní zóny za současného porušení kontejnmentu. Pro elektrárnu by měl patrně horší následky než zásah raketou s pancéřovou nebo průraznou hlavicí.

Možným scénářem by mohlo být ostřelování z děla ráže 15,5 cm, přepravovaného po silnici, jako součást vojenské operace nebo teroristického útoku. Touto zbraní disponují téměř všechny armády světa a nelze vyloučit, že ji získá teroristická skupina. Dělo může být do blízkosti elektrárny dopraveno kamuflovaně, na přípravu k palbě potřebuje pouze několik minut. Při ostřelování ze vzdálenosti 12 až 15 km bude pravděpodobně několikrát zasažena plocha o rozměrech 50 m × 50 m. Pokud by vzdálenost byla menší a počasí příznivé, lze očekávat ještě podstatně přesnější střelbu. Možný je několikanásobný zásah reaktorové budovy.

Při použití vysoce explozivních granátů by došlo k částečnému zničení reaktorové budovy. Její vnitřek by byl vážně poškozen. Mezi obsluhujícím personálem by byli mrtví a ranění. V okolním prostoru na území elektrárny by byla patrná další devastace způsobená střelami, které mírně minuly cíl. Mohla by být záměrně posílena použitím zápalných střel a dalších druhů munice. Přijetí rychlých a efektivních protiopatření by bylo velmi obtížné.

Během několika hodin by došlo k tavení aktivní zóny za doprovodu významného úniku radioaktivity. Do atmosféry by se mohlo dostat 50 až 90 % celkového množství nestálých nuklidů (jódu, cesia) a malé procento dalších nuklidů (například stroncia-90). V případě jaderné elektrárny o výkonu 1000 MWe by to znamenalo kromě jiného statisíce terabecquerelů (TBq) izotopu Cs-137 (Hahn 1999), v porovnání s 85,000 TBq Cs-137 v Černobylu (NEA 1996).

Následky katastrofy by zasáhly široké okolí elektrárny, v krátké době by bylo nutné evakuovat území o ploše kolem 10 000 km². V důsledku akutního ozáření by zemřelo až 15 000 lidí, v dalším období až milión na rakovinu. Došlo by k velkému počtu genetických poškození. Dlouhodobou kontaminací na úroveň, která by vyžadovala přesídlení populace, by byla postižena plocha 100 000 km². Ekonomické vyčíslení škod je odhadováno na 6 000 miliard eur (Hahn 1999).

Pro řadu reaktorů je poměrně vysoká pravděpodobnost zničení nebo vážného poškození bazénu pro dočasné uložení vyhořelého paliva. V tomto případě by únik radioaktivity mohl být několikrát vyšší než bylo uvedeno, zároveň s horšími následky.

Během určitého časového úseku, by bylo možno zajistit dodatečné chlazení paliva. Selže-li ovšem v důsledku útoku rovněž chladicí systém bazénu s vyhořelým palivem a voda se bude postupně odpařovat, bude trvat jeden až deset dní (podle množství vyhořelého paliva a doby, po kterou bylo chlazeno) než se konce palivových souborů dostanou nad hladinu. V případě poškození bazénu a ztráty vody nastane tento okamžik podstatně dříve. Ve chvíli, kdy se palivo dostane nad hladinu, dojde ke ztrátě ochrany před radiací. Další zásah směrem k obnovení chlazení znemožňují vysoké dávky záření.

Čerstvě vyjmuté palivo se může v případě ztráty vody z bazénu přiblížit k bodu vznícení na vzduchu (900°C), přičemž by během několika hodin došlo v důsledku jeho hoření k výrazným únikům radioaktivity (Alvarez 2003).

4 Další informace

Nevládní organizace

Anti-Atom (Russia): <http://www.antiatom.ru/eng.htm>
Atom Stop (international): <http://www.atomstop.com>
Citizens Nuclear Information Centre (Japan): <http://cnic.jp/english/>
Earthlife Africa: <http://www.earthlife.org.za/>
Friends of the Earth Europe: <http://www.foeeurope.org/activities/Nuclear/nuclear.htm>
Korean Federation for Environment Movement: <http://www.kfem.or.kr/engkfem/>
Greenpeace International: <http://www.greenpeace.org/international/campaigns/nuclear>
Nuclear Information Resource Service (United States): <http://www.nirs.org/>
Public Citizens (United States): <http://www.energyactivist.org>
Sortir du Nucleaire (France): <http://www.sortirdunucleaire.org/>
WISE Amsterdam (International): <http://www10.antenna.nl/wise/>
WISE Paris (International): <http://www.wise-paris.org/>

Jaderný sektor

World Nuclear Association: <http://www.world-nuclear.org>
International Atomic Energy Agency: <http://www.iaea.org>
Nuclear Energy Agency: <http://www.nea.fr>
United States Department of Energy, Office of Nuclear Energy, Science and Technology:
<http://gen-iv.ne.doe.gov/>
Generation IV International Forum: <http://gif.inel.gov/>

5 Literatura

Původní studie:

Greenpeace 2005. Hirsch, H., O. Becker, M. Scheider, and A. Froggatt. 2005. Nuclear Reactor Hazards, Ongoing Dangers of Operating Nuclear Technology in the 21st Century. Greenpeace International.

Ostatní literatura:

Ahlstrand 1991. Ahlstrand, R., et al. Identifying life-limiting factors at the Loviisa power plant and management of the aging. Plant Life Extension (PLEX), Berlin.

Ali 1998. Ali, S.A., and G. Bagchi. Risk-informed inservice inspection. Nucl. Engin. and Design 181: 221–224.

Alvarez 2003. Alvarez, R., et al. Reducing the Hazards from Stored Power-Reactor Fuel in the United States. Science & Global Security 11 (1): 1–60.

Anderson 2005. Anderson, H. Analysis: Nuclear future coming together? UPI, February 28.

ATW 2004. Atomwirtschaft – International Journal for Nuclear Power. INFORUM GmbH, Berlin; years up to 2004.

Ballesteros 2004. Ballesteros, A., et al. Beyond RPV Design Life. Strength of Materials 36 (1) (January/February 2004): 8–13.

Bartonicek 1998. Bartonicek, J., M. Alt, and A. Manke. Beispiele für die Betriebsüberwachung bei GKN [Examples for monitoring at GKN]. 24 MPA seminar, Stuttgart: 61.

Bicego 1998. Bicego, V., E. Lucon, and R. Crudeli. Integrated technologies for life assessment of primary power plant components. Nucl. Engin. and Des. 182: 113–121.

BMU 1999–2003. Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Mel-

- depflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen in der Bundesrepublik Deutschland – Atomkraftwerke und Forschungsreaktoren. Bonn, Jahresberichte 1999–2003.
- Bolvin 1993. Bolvin, M., and D. Chauvel. A study of the life expectancy of cooling towers. SMiRT vol. D (12), Stuttgart: 467–472.
- Born 2002. Born, H, M. Brettner, and R. Donderer. Aktueller Stand zum Hochabbrand und Auswirkungen auf das Brennstabverhalten im bestimmungsmäßigen Betrieb sowie bei Störfällen. <http://www.ktg.org/doc-fag/fg-bet-rph-aktueller-stand-hochabbrand.pdf>.
- Bornemann 2001. Bornemann, J. T., and K. Heinz. Die sicherheitstechnische Bewertung von Leistungserhöhungen von DWR-Anlagen. Jahrestagung Kerntechnik (Mai) Proceedings.
- Butcher 2001. Butcher, P., et al. TSO Assistance Towards the Improvement of Nuclear Safety in Lithuania: Achievements and Perspectives. EUROSAFE, seminar 1 (November 6) Paris.
- Carré 2004. Carré, F., et al. R&D Program on Generation IV Nuclear Energy System: The High Temperature Gas-cooled Reactors. Annual Meeting on Nuclear Technology (May 25–27) Düsseldorf.
- CNRA 2001. OECD Nuclear Energy Agency. Committee on Nuclear Regulatory Activities: Regulatory Aspects of Life Extension and Upgrading of NPPs. NEA/CNRA/R 1 (January) Paris.
- Coeytaux 2001. Coeytaux, X. La Hague Particularly Exposed to Plane Crash Risk. Briefing (September 26) WISE, Paris.
- Daisuke 1999. Daisuke, I. A Feasibility Study on Nuclear Reactor Vessel Head Replacement. International Conference on Nuclear Engineering 7, Tokyo. <http://www.icone-conf.org>.
- DATF 2003. Yearly Reports of the German Atomic Forum (Deutsches Atomforum) up to 2003. <http://www.kernenergie.de>.
- DOE 2002. United States Department of Energy's the Generation IV International Forum (GIF): A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy System. December 2002. http://energy.inel.gov/gen-iv/docs/gen_iv_roadmap.pdf.
- Donderer 1996. Donderer, R. RBMK-Report 1996 – Eine kritische Auseinandersetzung mit dem Tschernobyl-Reaktoryp. Greenpeace-Studie, GP Deutschland, Hamburg.
- Duthie 1998. Duthie, J. C., et al. Risk-based approaches to ageing and maintenance management. Nuclear Engin. and Design 184: 27–38.
- ENS 2004. Environmental News Service. France Gives USA Access to Next Generation Nuclear Technology. ENS, August 25. <http://www.ens-newswire.com>.
- Erve 1994. Erve, M., et al. Geplante und realisierte Abhilfemaßnahmen gegen interkristalline Spannungsrißkorrosion zur Gewährleistung eines sicheren Anlagenbetriebes mit Rohrleitungen aus stabilisierten austenitischen Stählen von Siedewasserreaktoren. 20 MPA seminar 2: 32.
- ESKOM 2005. <http://www.eskom.co.za>. Seen February 2.
- Esselmann 1998. Esselmann, T. C., M. A. Eissa, and W. J. McBrine. Structural condition monitoring in a life cycle management program. Nucl. Engin. and Design 181: 163–173.
- Fabian 2004. Fabian, T. Powering future demand. Nuclear Engineering International (June): 46–47.
- FEA 2004. Federal Environment Agency – Austria. Verfahren Betriebsbewilligung AKW Beznau II; Bericht an die Österreichische Bundesregierung sowie an die Landesregierung von Vorarlberg. Ergänzung vom Juli.
- FRAMATOME 2004. <http://www.framatome-anp.com/gabarits/PDF/5087-fichier-DOWNLOAD.pdf>. Viewed December 21.
- Gorden 2004. Gorden, J. The next fifty years. Nuclear Engineering International. (August): 36–37.
- Greenpeace 2003. Bonduelle, A., and M. Lefevre. „E le ou Pluton?“ [Wind vs Nuke]. (December.) http://www.greenpeace.org/france_fr/multimedia/download/1/359529/0/E_le_ou_Pluton_VF.pdf.
- Güldner 2003. Güldner, R. Potential of Light Water Reactors for Future Nuclear Power Plants. Atw 48 (11): 674–677.
- Gunter 2001. Gunter, P. The Pebble Bed Modular Reactor (PBMR). Nuclear Information and

- Resource Service (March) Washington, DC.
- Hahn 1988. Hahn, L. Der kleine Hochtemperaturreaktor (PBMR) – letzter Strohalm der Atomindustrie? Öko-Institut, Darmstadt.
- Hahn 1999. Hahn, L. Kernkraftwerke der Welt – Bestand, Funktionsweise, Sicherheitsprobleme; in: Gefahren der Atomkraft. Ministerium für Finanzen und Energie des Landes Schleswig-Holstein, 2 (Mai) aktualisierte Auflage, Kiel.
- Hainz 2004. Hainz, C., et al. Report on the Safety Risks of a New European Pressurized Water Reactor (EPR). Commissioned by Greenpeace International (April) Öko-Institut, Darmstadt.
- Hienstorfer 1998. Hienstorfer, W. G., et al. Stellenwert der Betriebsüberwachung bei der Absicherung der Komponentenintegrität [Significance of on-line monitoring on the assessment of the integrity of components]. 24 MPA seminar Stuttgart: 60.
- Hirsch 1997. Hirsch, H., et al. Extended Safety Review for Krsko NPP; Institute of Risk Research of the Academic Senate of the University of Vienna, Risk Research Report 9 (November) Vienna.
- IEA 2001. International Energy Agency. Nuclear Power in the OECD. Vienna: 300.
- IAEA 1990. International Atomic Energy Agency. Safety Aspects of Nuclear Power Plant Ageing. TECDOC-540, Vienna.
- IAEA 1999. International Atomic Energy Agency. Final Report of the Programme on the Safety of WWER and RBMK Nuclear Power Plants. IAEA-EBP-WWER-15 (May) Vienna.
- IAEA 2002. International Atomic Energy Agency. Cost Drivers for the Assessment of Nuclear Power Plant Life Extension. IAEA-TECDOC-1309 (September) Vienna.
- IAEA 2004. International Atomic Energy Agency. Nuclear Technology Review (August) Vienna.
- IAEA 2005. International Atomic Energy Agency. Power Reactor Information System Database: <http://www.iaea.org/programmes/a2/index.html>; and National Country Power Reports: http://www.pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/cnpp2003/CNPP_Webpage/pages/countryprofiles.htm. Accessed April.
- Jansky 1993. Jansky, J., T. Andrae, and K. Albrecht. Feedwater piping guillotine breaks at 340°C operation temperature. SMiRT vol. F (12) Stuttgart: 207–214.
- Lee 1998. Lee, M. K., et al. Investigation of liquid impact erosion for 12Cr steel and stellite 6B. J. Nucl. Mat. 257: 134–144.
- Liemersdorf 1998. Liemersdorf, H., and F. Michel. Sensitivity of German NPPs to Ageing Phenomena. GRS/IPSN-Fachgespräch (November 10) Berlin.
- Lineberry 2002. Lineberry, M. J., and T. R. Allen. The Sodium-Cooled Fast Reactor (SFR). Americas Nuclear Energy Symposium (ANES 2002) (October 16–18) Miami, Florida.
- LMD 2002. L.M.D. Consultancy. Nuclear Power Plant Life Management in Some European Countries. (March) Oxford.
- Lochbaum 2000. Lochbaum, D. Nuclear Plant Risk Studies – Failing the Grade. Union of Concerned Scientists (August).
- Macdougall 1998. MacDougall, R. US Nuclear Power – Can Competition Give It Renewed Life? Numark Associates Inc. <http://www.numarkassoc.com>.
- Meyer 1998. Meyer, N., D. Rieck, and I. Tweer. Alterung in Kernkraftwerken. Greenpeace, Hamburg, 1996, (revised version 1998).
- MIT 2003. An Interdisciplinary MIT Study: John Deutch (Co-Chair), Ernest J. Moniz (Co-Chair), Stephen Ansolabehere, Michael Driscoll, Paul E. Gray, John P. Holdren, Paul L. Joskow, Richard K. Lester, and Neil E. Todreas. The Future Of Nuclear Power. (January). <http://web.mit.edu>.
- Morlent 2001. Morlent, O., and F. Michel. Safety Significance of Component Ageing, Exemplary for MOV, Based on French and German Operating Experience. EUROSAFE 2001, seminar 1 (November 6) Paris.
- Münkler 2003. Münkler, H. Die neuen Kriege. Büchergilde Gutenberg, Frankfurt/Main, Wien und Zürich.

- Naus 1996. Naus, D. J., et al. Aging management of containment structures in nuclear power plants. *Nucl. Engin. and Des.* 166: 367–379.
- NEI 2003c. Nuclear Engineering International. The future lies in the past. (October) 42–45.
- Nissim 2004. Nissim, Ch. L’amour et le monstre – roquettes contre Malville. Ed. Favre (February).
- NNF 2005b. Platt’s Nuclear News Flashes. (March 8.)
- NPJ 2002. Nuclear Plant Journal Editorial Archive. An International Perspective Remarks of Poong Eil Juhn. International Atomic Energy Agency (June 19) Vienna. <http://www.npj.goinfo.com>.
- NUCWEEK. Nucleonics Week Newsletter. McGraw-Hill. Issue number_year.
- Rastas 2003. Rastas, A. J. Additional Competitiveness and Safety by Modernization at Olkiluoto. *Atomwirtschaft, International Journal for Nuclear Power* 48 (6): 384–387.
- Rinckel 1998. Rinckel, M. A. Reactor pressure vessel integrity program. *Nucl. Engin. and Design* 181: 17–39.
- Röwekamp 2004. Röwekamp, M. Bewertung von Brandmodellen und Rechenprogrammen im Hinblick auf ihren Einsatz für Regulatorische Entscheidungen. Jahrestagung Kerntechnik (Mai) Proceedings.
- Roos 1998. Roos, E., et al. Risk-based Management der Restlebensdauer von Kraftwerksbauteilen [Risk-based management of remaining life of power plant components]; 24 MPA seminar Stuttgart: 63.
- Schneider 2004. Schneider, M., and A. Froggatt. The World Nuclear Industry Status Report 2004. Commissioned by the Greens-EFA Group in the European Parliament (December) Brussels.
- Schulz 1987. Schulz, H., and R. Sunder. Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung für die Lebensdauer von Komponenten. *GRS-Fachgespräch*: 60–79.
- Schulz 2001. Schulz, H. Limitations of the inspection and testing concepts for pressurised components from the viewpoint of operating experience. *EUROSAFE 2001* (November 6) seminar 1, Paris.
- Shao 1998. Shao, L. C., et al. Seismic responses and resistance of age degraded structures and components. *Nucl. Engin. and Design* 181: 3–15.
- Sliter 1993. Sliter, G. E. Overview of research on nuclear plant cable aging and life extension. *SMiRT vol. D (12)* Stuttgart: 199–204.
- Thompson 1996. Thompson, G. War, terrorism and nuclear power plants. Study commissioned by Greenpeace Germany, Chernobyl Paper No. 2, Greenpeace International Nuclear Campaign (March) London.
- Thompson 2005. Thompson, G. Are Nuclear Installations Terrorist Targets? Presentation at the 7th Irish and UK Local Authorities Standing Conference on Nuclear Hazards (March 10–11) Drogheda, Ireland.
- TMI 2005. <http://www.tmia.com/threat.html>. (Viewed March 11).
- UCS 2004. Union of Concerned Scientists. BWR power uprate.
- Varley 1998. Varley, C., and J. Paffenbarger. Electricity Market Competition and Nuclear Power. Uranium Institute London. <http://www.uilondon.org>.
- WANO 2004. World Nuclear Association. Advanced Nuclear Power Reactors. (November.) <http://www.world-nuclear.org>.
- WISE 1998. World Information Service Energy. The decline of nuclear power. *WISE News Communiqué* 499/500 (October 10) Amsterdam.
- WNIH 2004. Nuclear Engineering International. World Nuclear Industry Handbook 2004. Sidcup, UK: Wilmington Publishing.
- Zaiss 1994. Zaiss, W., G. König, and J. Bartonicek. Schadensmechanismen bei Rohrleitungen von Druckwasserreaktor-Anlagen. 20 MPA seminar vol. 2/33.
- Zwicky 1993. Zwicky, P. F., and D. Kluge. Aging management for safety related concrete structures in Switzerland. *SMiRT vol. D (12)* Stuttgart: 447–452.
- Heinrich Böll Foundation

Nadace Heinricha Bölla

Nadace Heinricha Bölla, která je blízká německé Straně zelených, s hlavním sídlem na Hackesche Höfe v srdci Berlína, je samostatným právním politickým subjektem, který pracuje v duchu intelektuální otevřenosti. Prvotním cílem této nadace je podporovat politické vzdělávání a osvětu jak v Německu, tak i v zahraničí, a tak podporovat zapojení veřejnosti do demokratického rozhodování, sociálně-politickou aktivitu a vzájemné pochopení mezi kulturami.

Nadace rovněž poskytuje podporu umění a kultuře, vědě a výzkumu a rozvojové spolupráci. Při své činnosti se řídí základními politickými hodnotami jako jsou ekologie, demokracie, solidarita a nenásilí.

Díky její mezinárodní spolupráci s velkým počtem partnerů – v současnosti je počet projektů asi 100 v téměř 60 státech – se nadace soustřeďuje na posílení ekologického a občanského aktivizmu na celosvětové úrovni. To umožňuje výměnu nápadů a zkušeností a prohlubování naší vnímavosti a ostražitosti vůči změnám.

Spolupráce Nadace Heinricha Bölla na programech sociálně-politického vzdělávání a osvěty v zahraničí probíhá dlouhodobě formou projektů. Dalšími významnými nástroji mezinárodní spolupráce jsou výměnné pobyty, které zdokonalují výměnu zkušeností a vytváření politických sítí, jakož i základní a pokročilé školící programy pro angažované. Nadace Heinricha Bölla má okolo 180 zaměstnanců na plný úvazek a přibližně 320 podporujících členů, kteří poskytují pomoc jak finanční, tak i nemateriální povahy. Ralf Fücks a Barbara Unmüßig tvoří současnou správní radu Nadace Heinricha Bölla. Generální ředitelkou je Dr. Birgit Laubach. Další dva orgány, které se podílejí na vzdělávací a osvětové práci Nadace Heinricha Bölla, jsou: „Zelená akademie“ a „Feministický ústav“.

Nadace v současnosti provozuje zahraniční kanceláře a kanceláře projektů v USA, na arabském Středním východě, v Afghánistánu, Bosně a Hercegovině, Brazílii, Kambodži, Chorvatsku, České republice, El Salvadoru, Gruzii, Indii, Izraeli, Keni, Libanonu, Mexiku, Nigerii, Pákistánu, Polsku, Rusku, Jižní Africe, Srbsku, Thajsku, Turecku a u úřadu EU v Bruselu.

Pro rok 2005 měla Nadace Heinrich Bölla k dispozici téměř 36 milionů € z veřejných fondů.

*Heinrich Böll Stiftung – kancelář v Praze, Spálená 23 zadní trakt – vchod Spálená 21, 110 00, Praha 1, Česká republika
tel.: 251 814 173, fax: 251 814 174, e-mail: info@boell.cz*

*Heinrich Böll Foundation, Rosenthaler Str. 40/41, 10178 Berlin
tel.: +49 30.28534.0, fax: +49 30.28534.109, e-mail: info@boell.de, Internet: www.boell.de/nuclear, Germany*

Calla – Sdružení pro záchranu prostředí

P.O.Box 223 nebo Fráni Šrámka 35
370 04 České Budějovice
tel./fax: +420 38 73 10 166, tel.: +420 38 73 11 381
e-mail: calla@calla.cz, <http://www.calla.cz>

Sdružení Jihočeské matky

Nová 12
370 01 České Budějovice
tel./fax.: 387 312 650
e-mail: jihoceske.matky@ecn.cz, <http://www.jihoceskematky.cz>

Hnutí DUHA v Brně

Bratislavská 31
602 00 BRNO
tel.: 545 214 431
fax: 545 214 429
e-mail: info@hnutiduha.cz

Jaderná energie: Mýtus a skutečnost

Tematická řada šesti publikací k tématu jaderné energetiky, kterou vydává Nadace Heinricha Bölla, je příspěvkem do debaty o budoucnosti tohoto odvětví. Její vydání připadá na dvacáté výročí černo-bylské katastrofy. Publikace podávají aktuální přehled o situaci jaderného sektoru a vývoji diskuse o jeho budoucnosti v různých částech světa. Jejich cílem je poskytnout kvalitní informace politikům, úředníkům, novinářům, pracovníkům nevládních organizací i široké veřejnosti.

Nuclear Issues Paper Series

Editor: Felix Christian Matthes

Nuclear Power: Myth and Reality. By G. Rosenkranz

Nuclear Reactor Hazards. By A. Froggatt

The Nuclear Fuel Cycle. By J. Kreusch, W. Neumann, D. Appel, P. Diehl

Nuclear Energy and Proliferation. By O. Nassauer

The Economics of Nuclear Power. By S. Thomas

Nuclear Energy and Climate Change. By F. Ch. Matthes

Co-published by  wise

NUCLEAR ISSUES PAPERS AT THE www.boell.de/nuclear