ČESKÉ VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V PRAZE

Fakulta Elektrotechnická

Diplomová práce

Jaderné reaktory IV. generace

Vesecký Robert

Leden 2006

Anotace

Práce se zabývá nejnovějšími poznatky ve vývoji současných evolučních konceptů jaderných elektráren se zvýšenou pasivní a aktivní bezpečností. Největší část práce, je pak věnována revolučním projektům reaktorů IV. generace, určených pro nasazení kolem roku 2030. Jednotlivé koncepty vycházejí ze studie mezinárodního fóra GIF, sdružujícího deset států, které kritickým zhodnocením vybraly šest revolučních konceptů jaderných reaktorů. Tato práce se zabývá popisem jednotlivých reaktorových systémů, ekonomickými vyhlídkami, bezpečnostním přístupem, ochranou proti zneužití jaderného materiálu, energetickou přeměnou a palivovým cyklem od zavážky reaktoru až po konečné ukládání. V závěrečných dvou kapitolách je podán současný přístup k jaderné bezpečnosti a ukázány možnosti využití vyhořelého jaderného paliva.

Annotation

This work describes present innovative reactor's systems of generation III and III+ with special focus on future concepts of nuclear reactors, which should be available for international deployment about the year 2030. To advance nuclear energy to meet future energy needs, ten countries have joined together to form the Generation IV International Forum (GIF) to develop future-generation nuclear energy systems. This thesis covers overall summaries regarding the selection of six Generation IV systems, nuclear reactor and its energy conversion systems, fuel cycles and overall sustainability, economic outlook, approach to safety and reliability, path forward on proliferation resistance and physical protection, as well as necessary facilities for the entire fuel cycle from ore extraction to final waste disposal. Two extra chapters are devotes to fuel utilization including transmutation and fuel recycle technology and to basic safety principles of future nuclear power plants.

Prohlášení

Prohlašuji, že jsem tuto diplomovou práci vypracoval samostatně, pouze s využitím citovaných zdrojů.

Nemám závažný důvod proti užití tohoto školního díla ve smyslu §60 Zákona č. 121/2000 Sb., o právu autorském, o právech souvisejících s právem autorským a o změně některých zákonů (autorský zákon).

V Praze dne 26. 01. 2006

_____

Podpis

Chtěl bych touto cestou poděkovat Ing. Stanislavu Boučkovi za pomoc, cenné rady, připomínky a čas, který mi věnoval při psaní této diplomové práce.

Chtěl bych na tomto místě poděkovat rodičům za obětavou podporu během celého studia. Je jejich zásluhou, že jsem se mohl posledních více než pět let koncentrovat pouze na studium.

0 Úvod

Podle Světové rady pro energii (WEC) viz. [69] se globální potřeba zdrojů elektřiny během příštích 25 let zdvojnásobí. Emise CO_2 mohou v důsledku toho stoupnout až o 100 %. Zatímco zdroje uhlí a uranu jsou poměrně rovnoměrně rozprostřeny po celé planetě, u ostatních paliv je situace jiná. Saudská Arábie kontroluje 20 % světových zásob ropy, Rusko, Írán a Katar zase dohromady drží asi 60 % veškerého zemního plynu. Pro západní civilizaci přitom tyto státy nepředstavují zrovna stabilního a předvídatelného partnera. Ačkoliv je nezbytné se usilovně snažit o zvýšení účinnosti výroby energie, dosažení pokroku v jejich úsporách a v rozvoji obnovitelných zdrojů, není jisté, zda toto úsilí zredukuje budoucí dlouhodobou poptávku po energii v průmyslovém měřítku. Pro státy, které chtějí být na surovinách ze zahraničí nezávislé, a nemohou spotřebu pokrýt alternativními zdroji, pak mohou v současnosti využívat k výrobě elektřiny "pouze" uhlí a uran. Vzhledem k obrovskému množství CO_2 vypouštěného do ovzduší elektrárnami na fosilní paliva, vypadá v současnosti jaderná energetika jako "nejzelenější" zdroj energie.

V posledních dvaceti letech představuje celkový objem emisí oxidu uhličitého, ušetřený jadernou energetikou asi 9 % celkového množství všech plynů obsahujících uhlík emitovaných pro účely výroby energie (a 28 %, omezíme-li se pouze na produkci elektřiny) [37]. Široce se dnes diskutuje o problému dalšího snižování emisí. Přírodní zdroje pro výrobu energie s použitím jaderných procesů jsou relativně velké a mohly by se stát prakticky neomezenými, pokud bude možno využít uzavřený palivový cyklus a jadernou fúzi.

V mnoha zemích existují námitky veřejnosti vůči jaderné energii vzhledem k její spojitosti s jadernými zbraněmi a kvůli obavám o bezpečnost jaderných reaktorů. To je správné, neboť pro úspěšný vývoj není nad zdravou kritiku. Navíc je tu problém dlouhodobého ukládání radioaktivních odpadů. Tyto výhrady v principu nejsou iracionální, neboť existují jak velmi dlouhodobá, tak i krátkodobá zdravotní rizika. Problém však musí být nahlížen ve správné a objektivní perspektivě.

Všechny zdroje energie zahrnují jistá rizika, ať už v dobývání a přepravě paliv nebo v existenci vedlejších produktů např. ve formě škodlivých emisí. Jaderná energie zvítězí, až její příznivci prokáží, že její přednosti převažují nad negativy. Stejně tak však její oponenti musí navrhnout bezpečnější a realizovatelné zdroje energie, které uspokojí budoucí poptávku.

Společným cílem obou pak musí být nátlak na vlády všech zemí, aby rozvinuly a podporovaly programy úspor energií a životaschopné alternativní energetické zdroje.

Jelikož je téma reaktorů IV. generace poměrně nové, neexistuje k němu téměř žádná ucelenější literatura v češtině. Vzhledem k tomu, že jde o systémy, které budou uváděny do provozu za 20 až 30 let, je v současnosti těžké odhadnout, jak budou nakonec skutečné reaktory vypadat, popřípadě které z navržených systémů mají šanci na budoucí uplatnění. U všech z nich se mohou již v počáteční fázi výzkumu vyskytnout nepřekonatelné překážky. Ostatně mnoho vynálezů, ke kterým se lidstvo v minulosti upínalo, nemohlo být nakonec dovedeno do fáze realizace.

Tato práce by měla podat ucelený přehled o minulosti, současnosti a budoucnosti využívání jaderné energie, vývoji a zdokonalování reaktorů nynějších a vývoje reaktorů generace příští. O reaktorech IV. generace bych chtěl přinést poměrně podrobný popis, vzniklý kombinací oficiálních textů vydaných fórem GIF, příspěvků z konferencí a použitím výsledků z dnes fungujících prototypů těchto reaktorů. V závěru práce se krátce zmíním o bezpečnostních systémech budoucích reaktorů a o problematice vyhořelého paliva.

1 Minulost, současnost a perspektivy jaderné energetiky

1.1 Historický vývoj

Psal se rok 1942 a v Chicagu se podařilo týmu vědců vedených italským profesorem Enricem Fermim vyvolat první nepřetržitou štěpnou řetězovou reakci. Jednalo se o vzduchem chlazený, grafitem moderovaný reaktor, kde palivem byl přírodní uran. Ačkoliv byla první řetězová reakce spuštěna kontrolovaným způsobem, další výzkum rozhodně nezapřel, že se tak stalo v rámci amerického atomového projektu Manhattan, jehož hlavním úkolem bylo získání atomové zbraně. Co se tehdy podařilo, se obvykle označuje jako "rozbití atomu". Vědci tehdy našli způsob rozbití atomového jádra - hmoty skládající se z neutronů a protonů ve středu atomu. Při tomto procesu dochází ke ztrátě určitého množství hmoty a současně k uvolnění velkého množství energie. To vedlo k využití tepla z jaderné energie k výrobě elektřiny v atomových elektrárnách. Na rozdíl od atomové bomby probíhá v elektrárně reakce pomalu a pečlivě řízená.

O zásadní rozvoj jaderné energetiky, pokud se to tak dá nazývat, se zprvu přičinil zejména vojenský výzkum v průběhu druhé světové války a pozdější mohutné zbrojení během studené války. Začátkem roku 1943 se začali na kopec nad novomexickým městem Albuquerque stěhovat vojáci a tajuplní lidé v bílých pláštích. Los Alamos se stalo střediskem nejlepších vědců Spojených států i Evropy, kteří utekli před Hitlerem, a za nejpřísnějšího utajení zde vyvíjeli atomovou bombu, jejíž pomocí chtěli uspíšit konec druhé světové války. Po první zkoušce ze dne 16. července 1945, byla dne 6. srpna 1945 svržena první atomová bomba na japonské město Hirošima. V Sovětském svazu probíhal výzkum atomové zbraně také, ale Sověti měli na tomto poli značné zpoždění. Nicméně už v průběhu války ho začínali dohánět pomocí špiónů, kteří dostávali informace od levicově zaměřených lidí z Los Alamos a z dalších tajných laboratoří v USA.

Po válce šel vývoj atomových reaktorů svou vlastní cestou. Netýkal se jen výroby elektřiny, ale i pohonu ponorek, lodí, letadel a v jednu chvíli se vážně uvažovalo i o pohonu kosmických lodí. Nakonec se ukázalo, že by to však byl pro vědce příliš těžký úkol. Nicméně již v roce 1954 začala brázdit oceány první Americká ponorka Nautilus. Rusko dnes má největší jaderné podmořské loďstvo na světě.

Dalším impulsem pro vývoj reaktorů byla možnost přeměny uranu na plutonium. Plutonium, které se díky svému krátkému poločasu rozpadu v přírodě téměř nevyskytuje, je nejefektiv-

nější jadernou výbušninou - náplní pro atomové bomby. Proto ho Sovětský svaz i USA vyrobily v průběhu studené války obrovské množství a nyní pro něj hledají mírové uplatnění.

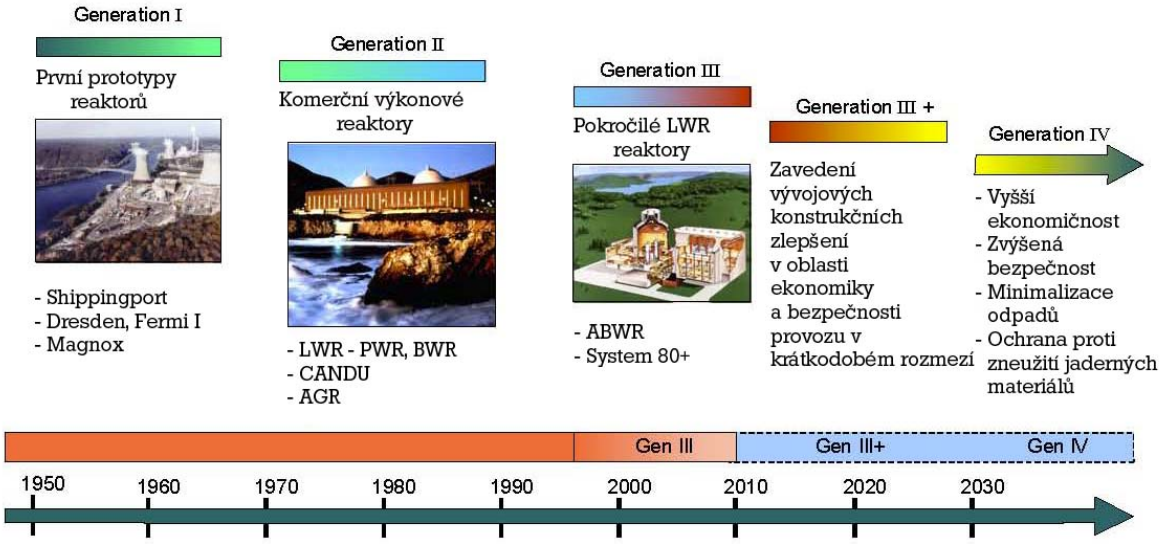
Cesta k mírovému využití. První pokusná jaderná elektrárna o výkonu 5 MWe byla spuštěna v SSSR ve městě Obninsk jihozápadně od Moskvy dne 25. července 1954. Britská atomová elektrárna dodala do sítě jako první v bývalém západním bloku elektrický proud dne 23. května 1956.

Jestliže za počátek jaderné éry je označován prosinec 1942, pak datem narození jaderné energetiky by byl bezesporu 8. prosinec 1953, neboť právě v tento den přednesl tehdejší americký president Dwight D. Eisenhower svůj slavný projev nazývaný "Atomy pro mír" (celý proslov v [71]), ve kterém mimo jiné navrhoval i vznik pozdější Mezinárodní agentury pro atomovou energii (MAAE). Krátce poté bylo rozhodnuto o výstavbě první "komerční" jaderné elektrárny Shippingport ve státě Pennsylvania. Dodavatelem reaktoru se stala firma Westinghouse, jež se opírala o zkušenosti svých vědců a inženýrů, kteří je nasbírali ve vojenských projektech. Za první skutečně komerční jednotku však MAAE označuje až elektrárnu Dresden-1 o výkonu 207 MW_e spuštěnou v roce 1960. V bývalém Československu byla první jaderná elektrárna A-1, typu KS-150 o výkonu 150 MW_e, uvedena do provozu 25. prosince 1972 v Jaslovských Bohunicích u Trnavy (dnešní Slovenská Republika).

Příznivý obraz jaderné energetiky však byl narušen již 28. března 1979, kdy došlo k havárii na druhém bloku elektrárny Three Mile Island nedaleko Harrisburgu ve státě Pennsylvania. Ač při této havárii došlo jen k velmi malému úniku radiace, a tudíž k zanedbatelným škodám na životní prostředí, utrpěla jaderná energetika značné škody na své pověsti, na důvěře občanů i politiků. Skutečnou katastrofu však pro jadernou energetiku znamenala havárie čtvrtého bloku ukrajinské jaderné elektrárny Černobyl. Na rozdíl od havárie na TMI-2 zde došlo k obrovskému úniku radioaktivních látek a bylo zasaženo značné území. Protijaderná hysterie, která se po havárii v Černobylu rozpoutala, měla pro jadernou energetiku jako obor katastrofální následky. Nezměnitelným faktem zůstane, že pro jadernou energetiku znamenala na více než deset let prakticky zmrtvení dalšího rozvoje. Ke změně tohoto stavu začalo pozvolna docházet až teprve v samém závěru století.

Historické rozdělení jaderných reaktorů. Na obrázku 1 vidíme přehled jednotlivých generací jaderných reaktorů, které jsou rozděleny zhruba následovně:

- **Generace I**: Prototypy komerčních reaktorů z 50. a 60. let, které již dnes nejsou v provozu.
- **Generace II**: Éra začala v 70. letech minulého století velkými komerčními elektrárnami. Reaktory postavené v 70. a 80. letech nyní tvoří páteř jaderné energetiky.
- **Generace III**: Někdy označované jako "pokročilé reaktory", vznikají od 90. let minulého století s množstvím evolučních prvků, které nabízejí významný pokrok z hlediska bezpečnosti a ekonomiky. Několik jich bylo postaveno zejména ve východní Asii a od roku 1996 fungují například v Japonsku. Do této kategorie spadá i nový tlakovodní reaktor EPR budovaný ve Finsku. Ve Spojených státech získal licenci reaktor AP-600 od Westinghouse Company, ale žádná nová elektrárna se zde zatím nestaví.



Obrázek 1. Vývoj jaderných reaktorů

- **Generace III+**: S uvedením do provozu se počítá kolem roku 2010, zatím prochází vývojem nebo jsou ve schvalovacím řízení u regulátorů. Patří sem především reaktory s kuličkovým keramickým palivem PBMR (s výstavbou počítá Čína), americký AP1000 a IRIS od firmy Westinghouse, ABWR a ESBWR od GE, GT-MHR, a také evropský SWR 1000. Všechny reaktory postavené do roku 2030 budou vybrány z této generace.
- **Generace IV**: Plán na jejich využití je rozvržen až do roku 2030, kdy životnost mnoha dnes provozovaných reaktorů bude u konce. Místo tradiční vody bude většina využívat k chlazení látky, umožňující provoz s mnohem vyšší teplotou, a tím i účinností. Podrobněji se budu celou problematikou zabývat v kapitole 3 a 4.

1.2 Současný stav

V současné době nabírá rozvoj jaderné energetiky nový dech. Řada zemí si začíná uvědomovat, že jadernou energii nelze jednoduše nahradit (pokud nepovažujeme palivový cyklus uhelných elektráren jako alternativu) a lidstvo se bez ní v současnosti, ale ani v budoucnosti, neobejde. Změna v tomto pohledu je způsobena zejména zvyšováním energetických potřeb v rozvojových zemích, problémy s alternativními zdroji či předpokládaným růstem cen ropy a zemního plynu.

V současné době (k 4. 1. 2006) je ve světě v provozu 443 bloků jaderných elektráren v jedenatřiceti zemích s celkovým instalovaným výkonem 369,7 GW_e. V Evropské Unii (25 zemí) je provozováno 153 bloků v 13 zemích o výkonu 133,7 GW_e. Ve světě je ve výstavbě dalších 24 bloků v 10 zemích, v plánu a výhledu 103 bloků v 21 zemích (nejvíce Čína (24), která plánuje zvýšit jaderné kapacity během příštích 15 let ze současných 8,6 GW_e na 32 - 40 GW_e a Indie (24), která plánuje zvýšit jaderný podíl 10x. V Rusku má být zvýšena jaderná kapacita ze současných 21,7 GW_e na 40 - 45 GW_e do r. 2020 (nyní jsou zde ve výstavbě čtyři bloky o celkovém výkonu 3775 MW_e)). Jaderná energetika se podílí na výrobě elektřiny ve světě 17, v EU 34 a např. ve Francii téměř 80 procenty (78,3) (údaje z roku 2004). Seznam atomových elektráren ve světě například v [45]. Počet, typ a výkon elektráren v provozu a ve výstavbě k datu 6. 1. 2006 jsou uvedeny v následující tabulce.

	V provozu		Ve výstavbě	
Typ	Počet jednotek	Celkem MW_e	Počet jednotek	Celkem MW_e
ABWR	4	5259	2	2600
AGR	14	8380	0	0
BWR	90	79114	0	0
FBR	3	1039	1	470
GCR	8	2284	0	0
LWGR	16	11404	1	925
PHWR	41	20963	7	2645
PWR	214	205365	3	2766
VVER	53	35870	10	9499
Celkem:	**443**	**369678**	**24**	**18905**

Tabulka 1. Počet, výkon a typ elektráren v provozu a výstavbě k 6. 1. 2006

Na území České Republiky byl zahájen provoz první jaderné elektrárny Dukovany v srpnu 1985, nyní jsou v provozu čtyři bloky s tlakovodními reaktory typu VVER 440 - model

V 213, každý o elektrickém výkonu 440 MW_e. V témže roce byla zahájena výstavba jaderné elektrárny Temelín, která byla uvedena do provozu v letech 2002 až 2003 a která vyrábí elektřinu ve dvou výrobních blocích s tlakovodními reaktory VVER 1000 typu V 320 s celkovým instalovaným elektrickým výkonem 2000 MW_e. Jaderné elektrárny se v ČR podílejí na výrobě elektrické energie asi 35 procenty.

Dalších 56 zemí provozuje 284 výzkumných reaktorů využívaných pro materiálový výzkum a lékařství. Všechna tato zařízení a jaderné materiály v nich využívané jsou pod přísnou kontrolou mezinárodní agentury pro atomovou energii ve Vídni (IAEA). U nás je od roku 1982 v areálu ÚJV Řež a.s. v provozu výzkumný reaktor s označením LVR-0 o jmenovitém tepelném výkonu 1 kW_t, ke kterému později přibyl další s označením LVR-15 a maximálním tepelném výkonu 10 MW_t. Od roku 1990 je pak v provozu školní lehkovodní reaktor VR – 1 Vrabec, v areálu FJFI ČVUT v Praze o jmenovitém tepelném výkonu 1 kW_t (krátkodobě až 5 kW_t).

1.3 Budoucnost jaderné energetiky

1.3.1 Potřeba dalšího výzkumu

Aby byly zajištěny dostatečné dodávky energie pro budoucí generace, je třeba realizovat rozsáhlý a dlouhodobý program výzkumu a vývoje, který by zahrnoval všechny možné varianty trvale udržitelné výroby energie včetně jaderného štěpení a jaderné fúze. Problémy spojené s trvale udržitelnou průmyslovou výrobou jaderné energie překračují hranice států. Výzkum a vývoj by tedy měl být prováděn v mezinárodním evropském (celosvětovém) měřítku v rámci některé mezinárodní instituce.

1.3.2 Potřeba veřejné diskuse

Má-li jaderná energetika přispět k vyřešení problému pokrytí budoucích potřeb energie a pomoci potlačit závažné následky jiných, dosud používaných zdrojů na životní prostředí, je nutné, aby se jí dostalo podpory veřejnosti. Je tedy nezbytné znát názory veřejnosti a angažovat se v dialogu s ní. Teprve tehdy, až se veřejnost podaří čestně přesvědčit, že klady převažují nad riziky, bude jaderná energie akceptována. Smutným příkladem nechť nám je Rakousko, kde se podařilo laickou veřejnost zmást natolik, že ani moderní jaderná elektrárna, která tam stojí, nemohla být spuštěna.

Pro další rozvoj jaderné energetiky je nutno splnit následující podmínky:

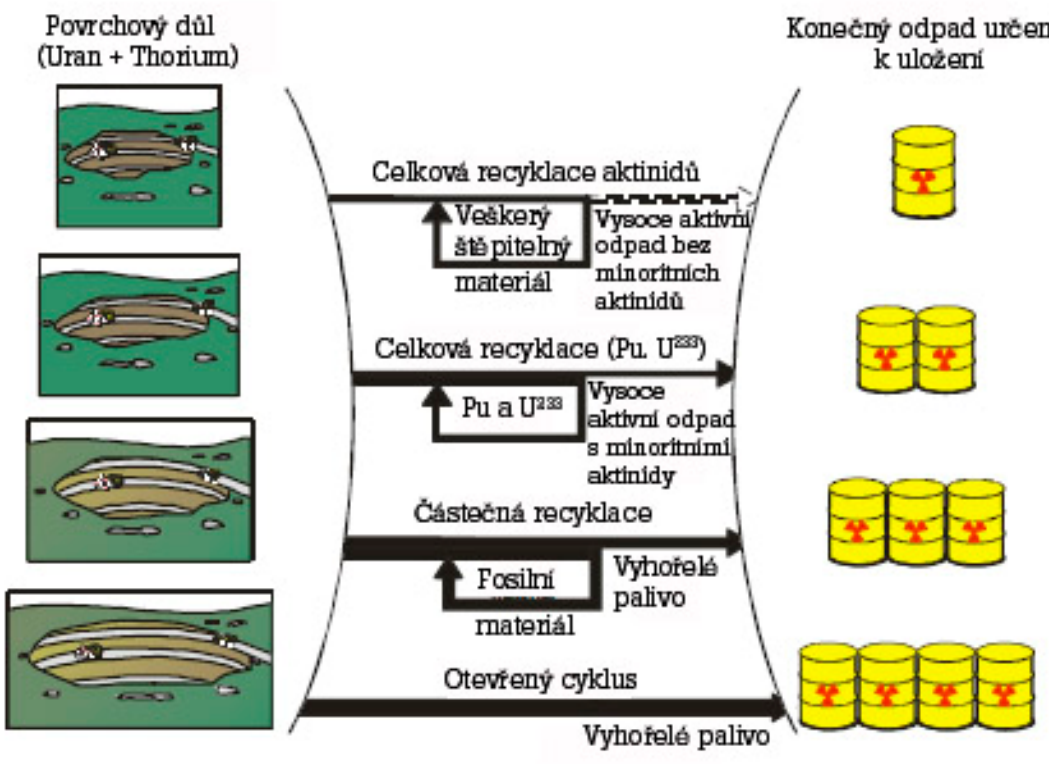
- Kontinuální zvyšování technické a ekonomické úrovně projektů (zjednodušený design, modulární jednotky, pasivní bezpečnostní systémy, zálohování a diverzifikace funkcí informačního a řídícího systému I&C (Instrumentation and Control) a snížení rizika havárií s tavením aktivní zóny).
- Zvyšování a sjednocování legislativní úrovně bezpečnosti provozu JE mezinárodními normami.
- Harmonizace priorit provozovatelů a předpisů dozorných orgánů v jednotlivých zemích.
- Poskytování a šíření objektivních informací, přesnost ve veřejné debatě a pozitivní změna přístupu veřejnosti a politiků k jaderné energetice.
- Dořešení otázky skladování, dalšího využití a konečného ukládání vyhořelého paliva (mezisklad, transmutace, úložiště) a likvidace zařízení po ukončení provozu.
- Dostatek finančních zdrojů na investiční výstavbu JE (deregulace cen a liberalizace trhu s energií a zlepšená úvěrová politika velkých bank a pojišťovacích společností pro nové jaderné zdroje).
- Zachování kontinuity jaderně energetického know-how výchovou nových nástupnických kapacit jaderných odborníků.

Významný posun z pohledu dalšího rozvoje jaderné energetiky nastal na počátku tohoto tisíciletí, kdy bylo založeno mezinárodní fórum označované GENERATION IV – GIF a které tvoří deset zakládajících států: Argentina, Brazílie, Kanada, Francie, Japonsko, Jižní Korea, Jihoafrická Republika, Švýcarsko, Velká Británie, Spojené Státy Americké a později se připojila Evropská Unie, kterou zastupuje EUROATOM. V současné době zvažuje své připojení Indie.

1.3.3 Palivový cyklus a jeho udržitelnost z dlouhodobého pohledu

Studie skupiny FCCG (Fuel Cycle Crosscut Group) definovala čtyři obecné skupiny jaderných palivových cyklů podle průchodu paliva reaktorem na otevřený (nebo též jednorázový) palivový cyklus (1), cyklus s částečnou recyklací plutonia (2), s úplnou recyklací plutonia (3)

a palivový cyklus s úplnou recyklací transuranových prvků[1] (4). Velikost úspory paliva a minimalizace jaderného odpadu je naznačena na obrázku 2.



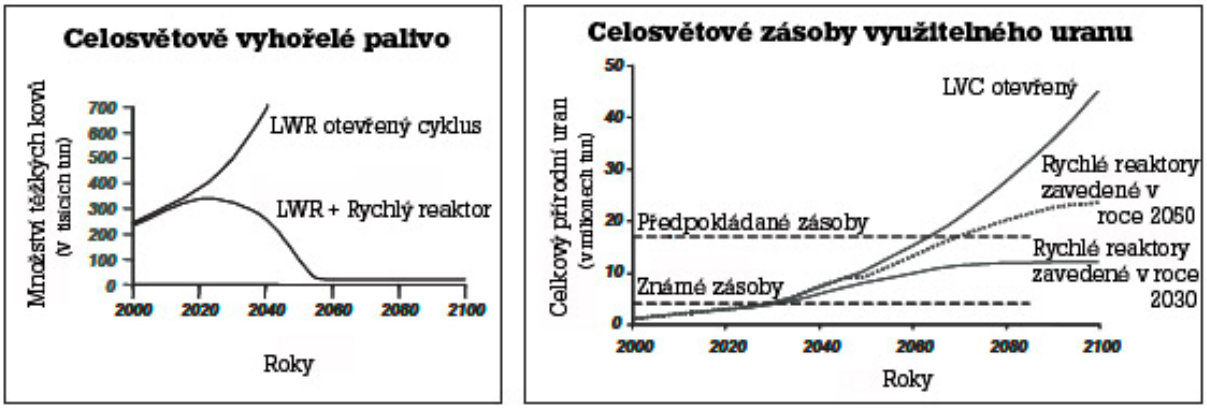
Obrázek 2. Alternativy palivového cyklu

Výrobci si začínají uvědomovat, že nelze provozovat otevřený palivový cyklus bez toho, aniž by bylo zřejmé, co s vyhořelým palivem. Toto začíná být závažný problém, vyžadující vybudování nových hlubinných úložišť v průběhu několika příštích desetiletí[2]. Navíc, pokud nenastane zásadní průlom v hornictví nebo extrakčních technologiích, pak podle odhadu FCCG, existující a předpokládané zásoby uranu jsou dostačující pro otevřený palivový cyklus jen na dalších asi padesát let (obrázek 3 vpravo). Tenčící se zásoby uranu navíc jistě zvednou jeho cenu.

Systém, pracující s uzavřeným palivovým cyklem představuje snížení úložných prostorů a požadavků na jejich provedení. Pokročilá strategie ve zpracování odpadů zahrnuje transmutaci vybraných aktinoidů[3], efektivní využití odpadního tepla, flexibilní dočasný sklad a uzpůso-

[1] Prvky, které mají atomové číslo vyšší než uran.
[2] Typická velikost úložiště je řádově 100 000 tun.
[3] Prvek ze skupiny chemických prvků od aktinia po lawrencium. Jedná se o radioaktivní prvky s protonovými čísly většími než 90 a s velmi dlouhými poločasy rozpadu.

bení odpadů k jejich uložení. Tato strategie redukuje množství dlouhodobě radioaktivního materiálu k finálnímu geologickému uložení minimálně o jeden řád, bez většiny těžkých, dlouhodobě aktivních prvků. Všechny tyto kroky povedou k mnohem efektivnějšímu využití skladových prostor a větší bezpečnosti konečné likvidace radioaktivních odpadů.



Obrázek 3. Vyhořelé palivo, zásoby uranu

Jelikož uzavřený palivový cyklus, resp. fáze recyklace, může být chápán jako příležitost pro zneužití jaderného paliva, chceme se u pokročilých separačních technologií čtvrté generace vyvarovat separaci plutonia a začleňujeme další prvky pro zamezení zneužití, snížení atraktivnosti paliva a zvýšení bezpečnosti v každé fázi palivového cyklu.

V nejpokročilejších palivových cyklech, využívající reaktory s rychlými neutrony a rozsáhlou recyklací, je možné snížit radiotoxicitu všech odpadů tak, že požadavky na dobu konečného uložení mohou být sníženy o několik řádů[4]. To by mohlo mít celosvětově blahodárný dopad na podobu budoucích úložišť a na zařízení pro likvidaci radioaktivních odpadů. Tento scénář může být naplněn pouze při dlouhodobém výzkumu a vývoji recyklačních technologií.

Studie taktéž prokázaly schopnost kombinace různých reaktorů pracujících v symbiózním palivovém cyklu. Je například zjištěna výborná spolupráce tepelného a rychlého reaktoru. Rychlý reaktor totiž dokáže výborně využít recyklované aktinoidy z tepelného reaktoru a ukazuje možnost snížení jejich celosvětové zásoby. To je také jeden z důvodů, proč fórum GIF nevybralo jediný reaktorový systém, ale systémy, které mohou fungovat ve vzájemné symbióze. To zároveň přispívá k dalšímu snížení výrobní ceny elektřiny, potřeby paliva a množství materiálu určeného k finálnímu uložení.

[4] Odhaduje se čas kolem 1000 let, což je proti době dnes ukládaného vyhořelého paliva výrazné zkrácení.

2 Principy současných reaktorů

2.1 Dělení

Reaktory můžeme dělit podle několika hledisek (například viz. [32]). Jednak podle počtu chladících okruhů na *jednookruhové*, kde probíhá výroba páry, popř. ohřev helia pro plynovou turbínu přímo v aktivním prostoru reaktoru, nebo *víceokruhové*, kde se teplo z reaktoru předává sekundárnímu okruhu. Někdy se mezi tyto dva okruhy vkládá z bezpečnostních důvodů ještě další okruh (např. v případě chlazení tekutým sodíkem nebo roztavenými solemi). Podle neutronového spektra můžeme reaktory dále dělit na *tepelné*, kde štěpení těžkých prvků způsobují tepelné neutrony s energií ~ 0,025 eV. Ty mají v aktivní zóně moderátor, který snižuje kinetickou energii neutronů na úroveň nejvyšší pravděpodobnosti štěpení. U *rychlých* reaktorů vyvolávají štěpení rychlé, nezpomalené, neutrony. Podle druhu moderátoru pak na *lehkovodní*, moderované lehkou vodou (H_2O), *těžkovodní*, moderované D_2O a *grafitové*. Podle druhu použitého chladiva pak na reaktory *chlazené plynem*, většinou oxidem uhličitým nebo heliem, *chlazené vodou*, lehkou nebo těžkou, *chlazené organickými látkami*, kde jsou chladivem polyfenyly, a konečně reaktory *chlazené tekutým kovem*, nejčastěji sodíkem, ale možno také olovem a dalšími kovy. Podle toho, zda-li dochází v aktivní zóně reaktoru k varu chladiva, můžeme reaktory rozlišovat na *varné* a *tlakovodní*. Podle IAEA můžeme dnes používané reaktory rozdělit podle následující tabulky. V závorkách jsou uvedeny běžně používané anglické zkratky, které budu v dalším textu používat.

Typ reaktoru	Moderátor	Chlazení	Označení
Tepelný	Lehká voda	H_2O	Tlakovodní (PWR)
			Varné (BWR)
	Grafit	CO_2	Plynem chlazené (GCR) a zdokonalené (AGR)
		He	Vysokoteplotní (HTGR)
		H_2O	Vodou chlazený (LWGR)
	Těžká voda	D_2O	Těžkovodní CANDU (PHWR)
		H_2O	Těžkovodní, chlazený obyčejnou vodou (HWLWR)
		CO_2	Těžkovodní, chlazený plynem (HWGCR)
Rychlý	Bez moderátoru	Na	Rychlý množinový (FBR)

Tabulka 2. Základní rozdělení reaktorů

Další dělení může být např. podle štěpného materiálu. Uran může být použit buď v *přírodním* nebo v *obohaceném* stavu (slabé obohacení do 5 %, střední do 25 %, silné až do 95 % ^{235}U). Různá může být i chemická vazba štěpného materiálu; používá se kovový uran, oxid uranu (UO_2), směs uranu a plutonia (MOX), karbid uranu (UC), popř. nitrid, silicid nebo fluorid. Podle formy paliva můžeme reaktory dělit na *homogenní*, kde je palivo rozptýlené nebo rozpuštěné přímo v moderátoru, a na *heterogenní*, kde je palivo ve formě palivových článků. Podle konstrukčního uspořádání a řešení průtoku chladiva rozlišujeme reaktory *s tlakovou nádobou*, kde je chladivo a aktivní zóna spolu s řídícími tyčemi a vnitřním zařízením reaktoru uvnitř této nádoby, nebo *s tlakovými kanálky*, kdy je každý palivový článek v samostatné trubce.

2.2 Lehkovodní reaktory (LWR)

2.2.1 Tlakovodní reaktor (PWR/VVER)

Historie. Tlakovodní jaderný reaktor byl vyvinut americkou firmou Westinghouse před více než čtyřmi desítkami let jako kompaktní zdroj energie pro americké námořnictvo. Jeho přednosti se však ukázaly být natolik významné, že byl přizpůsoben i pro použití v jaderných elektrárnách. První generace tlakovodních reaktorů se komerčně používá od roku 1961, kdy byla spuštěna jaderná elektrárna Yankee Rowe v USA o výkonu 167 MW_e/600 MW_t. Tlakovodní reaktory byly dále vyvíjeny a dnes jsou standardně používány reaktory o výkonu až 1600 MW_e. Vůbec nejpoužívanějšími se tlakovodní reaktory staly také proto, že firma Westinghouse prodala licenci na jejich výrobu německé firmě Kraftwerk Union (Siemens), francouzské Framatome a japonské Mitsubishi Heavy Industries. Vlastní tlakovodní reaktor pak vyvinuly další dvě americké firmy - Combustion Engineering a Babcock Wilcox. Téměř souběžně s USA byl tlakovodní reaktor vyvíjen v Sovětském svazu, kde roku 1964 připojují na síť Novoroněžskou jadernou elektrárnu typu VVER o výkonu 210 MW_e.

Princip. V tepelném reaktoru se rychlé (vysoko-energetické) neutrony, generované ve štěpné reakci zpomalují pomocí moderátoru na úroveň "tepelné" energie pružnými srážkami s lehkými prvky. Vynikajícím moderátorem je těžká voda, dobrým moderátorem je grafit a intenzívní zpomalování neutronů probíhá i v obyčejné vodě [32]. V reaktoru vzniká teplo především zpomalováním produktů štěpení, které vznikají po rozštěpení jader uranu ^{235}U. Toto teplo je z reaktoru odváděno vodou, která reaktorem protéká a ochlazuje jeho aktivní zónu. Vysoký tlak, jež v reaktoru a v celém primárním okruhu je, zabraňuje vodě ve varu (odtud název tlakovodní reaktor). Z reaktoru proudí ohřátá voda do tepelného výměníku -

parogenerátoru - kde svoji tepelnou energii předává vodě cirkulující v odděleném sekundárním okruhu. Tlak vody je zde nižší než v primárním okruhu a voda se tudíž může přeměnit v páru. Pára z parogenerátoru proudí do turbíny, kterou roztáčí působením na její lopatky. Z turbíny je pára odváděna do kondenzátorů, kde se sráží na vodu (kondenzuje). Chlazení kondenzátorů zajišťuje třetí tzv. chladicí okruh elektrárny.

Bezpečnost. Předností tlakovodních reaktorů je vedle jejich jednoduchosti i tzv. inherentní bezpečnost. Tento termín vyjadřuje, že k bezpečnému provozu reaktoru významně přispívají fyzikální principy využité při jeho konstrukci. Voda, která protéká reaktorem a ochlazuje ho, zároveň umožňuje, aby jaderná reakce vůbec probíhala. Voda totiž zpomaluje uvolněné rychlé neutrony na úroveň jejich tepelné energie, čímž vzrůstá pravděpodobnost, že při srážce s jádrem atomu ^{235}U toto jádro rozštěpí. Fyzikální vlastnosti vody tedy umožňují, aby řetězová štěpná reakce vůbec probíhala, ale zároveň nedovolují, aby se její intenzita libovolně zvyšovala, protože se vzrůstající teplotou vody se snižuje její brzdicí účinek na neutrony.

Francouzsko-německý EPR od AREVA Group (Framatome ANP, Siemens (NPI)). Pokročilý reaktorový systém EPR je založen na dlouhodobých technologických zkušenostech firem Frameatome a Siemens s reaktory PWR. Celý reaktor, včetně příslušenství, obklopuje dvojdílný betonový kontejnment. Vnitřní kontejnment z předpjatého betonu je odolný proti přetlaku v případě exploze primárního okruhu včetně parogenerátorů. Vnější železobetonový plášť je pak odolný mj. i proti pádu letadla. V prostoru mezi nimi je udržován podtlak. Jako paliva se používá oxid uraničitý mírně obohacený uranem ^{235}U (do 5%), popřípadě směs uranu a plutonia (UO_2 a PuO_2) označovaná jako MOX (Mixed Oxide Fuel). Výkon elektrárny by měl být (4250 – 4500 MW_t)/(1600 – 1750) MW_e s účinností 36 % a tlakem na výstupu 7,8 MPa. Vyhořívání paliva by mělo být větší než 60 GWd/t a doba života 60 let.

Americký tlakovodní reaktor AP600 a AP1000 od BNFL Group (Westinghouse). Reaktor AP1000 je pokročilý jaderný reaktor s předpokládaným elektrickým výkonem 1117 až 1154 MW_e (3415 MW_t) jehož výhody spočívají zejména v jednoduchém designu, modulovém konstrukčním uspořádání, zvýšení bezpečnosti zavedením pasivních bezpečnostních systémů a nižší hustotě energie v aktivní zóně, zjednodušeném ovládání a snížení konstrukčních nákladů. Reaktor AP1000 je logickým pokračováním k dnes již funkčnímu reaktoru AP600. Systémy pasivní bezpečnosti jsou zde podstatně jednodušší než u klasických reaktorů PWR. Využitím systémů pasivní bezpečnosti s tepelnými výměníky a autonomním ochlazováním vnitřního ocelového kontejnmentu, nad kterým je umístěna betonová ochranná obálka, se

podařilo podstatně snížit počet čerpadel, nádrží, výměníků, potrubí, ventilů a dieselgenerátorů. V případě havárie aktivní zóny nebo poškození tlakového okruhu parogenerátorů dokáží tepelné výměníky pasivního systému v každé smyčce bezpečně odvádět teplo přirozenou cirkulací. Dvě nádrže a dva tlakové vodní akumulátory mají za všech okolností doplňovat chladicí vodu s borem. Během prvních deseti hodin po havárii by se kontejnment zaplavil vodou. Hromadící se teplo by pak odváděl mezerou mezi ocelovým a betonovým pláštěm kontejnmentu chladicí vzduch bez potřeby přívodu elektrické energie. Koncentraci radioaktivních zplodin v kontejnmentu sníží pasivní sprchovací systém, který využije vodu s přídavkem kyseliny borité v několika nádržích, z nichž bude automaticky vytlačována stlačeným dusíkem. Díky tomu odpadá řada čerpadel, potrubí, ventilů a řídicích prvků. Činnost tohoto systému má být natolik automatizována, že nebude v prvních třech dnech těžké havárie vyžadovat žádný zásah obsluhujícího personálu.

Konstrukčně připadají na každý reaktor dva parogenerátory, spojené přes jednu teplou a dvě studené větve, a čtyři napájecí čerpadla. Maximální teplota horké větve, vedoucí z reaktoru je 321 °C. I přes veškeré snahy ušetřit se pohybuje základní vklad přibližně na 1200 UDS za kilowatt výkonu elektrárny při konstrukční době třiceti šesti měsíců. Výrobní cena elektřiny se pak pohybuje kolem 3,5 centů/kWh s dobou života 60 let.

Švédská koncepce reaktoru PIUS. Systém PIUS (Process Inherent Ultimate Safety) neobsahuje žádné aktivní bezpečnostní prvky. Jedná se o středně velký 640 MW_e/2000 MW_t pokročilý tlakovodní reaktor od ABB, využívající přírodních zákonů k vykonávání kontrolních a bezpečnostních funkcí. Teplota na vstupu je 260 °C, na výstupu 290 °C při tlaku 9MPa. Dle tohoto projektu leží celý reaktor potopen v podzemím bazénu, obklopen vodou vysoce obohacenou borem. Borová voda slouží k odstavení reaktoru a chlazení jádra přirozenou cirkulací v případě nehody. Systém nepoužívá řídící tyče, reakce je řízena změnou koncentrace kyseliny borité a teplotou vody v primárním okruhu. Oproti ostatním současným tlakovodním reaktorům vyžaduje reaktor větší reaktorovou nádobu z předpjatého betonu, která zahrnuje jak modul reaktoru, tak boritý bazén. Zvýšené náklady nutné pro výstavbu bazénu se kompenzují tím, že není nutná výstavba kontejnmentu.

IRIS od firmy Westinghouse. Jde o středně velký (1000 MW_t) reaktor chlazený vodou, který by měl projít certifikačním procesem v letošním roce. S výstavbou prvního modulu se počítá v letech 2012 - 2015. Tento lehkovodní reaktor byl ve vývoji mezinárodního konsorcia firem po tři roky. Reaktor má menší jádro a jako celek potřebuje méně vody. Pohon řídících tyčí a

celý chladící systém včetně parogenerátoru, napájecího čerpadla, kompresorů a neutronových reflektorů jsou v jedné tlakové nádobě, umístěny nad sebou, takže v případě nehody umožní pasivní přenos tepla přirozenou cirkulací. Tato integrovaná nádoba je proto větší, ale velikost kontejnmentu reaktoru IRIS (The International Reactor Innovative and Secure) je pouhým zlomkem oproti klasické PWR elektrárně. Jednotky mohou být postaveny i jako malé moduly.

Ruský VVER 1000 (OKB GP, Atomstrojexport). Aktivní zóna reaktoru VVER (Vodo - Voďanoj Energetičeskij Reaktor) obsahuje 163 palivových souborů. Reaktor má výkon 3120 MW_t/1000 MW_e při tlaku 15,7 MPa, vstupní teplotu 290 a výstupní 320 °C. Obohacení paliva izotopem ^{235}U asi na 3 až 4 procenta. Chladivem je čistá demineralizovaná voda s přídavkem kyseliny borité, která u tlakovodních reaktorů slouží k regulaci pomalých změn reaktivity. Regulace výkonu se tedy děje dvěmi způsoby. Rychlé změny jsou korigovány pomocí regulačních tyčí. Pomalé změny, které souvisí s postupným vyhořováním paliva, se kompenzují změnou koncentrace kyseliny borité v chladivu. V rámci ruského státního programu "Ekologicky čistá energetika", byl zpracován projekt se zvýšenou pasivní a inherentní bezpečností VVER 640, který zahrnuje většinu nových inherentních a pasivních bezpečnostních systémů a je poprvé v ruské praxi vyzbrojen dvojitým kontejnmentem. Další vývojovou etapou je vypracování unifikovaného projektu JE, který by obstál i ve světle bezpečnostních požadavků IAEA.

2.2.2 Varné reaktory (BWR)

Varný reaktor BWR je dnes druhý nejrozšířenější typ. Ve světě pracuje těchto reaktorů 94, což je asi 21 % z celkového počtu. Používají vodu jako chladiva i jako moderátoru, ale k tvorbě páry dochází přímo v aktivní zóně reaktoru. Palivem je mírně obohacený uran ^{235}U ve formě válečků oxidu uraničitého uspořádaných do palivových tyčí. Výměna paliva probíhá při odstaveném reaktoru zpravidla jednou za jeden až jeden a půl roku. Aktivní zóna je podobná aktivní zóně tlakovodního reaktoru. První experimentální elektrárna byla uvedena do provozu již v roce 1954 (EBWR v USA). Základní předností je nižší tlak v primárním okruhu, odpadají parní generátory a reaktor má vyšší účinnost. Nevýhodou je nižší koeficient bezpečnosti, možné přenášení radioaktivity až do turbíny a to, že společný režim úpravy vody pro reaktor i turbínu vylučuje použití kyseliny borité pro kompenzaci přebytečné reaktivity. Pára, shromážděná nad aktivní zónou, proudí separátorem, kde se její vlhkost snižuje na 5 % a sušičem, kde se vysušuje na vlhkost 0,1 %. Elektrárny s reaktory BWR jsou tedy jednookruhové. Na vstupu do turbíny má pára tlak kolem 7 MPa a teplotu 290 °C.

Varný německý reaktor SWR 1000 od AREVA Group (Framatome ANP – Siemens). Pokročilý varný reaktor SWR (Siede Wasser Reaktor) je vyvíjen Siemensem v kooperaci s Dánským a Švýcarským vývojovým centrem a německými TVO a EDF. Hlavním rysem tohoto (3370 MW_t/1254 MW_e) reaktoru je zejména pasivní systém kontroly nehod a přechodných stavů. Koncept vychází z mnohaletých zkušeností mezinárodního konsorcia NPI (Nuclear Power International) a systém by se měl zcela obejít bez aktivních systémů vstřikováním chladiva a oběhovým dochlazováním. Jakmile by z jakýchkoliv důvodů došlo k nebezpečnému poklesu hladiny vody v reaktoru a klesl její tlak, spustí snímače pasivní ochrany ve výměnících tepla bez ohledu na operátory bezpečnostní systém: havarijně odstaví reaktor, odtlakuje tlakovou nádobu a zaplaví reaktor vodou. K žádné akci není třeba ani elektrické energie zvenčí, ani signálů od operátorů. Bez zdroje elektrického proudu se obejde i odvádění zbytkového tepla z aktivní zóny pomocí tzv. havarijních kondenzátorů, a stejným způsobem by bylo odváděno teplo i z kontejnmentu. Díky tomu můžeme počítat s přijatelnou cenou za kWh i při středně velkých elektrárnách okolo 1000 MW_e (s přihlédnutím k počátečním nákladům) s účinností 37,2 %.

Ekonomický zjednodušený varný lehkovodní reaktor ESBWR. Společnost GE Energy předložila 25.srpna 2005 úřadu NRC ke schválení nový projekt jaderného bloku ESBWR, který vychází z koncepce SBWR. V předložené podobě jde o reaktor 4500 MW_t/1550 MW_e, jenž je popsán dokumentací na 7500 stranách a kterou tvořili specialisté více než deset let. GE očekává, že projekt bude posouzen do konce r. 2006 a že následně obdrží projektovou certifikaci. Dříve takové schvalování trvalo 42 - 60 měsíců. Již projekt SBWR byl značně zjednodušený varný reaktor, využívající přirozené cirkulace teplonosné látky, pasivního systému nouzového chlazení a pasivního odvodu teplonosné látky z vnitřních bazénů a ochranné obálky. Použití samostatného kondenzátoru navíc umožňuje odvádět v případě potřeby veškerý tepelný výkon aktivní zóny.

Švédský BWR 90+ od BNFL Group (Westinghouse Atom). Firma ABB Atom ve spolupráci s finským vývojovým centrem TVO (Teollisuuden Voima Oy) vyvinuly evoluční studii BWR 90 a BWR 90+ dřívější verze reaktoru BWR pracujících ve Švédsku a Finsku s upravenou bezpečností a provozuschopností. Reaktor pracuje s nízkoobohaceným uranem ^{235}U (2,1 až 2,6 %) při tlaku 7 MPa a teplotou páry na výstupu z reaktoru 286 °C s velikostí elektrárny okolo 1500 MW_e.

Americký ABWR od General Electric. Jedná se o velký (3926 MW_t/1356 MW_e) reaktor využívající jako paliva UO_2 a $UO_2 – Gd_2O_3$ s procentem obohacení 3,2 %. Teplota vody na vstupu je 215,5 °C, na výstupu 287,4 °C. Výstavba trvá čtyři roky za cenu 1400 až 1600 USD za kW podle země výstavby. Reaktor ABWR dosud získal licenci v USA, Japonsku a na Tchai-wanu.V roce 1996 vyhrála firma GE tendr v celkové výši 1.8 miliard dolarů na výstavbu dvou moderních reaktorů ABWR o celkovém výkonu 2700 MW_e na Tchaj-wanu.

2.3 Grafitové reaktory (grafitem moderované)

2.3.1 Plynem chlazený (GCR/AGR)

Grafitem moderovaný reaktor s přírodním uranem jako palivem, Fermiho Chicago Pile No. 1 (USA 1942), byl vlastně prvním jaderným reaktorem na světě. Jde o magnoxové, plynem chlazené reaktory moderované grafitem (GCR), kde chladivem je oxid uhličitý, palivem přírodní kovový uran ve formě tyčí, pokrytých oxidem magnesia, a moderátorem grafit. Ty byly později nahrazeny zdokonaleným, plynem chlazeným reaktorem (AGR), kde chladivem je oxid uhličitý a palivem nízkoobohacený uran ve formě oxidu uraničitého. Reaktorů Magnox GCR se používá ve Velké Británii a Japonsku, reaktoru AGR zatím pouze ve Velké Británii. Aktivní zóna se skládá z grafitových bloků (moderátor), kterými prochází několik tisíc kanálků; do každého se umisťuje několik palivových tyčí. Aktivní zóna je uzavřena v kulové ocelové tlakové nádobě s betonovým stíněním. Palivo se vyměňuje za provozu. Použitím keramického paliva UO_2 a obalů článků z nerezavějící oceli umožňuje práci s vysokými parametry (16,2 MPa, 565 °C) pro konvenční plynové turbíny s účinností elektrárny až 42 %.

2.3.2 Vodou chlazený (LWGR/RBMK)

Reaktor RBMK (Reaktory Bolshoi Moshchnosti Kanalynye) je stejný jako varný BWR, avšak není moderovaný vodou, ale grafitem. Palivem je přírodní nebo slabě obohacený uran ve formě oxidu uraničitého. Skládá z množství trubek obalených grafitem (asi 1643) a to celé je přikryto betonovou deskou o hmotnosti 1000 t, přičemž v každé trubce je jeden palivový soubor. Výhodou je, že nemá druhý okruh, vařící voda proudí přímo do turbíny, čímž odpadají tepelné ztráty. Další výhodou je, že trubky se dají jednoduše odmontovat, čímž je možno naráz vyměnit značnou část paliva. Odpadá také nákladná konstrukce tlakové nádoby. Při nesprávném zacházení je bohužel tento reaktor velmi nebezpečný. Kvůli odlišné konstrukci se při zvýšeném tlaku a teplotě, nebo při úniku vody z okruhu chová fyzikálně jinak než lehkovodní typ a při pozdním zásahu může dojít k havárii. Reaktory RBMK pracují pro vojenské

účely již od roku 1948 z důvodu produkce plutonia. V bývalém sovětském bloku bylo postaveno 17 bloků, 15 z nich je stále v provozu, 11 v Rusku, 2 na Ukrajině a 2 v Litvě. Postavené bloky mají výkon 1000 MW_e, dva bloky v Litvě pak každý 1300 MW_e. Po havárii v Černobylu bylo přijato několik podstatných bezpečnostních vylepšení tak, aby se podobné neštěstí již nemohlo opakovat.

2.3.3 Vysokoteplotní (HTGR)

Hlavní výhodou těchto reaktorů je vysoká pracovní teplota, tudíž lze dosáhnout vyšší účinnosti elektrárny (přes 40 %). Výhodou je také přímý Braytonův cyklus umožněný převratnou konstrukcí plynových turbín. Teplo od reaktoru odvádí plyn, většinou helium, které je netečné a dobře přenáší teplo. Palivem jsou grafitové koule, obsahující silně obohacený uran ve formě malých kuliček oxidu uraničitého. Kuličky povlékané třemi vrstvami karbidu křemíku a uhlíku jsou rozptýleny v koulích grafitu, velkých asi jako kulečníková koule. Grafit slouží jako pevná, tepelně odolná schránka uranu i vznikajících radioaktivních zbytků, a zároveň jako moderátor. Při nehodě v chladicím okruhu se reaktor po několik hodin nepřehřívá, díky velké tepelné setrvačnosti grafitu a přirozené cirkulaci helia. Únik radioaktivity je minimální, jelikož palivo i produkty štěpení zůstávají uzavřené v grafitových koulích. Teplo se může využívat nejen pro výrobu elektřiny, ale i přímo v různých průmyslových procesech, například metalurgických nebo při zplyňování uhlí.

PBMR (Pebble Bed Modular Reactor). Jihoafrická společnost ESKOM spolu s IDC a BNFL připravuje modulový vysokoteplotní reaktor se sypaným ložem o výkonu každého modulu 165 MW_e. Palivem je 456 000 palivových koulí, velikosti tenisového míčku, v nichž jsou tisíce drobných kuliček oxidu uranu s nízkým obohacením. Do aktivní zóny se navíc přidává dalších 100 000 grafitových oblázků bez palivové náplně, aby bylo možné regulovat jeho výkon a rozložení teploty. Chladí je helium, které vstupuje do reaktoru při teplotě 500 °C a tlaku 9 MPa a vystupuje ohřáté na teplotu 900 °C. Odtud proudí do vysokotlaké turbíny, ze které odchází ochlazené na teplotu 500 °C při tlaku 2,6 MPa. Modulové řešení elektrárny o menším výkonu se dá mnohem lépe přizpůsobit specifickým podmínkám, zaujímá ve srovnání s dnešními elektrárnami desetkrát menší plochu a je velmi rychle postavena. Značné zjednodušení by jí navíc mělo podstatně zlevnit. Plánovaná životnost je 40 let. Lze ji rovněž využít pro odsolování mořské vody a výrobu vodíku. V současné době staví společnost ESKOM demonstrační projekt v JAR. S výstavbou počítá Čína, která dnes provozuje 10 MW zkušební reaktor. Základní bezpečnostní rysy jsou zde dány zejména nízkou výkonovou

hustotou a odolností paliva vůči vysokým teplotám. Navíc helium, využívané pro odvod tepla z jádra je chemicky inertní i při vysokých teplotách. Zabraňuje tak dvěma nejnebezpečnějším vlivům - chemickým reakcím a oxidaci. Další zabezpečení plyne z neustálého a pravidelného zásobování aktivní zóny palivem: během činnosti reaktoru se každou minutu odebírá ze dna jedna palivová koule a je nahrazena novou, který se sype shora za plného provozu. Tímto způsobem se všechny koule pohybují aktivní zónou, přičemž celá cesta shora až na dno trvá šest měsíců. Soustava tak obsahuje optimální množství paliva pro svou činnost s minimálním počtem nadbytečných štěpných reakcí. To zabraňuje celé řadě nehod, pramenících z přílišné intenzity reakce, ke kterým může dojít v současných reaktorech s vodním chlazením. Rovnoměrný pohyb koulí oblastmi s vysokou a nízkou produkcí tepla také znamená, že každá z nich je ve srovnání s pevně uchyceným palivem vystavena méně náročným provozním podmínkám, což opět přispívá k bezpečnosti celé jednotky. Po použití musí být palivo uloženo v meziskladech, stejně jako dnes používané palivové tyče.

GT-MHR. Jde o mezinárodní projekt modulárního, héliem chlazeného reaktoru s plynovou turbínou a grafitovým moderátorem. Na projektu pracují USA (General Atomics), Rusko (Minatom), Francie (Framatome) a Japonsko (Fuji Electric). Návrh byl vypracován v roce 1997, vývojová činnost začala roku 1999. Cílem je využití plutonia z jaderných zbraní a efektivnější výroba elektřiny. Bude zde možno spalovat uran, plutonium i thorium. Účinnost elektrárny by měla dosahovat 48 %, elektrický výkon je 285 MW_e (600 MW_t). Základem jaderného paliva jsou kuličky tvořené oxidem plutonia (nebo uranu či thoria), které jsou povlečeny několika vrstvami uhlíku a karbidu křemíku. Konstrukčním materiálem aktivní zóny reaktoru je grafit se sublimační teplotou více než 3000 °C. To znamená, že AZ se za žádných okolností neroztaví, jelikož při jakékoliv havárii, včetně nadprojektových, které mají nepatrnou pravděpodobnost, teplota nepřekročí 1600 °C [53]. Palivo v reaktoru vyhoří až z 90 %. Teplota helia na vstupu do reaktoru je 490 °C, na výstupu 850 °C. Elektrárna má neobvyklé vertikální turbosoustrojí, umístěna bude v podzemním kontejnmentu. Jednoduchost zařízení výrazně snižuje investiční a provozní náklady. Životnost elektrárny by měla být 60 let. Bude moci vyrábět elektřinu, dodávat teplo a páru pro průmysl, vytápět i odsolovat. Spotřeba plutonia jedné elektrárny by měla dosáhnout asi 250 kg za rok.

2.4 Těžkovodní reaktory (HWR)

Hlavním motivem pro vývoj těžkovodních reaktorů chlazených plynem bylo použití přírodního uranu jako paliva (0,7 % ^{235}U), podstatně lepší využití štěpného materiálu a vynikající

vlastnosti těžké vody. Moderátorem je těžká voda, chladivem pak obyčejná voda, oxid uhličitý nebo těžká voda.

Kanadský typ CANDU od AECL. Těžkovodní reaktor CANDU (CANada Deuterium Uranium) byl vyvinut v Kanadě a exportován do Indie, Pákistánu. Argentiny, Koreje a Rumunska. Dnes pracuje asi 34 takových reaktorů. Palivem je přírodní uran ve formě oxidu uraničitého, chladivem a moderátorem těžká voda D_2O. Aktivní zóna je v nádobě tvaru ležícího válce, která má v sobě vodorovné průduchy pro tlakové trubky. Těžkovodní moderátor v nádobě musí být chlazen, neboť moderační schopnost se snižuje se zvyšující se teplotou. Těžká voda z primárního chladicího okruhu předává své teplo obyčejné vodě v parogenerátoru, odkud se vede pára na turbínu. Reaktor nepotřebuje tlakovou nádobu, což značně redukuje jeho cenu. V současnosti nabízí firma AECL výstavbu jednotek o velikosti 700 a 1000 MW_e s dobou výstavby 54 měsíců při tlaku chladiva 9,3 MPa a teplotou těžké vody na výstupu z reaktoru 290 °C.

2.5 Rychlé množivé reaktory (FBR)

Rychlým množivým reaktorům je připisována budoucnost již od počátků jaderné energetiky. Hlavní rozdíl oproti běžným reaktorům je to, že zde není žádný moderátor, štěpná reakce probíhá nezpomalenými, rychlými neutrony. Palivem je silně obohacené palivo (na 20 - 30 % i více) ve směsi oxidu plutoničitého a uraničitého. Do reaktoru se vkládají jednak palivové články, které obsahují štěpný materiál a slouží k vývinu tepla, ale také množivé články, jež obsahují ochuzený uran ^{238}U či thorium ^{232}Th a ve kterých vzniká při provozu štěpitelné plutonium ^{239}Pu resp. uran ^{233}U, a to ve větším množství, než se v reaktoru spálí. Aktivní zóna tvořená svazky palivových tyčí je obklopena "plodivým" pláštěm z uranu. Množivé články lze poté použít pro výrobu nových palivových článků pro rychlé i pomalé reaktory. Rychlé reaktory bude možné využít i k likvidaci odpadů z klasických tepelných reaktorů a plutonia ze zbraní. Uran ^{238}U tvoří asi 99,3 % přírodního uranu, ale není štěpitelný v tepelných reaktorech. Štěpitelný uran ^{235}U tvoří pouze 0,7 % přírodního uranu. Pokud by se jaderná energetika opírala pouze o přírodní uran ^{235}U, jako je tomu dnes, nevydržely by jeho zásoby lidstvu o nic déle než zásoby ropy.

V rychlém reaktoru se uvolňuje až desetkrát více tepla na jednotku objemu než u klasických tepelných reaktorů. Jako chladivo je zde proto použit tekutý sodík o teplotě tání 98 °C, teplotě varu 883 °C s výbornou tepelnou vodivostí. Aktivní zóna je ponořena v ocelové nádobě napl-

něné sodíkem. Uvnitř reaktorové nádoby je výměník s druhým chladicím okruhem s tekutým sodíkem. Druhý sodíkový okruh způsobuje menší účinnost elektrárny, která činí jen asi 38 %. V budoucnu by mohlo být chladivem také olovo, slitiny olova a bismutu nebo inertní plyny jako helium či oxid uhličitý, kde nebude muset být dvojitý okruh jako u sodíku.

Výstupní teplota sodíku okolo 550 °C je hluboko bod bodem varu, což je v případě havárie bezpečné. Sodík navíc výborně vede teplo, je méně korozivní a pracuje při menším tlaku. Má však i své nevýhody. Má velkou chemickou reaktivitu, musí být co nejbezpečněji oddělen od vody i od vzduchu a musí být instalován co nejspolehlivější bezpečnostní systém. Komplikace přináší i odstavení reaktoru, jelikož následně klesne teplota a sodík ztuhne. Hlavní komplikace v bezpečnosti reaktorů jsou dány vysokou hustotou štěpitelných prvků, vývinem značného množství tepla, druhým sodíkovým okruhem, a také tím, že odezva reaktoru na vnější vlivy (ale i na řízení) je díky rychlým neutronům podstatně kratší. Naopak výhodou v bezpečnosti je vyšší teplota varu sodíku, díky níž nemusí být v reaktoru vyšší tlak. Vyšší tepelná vodivost sodíku zajistí v případě havárie dostatečné chlazení reaktoru přirozenou cirkulací.

Demonstrační elektrárny tohoto typu byly odzkoušeny např. v Rusku, USA, Francii, Německu, Velké Británii a Japonsku. V Rusku dodává od roku 1980 elektřinu do elektrické sítě rychlý množivý reaktor třetího bloku Bělojarské jaderné elektrárny o výkonu 600 MW_e. Dosud největší reaktor tohoto typu, francouzský Superphenix o výkonu 1 200 MW_e, je již odstaven, funguje ovšem menší 600 MW_e reaktor Phenix. Země se zkušenostmi s rychlými množivými reaktory většinou pracují na projektech budoucích elektráren s těmito reaktory. Snaží se především zvýšit jejich bezpečnost a snížit cenu. Provoz je ovšem technologicky náročný, je zde řada bezpečnostních i ekologických komplikací a dobývání uranu je stále levnější než jeho výroba v rychlých reaktorech. Jsou zde také obavy z úniku plutonia nebo jeho zneužití pro vojenské účely.

Ekonomicky výhodný a přirozeně bezpečný rychlý reaktor BREST. Jedná se o ruský koncepční návrh elektrárny o výkonu 300 a 1200 MW_e (700 a 2800 MW_t) od institutu NIKET (Research and Development Institute of Power Engineering). Je chlazen roztaveným olovem se vstupní teplotou 420 °C a výstupní 540 °C, s palivem z nitridu uranu-plutonia (UN + PuN), superkritickým Rankinovým cyklem o vysoké účinnosti (43 %) a minimalizací konstrukčních nákladů. Mělo by jít o uzavřený palivový cyklus spalující aktinoidy a dlouhodobé štěpné produkty. Přirozená radiační bezpečnost je dána (1) vysokou teplotou varu olova (1749 °C),

které je navíc odolné proti radiaci, nereaguje s vodou ani se vzduchem a lze ho provozovat při atmosférickém tlaku. (2) Velká hustota a vysoká tepelná vodivost olova, vlastnosti paliva ve formě nitridu, které v průběhu vyhořívání minimálně bobtná a téměř neuvolňuje štěpné plyny. Dále (3) řídká palivová mřížka, která spolu s nízkou výkonovou hustotou (menší než 200 MW/m^3) umožní chlazení i při částečné blokaci toku chladiva reaktorem a poskytuje intenzivní přirozenou cirkulaci chladiva a (4) konstrukce jádra a reflektoru umožňuje poměr přeměny blízký jedné.

2.6 Další vyvíjené reaktory

Ve světě se dále vyvíjí další reaktory. CAREM-25 je 25 MW tlakovodní reaktor vyvíjený v Argentině. SMART je 100 MW tlakovodní reaktor vyvíjený v Jižní Koreji. V Ruské federaci je vyvíjen tlakovodní reaktor KLT-40. V Číně je vyvíjen 200 MW tlakovodní vysokoteplotní reaktor NHR-200. Reaktor AHWR, vyvíjený v Indii, je 235 MW reaktor s těžkou vodou a s využíváním thoria jako jaderného paliva. Konsorcium zkušených firem s dlouhou tradicí v jadrném inženýrství, tj. Combustion Engineering a Stone-Webster, ve spolupráci s firmou Rolls-Royce, spolu s britskou komisí pro atomovou energii UKAEA (United Kingdom Atomic Energy Authority), pracují dále na vývoji bezpečného integrálního tlakovodního reaktoru SIR (Safe Integral Reactor).

3 Reaktory IV. generace

3.1 Historie

Podnět k zahájení programu GIF (Generation IV International Forum) dalo v roce 1999 ministerstvo energetiky USA jako odpověď na rostoucí ceny elektřiny, na nutnost snížit emise skleníkových plynů, a tím zabránit vlivu na globální oteplování (nikdo v té době nečekal, že Bushova administrativa odmítne Kjótský protokol), na zvyšování světové spotřeby energie a další potíže, zejména s alternativními zdroji. Dosud se do něj zapojilo, kromě universit, národních laboratoří a průmyslu v USA celkem 10 zemí (viz. výše).

Fórum GIF se zabývá dlouhodobější perspektivou a soustředěným výzkumem v oblasti jaderné energetiky. Toto úsilí vychází zejména z dosavadních, zhruba padesátiletých zkušeností s jadernou energetikou, přičemž se snaží střízlivě hodnotit nejen její nesporné úspěchy, ale i problémy a nedostatky. Velmi náročné zadání je pak formulováno tak, aby při ekonomické konkurenceschopnosti jaderné energetiky mohly být její dosavadní nevýhody v maximální míře odstraněny. Veškeré shrnutí, požadavky a body dalšího výzkumu a vývoje jsou shrnuty v dokumentu "A technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems" viz. [3].

Cílem iniciativy je propracovat technologie vybraných 6 perspektivních typů jaderných reaktorů pro nasazení po r. 2020. Velká pozornost je věnována těm typům, které díky vysoké teplotě umožní kromě výroby elektrické energie i výrobu vodíku. Vodík je perspektivním palivem využitelným v budoucnosti především v dopravě, kde by měl nahradit ropné produkty. Zároveň je zde jednoznačný požadavek na zvyšování účinnosti jaderných reaktorů. Pojem účinnosti lze chápat dvěmi způsoby. Buď jako stupeň využívání jaderného paliva (vyhoření), nebo jako účinnost přeměny tepelné energie v mechanickou, resp. elektrickou, s co nejvyšším stupněm využití. Jednotlivé reaktorové systémy tak, jak je uskupení GIF rozdělilo, je následující:

- Plynem chlazený rychlý reaktorový systém – GFR
  (Gas-Cooled Fast Reactor System)
- Olovem chlazený rychlý reaktorový systém – LFR
  (Lead-Cooled Fast Reactor System)
- Reaktorový systém s roztavenými solemi – MSR
  (Molten Salt Reactor System)
- Sodíkem chlazený rychlý reaktorový systém – SFR
  (Sodium-Cooled Fast Reactor System)
- Superkritický vodou chlazený reaktorový systém – SCWR
  (Supercritical-Water-Cooled Reactor System)
- Vysokoteplotní reaktorový systém – VHTR
  (Very-High-Temperature Reactor System)

Každý z těchto systémů má určité výhody a teprve budoucí vývoj ukáže, který, nebo které z těchto reaktorů bude hrát rozhodující úlohu v jaderné energetice příštích desetiletí. Mezi potenciálními zájemci lze vystopovat různou míru zájmu o jednotlivé systémy. Předběžně převažuje zájem o rychlý reaktorový systém chlazený plynem (GFR), superkritický vodou chlazený reaktorový systém (SCWR) a vysokoteplotní reaktorový systém (VHTR). Jednotlivé země vyjádřily své preference následovně: SCWR – USA, Japonsko, VHTR – USA, Korea, GFR – USA, Francie, Korea, SFR - Japonsko, LFR – Rusko, USA. Z hlediska časového plánu se jeví jako nejpokrokovější typy SFR a VHTR, které jsou nejvíce prozkoumány a jejichž demonstrace by mohla proběhnout okolo roku 2020.

3.2 Cíle projektu GIF

Při hledání kritérií pro výběr vhodných kandidátů pro reaktorové systémy IV. generace byly důležité tři přístupy: Zaprvé by měly sloužit jako základ pro posouzení a porovnání jednotlivých systémů v technologické zprávě (Technology Roadmap). Zadruhé jsou zde výzvy a stimuly k nalezení inovačních systémů, a to jak pro palivový cyklus, tak pro technologii reaktoru. A zatřetí by měly motivovat k dalšímu společnému snažení ve výzkumu a vývoji, který je již dnes v plném proudu. Vlastní cíle pro jaderné energetické systémy čtvrté generace jsou formulovány ve čtyřech obecných oblastech, a to z pohledu dlouhodobé udržitelnosti, ekonomičnosti, bezpečnosti a spolehlivosti a vyloučení zneužití jaderného materiálu.

Je zajímavé, že na prvním místě zde není tradičně jmenovaná bezpečnost, ale *udržitelnost (Sustainability).* Udržitelnost je definována jako schopnost vyhovět zvyšujícím se požadavkům nynější generace a zároveň neohrozit potřeby generací příštích. Udržitelnost vyžaduje zachování přírodních zdrojů, ochranu životního prostředí, zachování schopnosti budoucích generací uspokojit své vlastní potřeby a vyhnout se nakládání na ně přílišných břemen. Hlavní cíle udržitelnosti zahrnují lepší nakládání s radioaktivním odpadem, minimální ekologický dopad, účinné zužitkování paliva a vývoj nových energetických produktů, které posunují jadernou energetiku dále, než jen k výrobě elektřiny. Je definována ve dvou hlavních důrazech:

Udržitelnost – 1. Zajistit trvale udržitelnou výrobu energie, splňující požadavky na čistotu ovzduší a dostupnost systému pro delší časový horizont. Je zde také požadavek efektivního využití paliva pro celosvětovou výrobu energie.

Udržitelnost – 2. Minimalizovat množství jaderného odpadu, usnadnit nakládání s odpadem a výrazně snížit potřebu dlouhodobého dozoru nad úložišti radioaktivních odpadů a zařízeními vyřazenými z provozu, a tím podstatně zlepšit ochranu obyvatel a životního prostředí.

Již z těchto bodů je zřejmé, kam bude vývoj jaderných systémů nadále směřovat. Nesmí ovšem při tom ztratit konkurenceschopnost, a proto hned následují cíle *ekonomické (Economics)*:

Ekonomika – 1. Jaderné energetické systémy GIV (Generation IV) musí být cenově výhodnější (z hlediska celého životního cyklu) v porovnání s jinými energetickými zdroji.

Ekonomika – 2. Jaderné energetické systémy GIV musí mít úroveň finančního rizika srovnatelnou s jinými energetickými systémy (zatím má jaderná energetika s ohledem na vysoké investiční náklady a dlouhou životnost, která znamená i jisté neurčitosti v cenách energie, finanční rizika vyšší).

Stále probíhající přechod od regulovaného na neregulovaný trh s elektrickou energií, s sebou přináší zvyšující se počet výrobců a obchodníků (vlastníků/operátorů JE). Dosud byly JE koncipovány zejména jako velké jednotky pro pokrývání základního zatížení denního diagramu. S regionálními výrobci přichází potřeba výroby malých lokálních jednotek. Ekonomické cíle se netýkají pouze minimalizace nákladů na výstavbu a provoz JE a výrobu elektřiny, ale zaměřují se na širokou škálu produktů, které budou v budoucnu nezbytné, a které by mohly

být významným zdrojem peněz, tak říkajíc "navíc". Za ty hlavní jmenujme např. výrobu vodíku, centralizované zásobování teplem a výrobu pitné vody.

Další cíle jsou již z hlediska využívání jaderné energie "téměř klasické". Je zde jednoznačný trend zvyšování *bezpečnosti a spolehlivosti (Safety and Reliability)* JE, snaha výrazně redukovat počet a stupeň úniku radioaktivních materiálů a snížení možnosti významného poškození elektrárny a jejich následků.

Spolehlivost jaderných systémů GIV bude založena zejména na vysoké inherentní (přirozené) a pasivní bezpečnosti. Tzv. inherentní bezpečnost předpokládá takové využití základních fyzikálních principů, které by co nejvíce vyloučilo možnost havárie. Prvky pasivní bezpečnosti mají zmírnit následky případných havárií a spolu s bariérami zabránit úniku nebezpečných látek i v případě selhání veškeré aktivní bezpečnostní a havarijní techniky, tedy techniky závislé na dodávce proudu. Velmi významná změna v oblasti bezpečnosti spočívá u jaderných systémů GIV v předpokládané absenci potřeby vnějšího havarijního plánu[5], tj. nutnosti opatření na ochranu obyvatelstva žijícího v okolí takové elektrárny, a tedy i nutnosti zóny havarijního plánování.

Jako poslední je formulován požadavek zdůrazňující trvalou potřebu *zabránit šíření jaderných zbraní (Proliferation Resistance and Physical Protection)* nebo zneužití jaderných technologií k teroristickým činnostem, která vychází z bezpečnostní klauzule "Nuclear Nonproliferation Treaty" (NPT) viz. [64], a která monitoruje veškerou světovou zásobu jaderného materiálu v oběhu, těžbou počínaje, přes obohacení, přeměnu, výrobu, produkci elektřiny, recyklaci a finálním uložením odpadů konče. Je požadováno, aby jaderné energetické systémy GIV zajistily snížení rizika zcizení jaderných materiálů, snížení jejich atraktivity pro případné zneužití k výrobě jaderných zbraní a zvýšení fyzické ochrany proti teroristickým útokům.

3.3 Nový pohled na palivový cyklus

Velkou předností GIV je, že se nově, komplexně, dívá na jaderný palivový cyklus jako celek. To znamená zvážit jak ekonomicky těžitelná množství uranu, tak i jeho celkové využití a množství odpadů, které po provozu uvažovaných jaderných elektráren zůstane. Zásady, které jsou uplatňovány pokud jde o jaderný palivový cyklus, mohou být heslovitě vyjádřeny takto:

[5] Dnes je havarijní plánování nejen nezbytné, ale jsou na něj vynakládány i značné finanční prostředky. V případě havárie pak nese veškerou odpovědnost provozovatel JE, jelikož se pojišťovny zatím brání, takovýto druh náhodné události pojišťovat.

- Vyšší využití uranu (dosud se při tzv. jednorázovém (otevřeném) palivovém cyklu, využívá pouze malá část energie, kterou lze při vhodných strategiích získat).
- Minimalizace množství vysoce aktivních odpadů.
- Správa aktinoidů (zde se perspektivně může jednat i o tzv. U - Th popř. U - Pu cyklus, ve kterém se z v přírodě bohatě zastoupeného thoria ^{232}Th (uranu ^{238}U) vytváří štěpitelný uran ^{233}U (^{239}Pu), který se v daném reaktoru využívá pro získávání energie).
- Přepracování paliva a symbióza různých reaktorových systémů.
- Významná změna v nakládání s vyhořelým jaderným palivem (jak z hlediska jeho dalších jaderných přeměn - transmutace, tak i pokud jde o vytvoření dostatečných zásob paliva, např. plutonia, pro některé moderní reaktory, např. rychlé či vysokoteplotní).

Je zřejmé, že součástí takového cyklu je i přepracování paliva a symbióza dvou nebo i několika různých reaktorových systémů. Bude obtížné, aby nároky na symbiózní palivový cyklus v komplexu (doprava, přepracování, výroba nového paliva, rozmanité typy reaktorů apod.) zvládaly jednotlivé (zejména malé) státy, využívající jadernou energii. Proto je nutné vidět takto pojatou budoucnost jaderné energetiky i jako výzvu k velmi účinné mezinárodní spolupráci, a to při dodržení všech požadovaných garancí.

3.4 Výběr kandidátů

Pro výběr nejvhodnějších reaktorových systémů byly sestaveny odborné skupiny TWG (Technical Working Groups), zvlášť pro vodou chlazené, plynem chlazené, tekutými kovy chlazené a neklasické koncepty reaktorů (zastoupené zde například systémem MSR). Zastoupení jednotlivých systému a počet návrhů na jednotlivé země je naznačeno v tabulce 3. Byly posuzovány možnosti využití jednotlivých systémů a porovnáváno jejich přiblížení předem zadaným cílům technické zprávy. Kromě šesti vybraných reaktorových systémů vydalo fórum GIF CD-ROM se záznamy ostatních více než devadesáti systémů. Výběr vhodných kandidátů probíhal v následujících krocích:

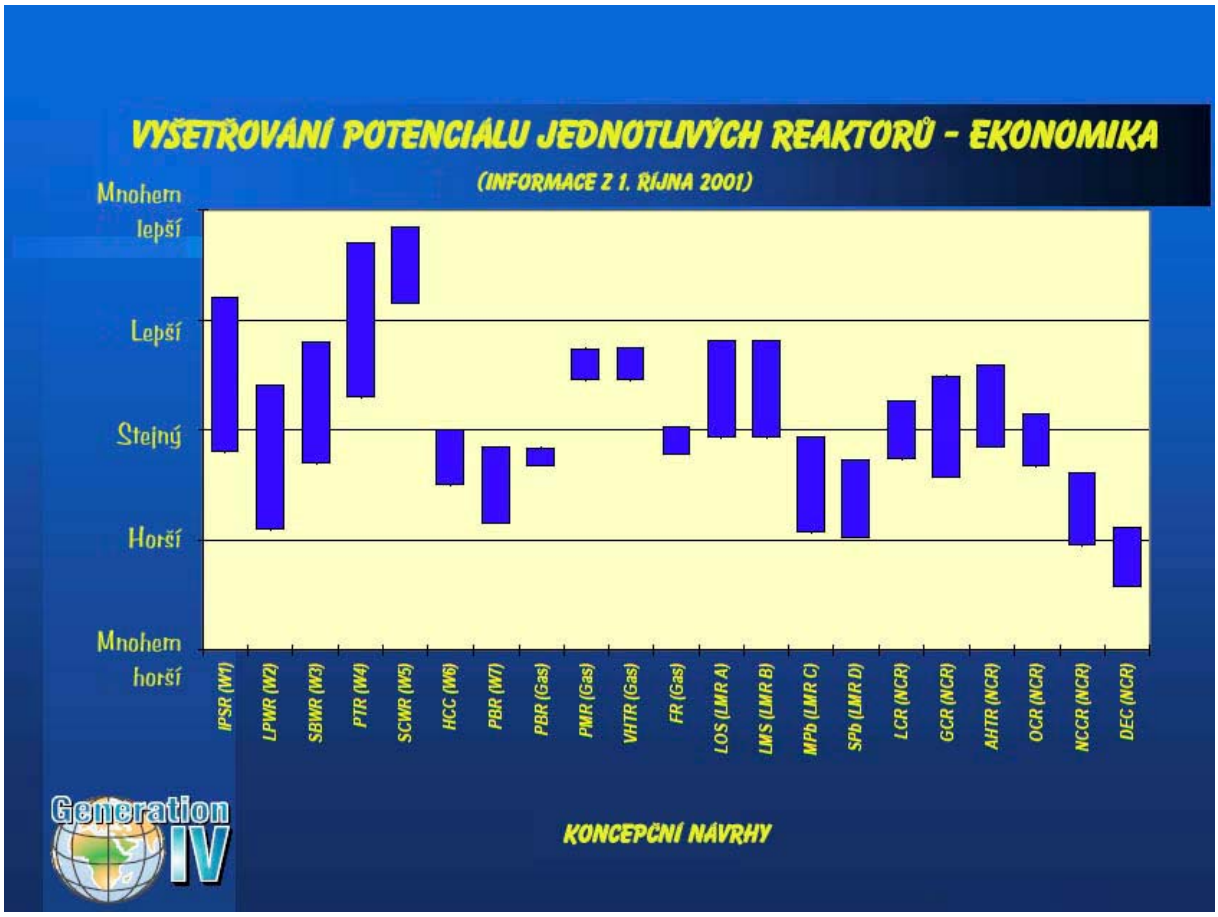
1) Vymezení a ohodnocení kandidátů.
2) Vyhodnocení a diskuze předpokládaného využití systémů (národní zájmy).
3) Konečné zhodnocení a stupeň naplnění zadaných cílů.
4) Konečné rozhodnutí o výběru systémů čtvrté generace.

Typ chladiva		Zainteresovaná země	
Voda	28	USA	45
Plyn (He, CO_2)	17	Japonsko	19
Tekuté kovy (Na, Pb, Pb/Bi)	32	Korea	10
Neklasické (MSR)	17	Velká Británie	4
		Francie	3
		Jiné země	13

Tabulka 3. Rozdělení návrhů podle chladiva a zainteresované země

Na počátku dubna 2002 bylo podvýborem NERAC[6] zveřejněno hodnocení všech systémů podaných do výběru (Ad bod 1) a po sérii setkání bylo vybráno šest nejperspektivnějších systémů. Metodika výběru, vypracovaná komisí EMG (Evaluation Methodology Group), poskytuje základní bázi pro hodnocení budoucího potenciálu jednotlivých systémů a stupeň naplnění zadaných cílů projektu GIV. Základní přístup spočíval ve formulaci několika faktorů, indikujících relativní splnění cílů technické zprávy, které se nazývají *kritéria,* a poté vypočítat relativní nesplnění těchto cílů (negativa, možná úskalí a nebezpečí), nazvaných *metriky*. Celkem bylo porovnáváno 8 hlavních *cílů (Goals)*, 15 *kritérií (Criteria)* a 24 *metrik (Metrics)*. Systém, který má uspět, by neměl mít značné výhody pouze v některé, námi porovnávané oblasti, ale musí se zároveň vyvarovat závažným nedostatkům a slabinám v oblastech dalších. Vybereme raději takový systém, který je komplexně vyhovující, než ten, který v deseti kritériích výrazně uspěje a ve třech zcela pohoří. Výsledek si můžeme představit asi tak, že všechny reaktory porovnáváme pro různé oblasti (udržitelnost, ekonomičnost, bezpečnost a spolehlivost a nešíření jaderného materiálu) k relativní ose, reprezentované zde pokročilým lehkovodním reaktorem ALWR (Advanced Light Water Reactor), takže ihned vidíme, který systém a o kolik, je lepší, než tento, dnes fungující reaktor. Porovnání v oblasti ekonomiky je znázorněno na obrázku 4.

[6] NERAC byl založen 1. října 1998 jako nezávislý poradní orgán US DOE pro dlouhodobé plánování, řízení a realizaci.



Obrázek 4. Porovnání reaktorových systémů k relativní ose

V konečném výběru jsou zastoupeny všechny typy chladiva (voda, plyn (helium, vzduch), tekutý kov (sodík, olovo) i neklasický návrh s roztavenými solemi), oba palivové cykly (otevřený, uzavřený), různé produkty (výroba elektřiny, vodíku, pitné vody) a různé velikosti bloků od malých modulárních jednotek až po velké monolitické bloky. Toto portfolio umožňuje symbiotický cyklus různých typů reaktorů. Všechny typy operují s mnohem vyššími teplotami než dnešní reaktory. Zatímco v současnosti je běžná provozní teplota lehkovodních reaktorů maximálně 330 °C, u reaktorů IV. generace se pohybuje od 510 °C až do 1000 °C.

3.5 Doporučení pro další výzkum a vývoj reaktorů

Další výzkum a vývoj reaktorů čtvrté generace je rozdělen na čtyři fáze, které na sebe navzájem navazují. V první fázi půjde o ověření *realizovatelnosti (viability phase)*, neboli o ověření základních fyzikálních principů a klíčových technologií, které by měly v budoucích reaktorech fungovat. V této fázi jde zejména o počítačové simulace a modelování. Tím by jsme měli získat potvrzení realizovatelnosti inovačních principů a technologií ještě předtím, než se zavážeme k vývoji ve větším měřítku.

Druhou fází je fáze *proveditelnosti (performance phase)*, kde klíčové subsystémy (jako je reaktor, zařízení pro recyklaci nebo technologie energetické přeměny a jejich vzájemná interakce) musí být vyvinuty a optimalizovány. Tato fáze končí v okamžiku, kdy je systém dostatečně vyzrálý a výkon dostatečný, aby upoutal zájem průmyslu v širším měřítku.

Třetí fází pak je fáze *demonstrační (demonstration phase)*, která má několik alternativ ohledně velikosti reaktorů a doby provozu, stejně tak jako předpokládaného zapojení průmyslu, vlád a dalších zemí do programu. Vzhledem k tomu, že jde o nové reaktorové systémy, bude u všech z nich nutná demonstrační fáze, která si vyžádá minimálně šest let a financování několika miliard amerických dolarů. Po úspěšné demonstrační fázi mohou systémy přejít do fáze *komercializace (commercialization phase)* s účastí průmyslu.

4 Reaktorové systémy IV. generace

V rámci projektu GIV je nyní sledováno 6 reaktorových systémů. Ty byly vybrány kritickým zhodnocením z téměř sta možností, které principiálně přicházely v úvahu. Hlavními kritérii při výběru byly již dříve jmenované cíle a požadavky GIF. Předpokládá se, že tyto systémy budou prototypově ověřeny a následně průmyslově využity, přičemž mají být v testovacím provozu k dispozici kolem roku 2020. Vybraných šest reaktorových systémů IV. generace jsou podrobně popsány v této kapitole. Jednoduchý přehled jednotlivých systémů je v následující tabulce.

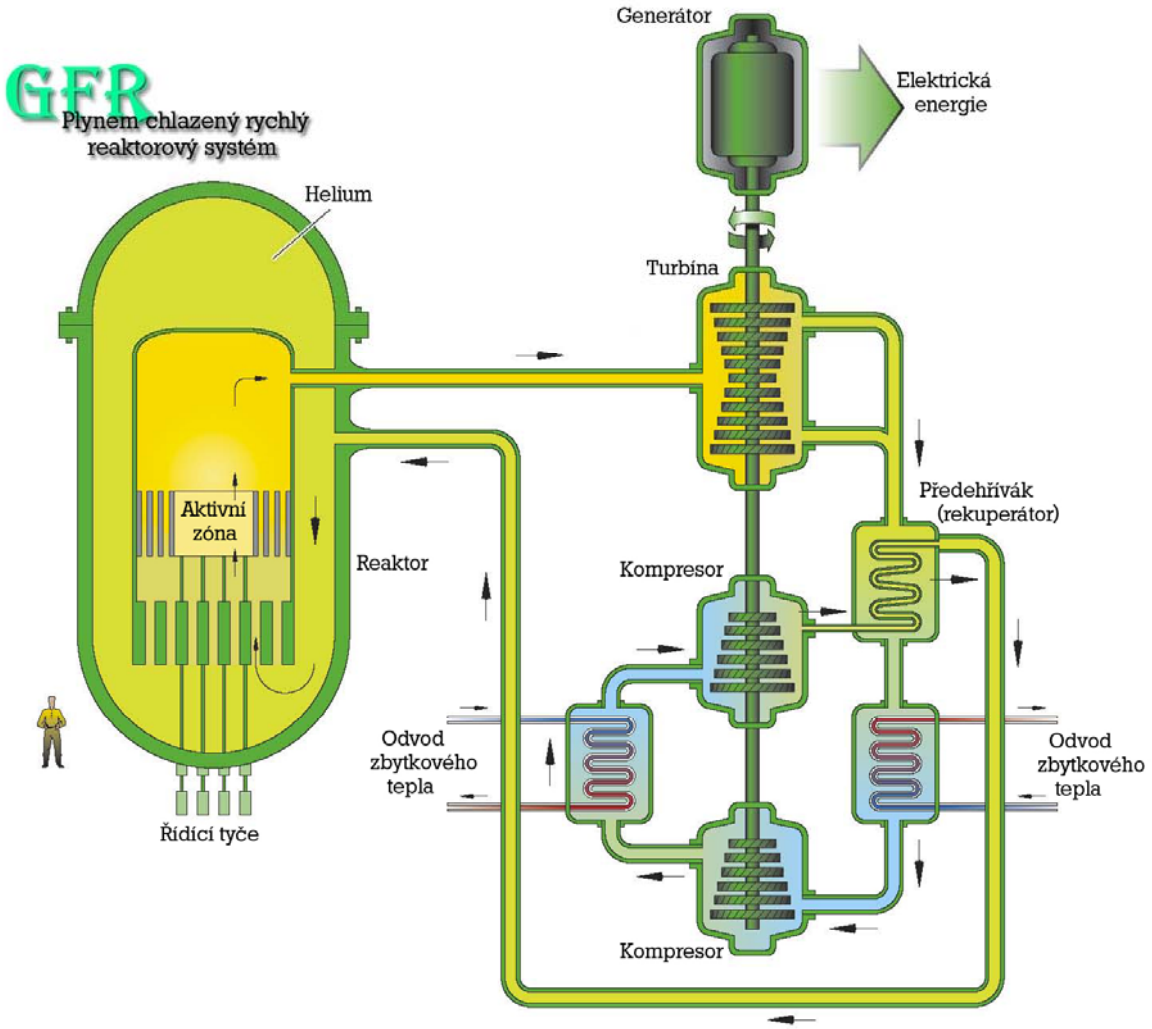
Reaktorový systém	Neutrony	Palivový oběh	Rozměr	Aplikace	Věda/Výzkum/Objevy
Plynem chlazený rychlý reaktor GFR	Rychlé	Uzavřený	Střední	Elektřina, aktinoidové hosp., H_2	Palivo, materiály, bezpečnost
Olovo-bismutem chlazený reaktor LFR	Rychlé	Uzavřený	Malý střední velký	Elektřina, aktinoidové hosp., H_2	Palivo, materiálová kompatibilita (Slučitelnost)
Tekutými solemi chlazený rychlý reaktor MSR	Tepelné	Uzavřený	Velký	Aktinoidové hosp., H_2	Palivo, materiály, bezpečnost, spolehlivost
Sodíkem chlazený rychlý reaktor SFR	Rychlé	Uzavřený	Střední Velký	Elektřina, aktinoidové hosp.	Zdokonalení recyklace, pasivní bezpečnost, hraniční stavy
Superkritický lehkovodní reaktor SCWR	Tepelné Rychlé	Otevřený Uzavřený	Velký	Elektřina	Vysokoteplotní materiály, kompozity, keramika
Vysokoteplotní plynem chlazený reaktor VHTR	Tepelné	Otevřený	Střední	Elektřina, H_2, odpadní teplo	Palivo, materiály, produkce vodíku

Tabulka 4. Rozdělení reaktorových systémů

4.1 Plynem chlazený rychlý reaktorový systém – GFR

4.1.1 Základní informace

Jak již samotný název napovídá, jedná se o reaktorový systém, jehož aktivní zóna je chlazena plynem (předpokládá se využití helia) a štěpení je zajišťováno rychlým spektrem neutronů v uzavřeném palivovém cyklu pro efektivní přeměnu a řízení aktinoidů. Předpokládá se palivový cyklus s úplnou recyklací aktinoidů v místě elektrárny, což minimalizuje transport radioaktivního materiálu. Technologické schéma je na obrázku 5. Stejně jako heliem chlazené prototypy reaktorů, např. GT-MHR a PBMR[7], umožňuje vysoká výstupní teplota helia vyrábět elektřinu, vodík nebo technologické teplo s velmi vysokou účinností přeměny. Recyklace vyhořelého paliva bude založena buď na pokročilé vodní, pyrometalurgické nebo jiné



Obrázek 5. Plynem chlazený rychlý reaktorový systém

[7] Zde bylo ovšem štěpení zajišťováno tepelným spektrem neutronů.

suché alternativě zpracování. Díky kombinaci rychlých neutronů a celkové recyklaci aktinoidů dokáže GFR minimalizovat dlouhodobě aktivní izotopy v odpadu. Helium ohřáté v reaktoru (vstupní teplota 490 °C, výstupní až 850 °C) je přivedeno na heliovou turbínu využívající přímý Braytonův cyklus[8]. Nejvhodnějším kandidátem pro palivo těchto systému se jeví směs UPuC v SiC pokrytí. Výkon jedné reaktorové jednotky by měl být asi 600 MW_t/288 MW_e. Počítá se s výstavbou zařízení pro zpracování vyhořelého odpadu a dalších provozů (výroba vodíku) v místě elektrárny. Předpokládané charakteristiky reaktoru jsou shrnuty v tabulce 5.

Parametry reaktoru	Referenční hodnota
Výkon tepelný/elektrický	600 MW_t/288 MW_e
Netto účinnost (přímý heliový cyklus)	48 %
Teplota chladiva vstupní/výstupní, tlak	490 °C/850 °C při 9,12 MPa
Měrný objemový výkon	100 MW_t/m^3
Referenční směs paliva	UPuC/SiC (70/30 %) s obsahem asi 20 % Pu
Objemový podíl palivo/plyn/SiC	50/40/10 %
Vyhoření, poškození	5 % FIMA, 60 dpa

Tabulka 5. Základní parametry reaktoru GFR

4.1.2 Technologický základ

Jako technologický základ nám velice dobře poslouží několik prototypů plynem chlazených reaktorů s tepelným, popř. rychlým spektrem neutronů. Mezi pokusné a demonstrační projekty patří např. již zavřený "Dragon Projekt" ve Velké Británii, AVR a THTR v Německu a "Peach Bottom" a "Fort Vrain" v USA, nebo dodnes fungující projekty, jako je HTTR v Japonsku (30 MW_t) a HTR-10 v Číně (10 MW_t). Ve výstavbě je pokusný reaktor PBMR v JAR (300 MW_t) a dále konsorcium ruských institucí plánuje postavit 300 MW_t reaktor GT-MHR ve spolupráci s General Atomic pro využití plutonia z rozebraných zbraní. Tyto demonstrační elektrárny, které už sami obsahují mnoho nových vývojových prvků a materiálů, nám dávají slušný základ do dalšího bádání. To se ovšem netýká otázek heliové turbíny s přímým Braytonovým cyklem a implementací stavebnicového uspořádání elektrárny, které musejí být teprve vyvinuty. Poznatky, týkající se výzkumu vysoce teplotně odolných materiálů, mohou být dále výhodně použity například u reaktoru VHTR.

[8] Tepelný oběh sestávající z adiabatické komprese pracovní látky (helia) v kompresoru, izobarického ohřevu, adiabatické expanze v turbíně a z izobarického odvodu tepla plynu v chladiči.

Technologické mezery. U každého systému narážíme na dílčí nedostatky, které je třeba intenzivně řešit, aby systém mohl fungovat jako celek. U reaktoru GFR jde zejména o problém s pokrytím paliva, které musí vydržet vysoké teploty, a dále se samotným palivovým cyklem a bezpečnostními systémy. U reaktoru GFR je třeba dořešit zejména:

- Formu paliva pro rychlé spektrum neutronů.
- Materiál jádra reaktoru, odolný vysokým teplotám.
- Bezpečnost, zahrnující systémy pro odvod tepla při vysoké výkonové hustotě.
- Technologii palivového cyklu včetně kompaktního nakládání s vyhořelým palivem a přípravu pro recyklaci.
- Nutnost vyvinout vysoce výkonnou heliovou turbínu pro efektivní výrobu elektřiny.
- Navrhnout propojení návazných technologických procesů s vysoko-teplotním odpadním teplem.

4.1.3 Oblasti dalšího vývoje

Matriály. Konstrukční materiály uvnitř reaktoru musí odolat poškození rychlými neutrony a při mimořádných situacích snést teploty až 1600 °C. Keramické materiály jsou z tohoto důvodu hlavním kandidátem pro materiál jádra. Nejnadějnější keramické materiály jsou karbidy (preferovanou možností pak SiC, ZrC, TiC, NbC), nitridy (ZrN, TiN), a oxidy (MgO, $Zr(Y)O_2$). Intermetalická slitina jako Zr_3Si_2 je slibný materiál jako reflektor rychlých neutronů.

Výzkum reaktoru. Inovovaný design musí překonat nedostatky svých předchůdců, zejména nízkou tepelnou odolnost a špatnou tepelnou vodivost helia při nízkých tlacích. Bude zavedeno několik pasivních postupů pro odvod přebytečného tepla v případě poklesu tlaku, například přirozenou konvekcí kolem reaktoru nebo semipasivním vstřikovačem těžkých plynů.

Design a výpočty. Nejdůležitější otázky týkající se ekonomické schůdnosti projektu jsou spojeny se značným zjednodušením elektrárny, integrovaným palivovým cyklem a modularitou reaktoru, což znamená výrobu jednotlivých částí (modulů) u dodavatele, s následnou přepravou a montáží v místě výstavby elektrárny.

4.1.4 Hodnocení

Systém GFR je nejlépe hodnocen pro jeho udržitelnost z dlouhodobého hlediska, díky jeho uzavřenému palivovému cyklu a skvělému využití v řízení aktinoidů. Veškeré zařízení nutné pro uzavřený palivový cyklus je instalováno přímo v komplexu elektrárny, což minimalizuje transport jaderných materiálů. Systém SFR je kladně hodnocen i z hlediska bezpečnosti, ekonomičnosti, nešíření jaderných zbraní a fyzické odolnosti. Se systémem se počítá především pro výrobu elektrické energie a řízení aktinoidů, ačkoliv by rovněž mohl sloužit k produkci vodíku. Uvedení do provozu je odhadováno kolem koku 2025.

4.2 Olovem chlazený rychlý reaktorový systém – LFR

4.2.1 Základní informace

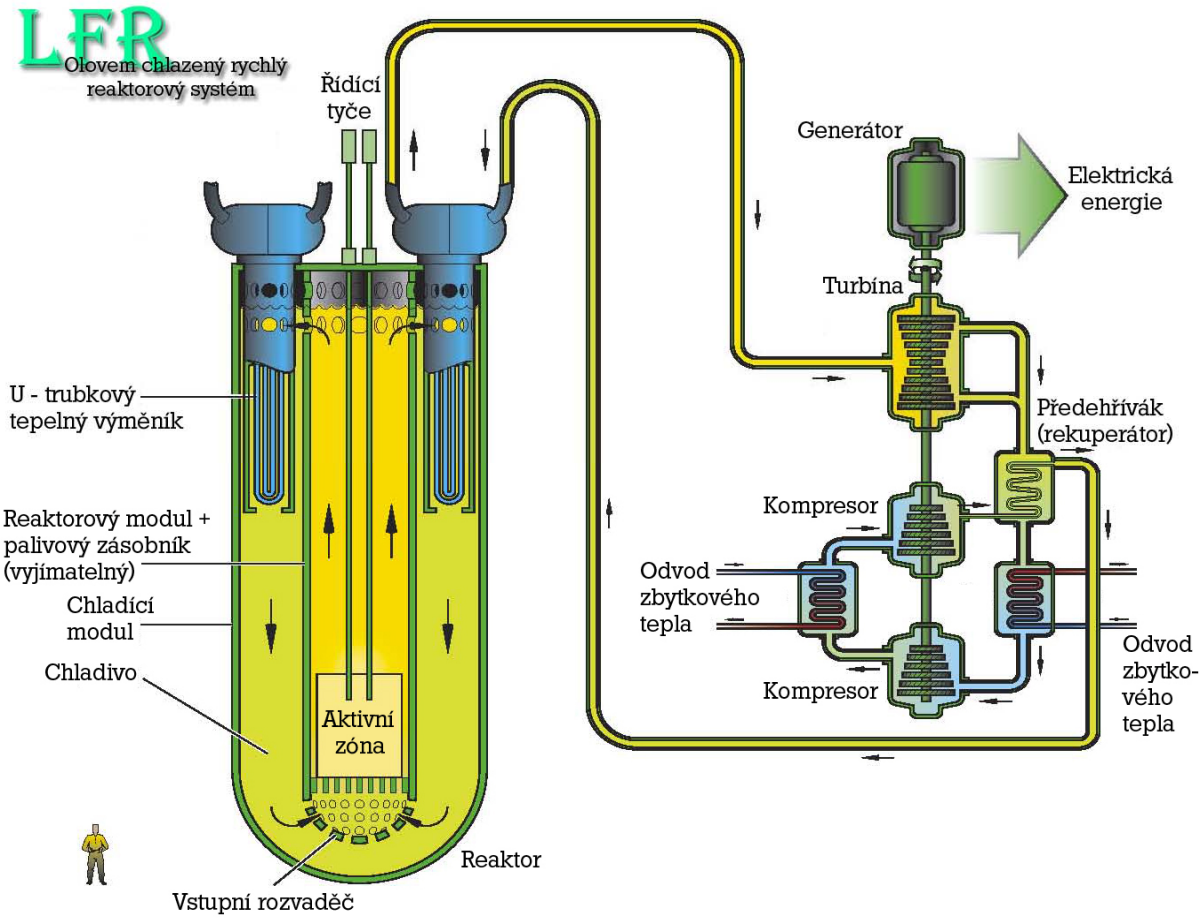
Systém bude chlazen přirozenou konvekcí eutektického roztaveného olova nebo slitinou olovo - bismut a štěpení bude zajišťováno rychlým spektrem neutronů v uzavřeném palivovém cyklu. Projekt bude zahrnovat tři provedení, tzv. "bateriový"systém o výkonu 50 – 150 MW_e, modulový systém o výkonu 300 – 400 MW_e a velké monolitické elektrárny o výkonu až 1200 MW_e. Každá varianta navíc poskytuje širokou škálu dalších energetických produktů. Předpokládané parametry a jejich referenční hodnoty jednotlivých systémů jsou shrnuty v tabulce 6. Kromě Pb - bateriového jsou všechny systémy určeny pro realizaci v krátkodobém termínu.

Parametry reaktoru	Referenční hodnoty			
	Pb - Bi bateriový	Pb - Bi modul	Pb velký	Pb bateriový
Chladivo	Pb - Bi	Pb - Bi	Pb	Pb
Výstupní teplota (°C)	~ 550	~ 550	~ 550	750 – 800
Tlak (Atm)	1	1	1	1
Jmenovitý výkon MW_t	125 – 400	~ 1000	3600	400
Palivo	Kovová slitina nebo nitrid	Kovová slitina	Nitrid	Nitrid
Pokrytí paliva	Feritové	Feritové	Feritové	Keramický potah nebo odolná slitina
Průměrné vyhoření (GWd/t)	~ 100	~ 100 – 150	100 – 150	100
Poměr přeměny	1.0	$d \geq 1.0$	1.0 – 1.02	1.0
Proudění chladiva	Přirozené	Vnucené	Vnucené	Přirozené

Tabulka 6. Základní parametry jednotlivých reaktorů LFR

Velmi zajímavý je zejména "bateriový systém", jenž by měl být využíván především v lokálních oblastech a rozvojových zemích, které nebudou schopny postavit vlastní jadernou infrastrukturu na podporu jejich jaderného programu. Jeho výhodou budou malé rozměry a v podstatě uzavřený palivový cyklus (nutnost výměny paliva asi po 15 - 20 letech), což samozřejmě redukuje jeho cenu a minimalizuje transport štěpných materiálů. Palivo bude ve formě nitridu nebo kovové slitiny. Počítá se s tovární výrobou reaktorů, zapouzdřením a následným transportem do místa výstavby elektrárny. Znamená to mj., že nikdo (dokonce ani provozova-

tel reaktoru) nemá během celé doby fungování reaktoru přístup k jadernému palivu. Tato koncepce, kterou favorizují hlavně USA, může umožnit používání jaderné energie i v politicky rizikových zemích. Reaktor bude chlazen přirozenou konvekcí chladiva o výkonu 50 - 150 MW_e a výstupní teplotě okolo 550 °C (možnost dosáhnout až 800 °C v závislosti na vývoji materiálů). Systém je speciálně navrhnut pro produkci elektrické energie a energetických produktů, včetně vodíku a pitné vody. Jedno z možných uspořádání je na obrázku 6.



Obrázek 6. Olovem chlazený rychlý reaktorový systém

Systém LFR má jedny z největších potřeb dalšího výzkumu a vývoje. Jeho první fáze se proto zaměřuje pouze na produkci elektřiny, složení chladiva, vývoj paliva, jeho pokrytí a technologii recyklace a přepracování. Dlouhodobý výzkum pak naváže dalším zvyšováním inherentní bezpečnosti olova a postupným zvyšováním výstupní teploty na hodnotu, aby budoucí elektrárna mohla proniknout i na trh s výrobou vodíku a procesním teplem. Systém LFR poskytu-

je následující výhody v porovnání se současnými rychlými reaktory chlazenými tekutými kovy:

- Značné inovace v odvodu tepla a energetické přeměně jsou jedny ze základních rysů elektrárny. Vylepšený odvod tepla dovoluje zejména přirozená cirkulace chladiva, sací čerpadlo a další prvky. Zlepšení v přeměně energie je dáno vzrůstem teploty oproti tekutému sodíku a přechod z přehřátého na nadkritický Braytonův nebo Rankinův[9] cyklus, ale také další tepelné aplikace, jako je výroba vodíku nebo odsolování a výroba pitné vody.
- Velmi příznivé složení Pb a Pb - Bi chladiva v bateriové alternativě umožňuje nízkou výkonovou hustotu jádra a chlazení přirozenou cirkulací. Uspořádání jádra pak dovoluje samostatné udržení štěpné reakce a vysoký stupeň reaktivity po dlouhou dobu (15-ti až 20-ti roční interval pro výměnu paliva). Pro střední a větší jednotky bude obvyklá větší výkonová hustota, nucená cirkulace chladiva a kratší interval pro výměnu paliva, ale systém bude těžit z vylepšeného odvodu tepla a zlepšené energetické přeměny.
- Elektrárny se zvýšenou inherentní bezpečností a uzavřeným palivovým cyklem by měly být připraveny v krátkodobém až střednědobém horizontu. V dlouhodobém horizontu by pak měla přibýt výroba vodíku.
- Příznivé vlastnosti olověného chladiva a nitridového paliva, spolu s vysoce teplotně odolnými konstrukčními materiály, pomohou v dlouhodobém měřítku zvýšit výstupní teplotu chladiva na 750 až 800 °C, která je teoreticky vhodná k výrobě vodíku a pro další tepelné procesy. Tento výzkum a vývoj je mnohem rozsáhlejší než pro variantu s 550 °C a vyžaduje nové složení materiálů a další vývoj paliva na bázi nitridu.

4.2.2 Technologický základ

Technologie, které by mohly sloužit jako základ pro další výzkum, vycházejí z dnes používaných ruských ponorek třídy alfa, kde funguje chlazení Pb - Bi slitinou, dále z programu IFR (Integral Fast Reactor) s recyklací paliva z kovových slitin a jeho přepracování, a také z prvků pasivní bezpečnosti a modulárního designu v projektu ALMR (Advanced Liquid Metal Reactor). Současné nerezové oceli a kovové palivo, vyvinuté pro sodíkem chlazený rychlý reaktor, mohou být použity i pro olovo - bismutem chlazený reaktor s výstupní teplotou 550 °C.

[9] Rankin - Clausiův cyklus sestávající se z izoentropické expanze (turbína), izobarického odvodu tepla, izoentropické komprese (kompresor) a izobarického ohřevu.

Technologické mezery a nedostatky. Podstatné nedostatky jsou v následujících oblastech:

- Zbývá dořešit několik otázek týkajících se paliva a konstrukčních materiálů u výstupní teploty 550 °C, ale zůstává mnoho podstatných problémů u varianty 750 - 800 °C, včetně:
  - Vývoje nitridového paliva a slučitelnosti paliva s potahem.
  - Vysokoteplotních konstrukčních materiálů.
  - Ekologických otázek spojených s použitím olova.
- Design systému LFR, včetně:
  - Odvodu tepla z jádra jak pro přirozenou tak pro vnucenou cirkulaci.
  - Neutronových dat a nových nástrojů analýz.
  - Kontroly chemického složení chladiva a produktů koroze, zejména obsahu kyslíku, aktivačních produktů a polonia ^{210}Po.
  - Inovační metody odvodu tepla.
  - Systému výměny paliva.
  - Seismické izolace.
- Bilance elektrárny, přizpůsobení se nadkritickým parám Rankinova cyklu nebo vyvinutí technologie výroby elektřiny z nadkritické CO_2, a dále zaměření na výrobu vodíku a výměníků tepla pro technologické tepelné procesy.
- Ekonomika systému, zejména s důrazem na modularizaci a tovární předvýrobu.
- Technologie palivového cyklu včetně vzdálené výroby paliva i chladiva.

4.2.3 Oblasti dalšího vývoje

Palivo a materiály. Krátkodobá alternativa počítá s využitím kovové slitiny jako paliva, případně nitridu, pokud bude dosažitelný. Palivo z kovových slitin ve formě tyčí pro teplotu 550 °C, U/TRU/Zr recyklace a technologie výroby jsou již více méně vyvinuty u sodíkem chlazených systémů. Směs nitridu jako paliva je možná i pro variantu s 550 °C, ale je naprosto nezbytná u vysokoteplotní alternativy. Bude trvat minimálně 10 - 15 let než získáme nové palivo na bázi Pb nebo Pb - Bi vhodné pro dlouhodobý provoz. V průběhu realizační fáze bude výzkum limitován nalezením vhodného materiálu pro pokrytí a vlastního složení nitridu.

Vyšetřování materiálů. Nejvyšší priorita je u výzkumu materiálů kladena na pokrytí paliva, materiál vnitřku reaktoru a výměníky tepla. V první fázi se pokusíme využít materiálů z dalších oblastí techniky, jako je letecký a kosmický průmysl a výroba plynových turbín.

Cílem není pouze vysoká životnost, ale i levná výroba, využívající nejnovější tvářící a spojovací technologie. Pokrytí musí být slučitelné jak s olovem popř. slitinou Pb - Bi na straně chladiva, tak se směsí nitridu na straně paliva. Odolnost proti radiačnímu poškození v prostředí s rychlými neutrony musí být alespoň 15 až 20 let. Teoreticky přicházejí do úvahy SiC nebo ZrN kompozity pro povlaky u varianty s výstupní teplotou 800 °C, zatímco pro nízkoteplotní variantu postačuje standardní feritická ocel.

Komponenty reaktoru. Vnitřní uchycení reaktoru, technika výměny paliva, umístění jádra a jeho upnutí, jsou nyní největší otázky, jelikož vnitřek reaktoru a palivo bude ponořeno v hustém chladivu.

Ekonomika. Pro schůdnost zadaného výzkumu a vývoje je třeba zjistit, zda úsporná opatření mohou jít ruku v ruce se zjednodušením elektrárny, jakými jsou (1) chladivo netečné se vzduchem a vodou, (2) možnost použití přímého Braytonova cyklu nebo cyklu s nadkritickou párou, (3) ekonomika masové výroby, modulární montáž a minimální čas na výstavbu v místě elektrárny a konečně (4) možnost výroby dalších energetických produktů, popř. využití odpadního tepla.

Modulární konstrukce. Dosažení úspěchu v ekonomických otázkách u bateriového a modulárního systému bude záviset na úspěšném převzetí a adaptaci postupů masové výroby z odvětví jako je letectví a automobilismus, a jejich adaptaci na rychlou stavebnicovou konstrukci v místě výstavby, používaný například při stavbě ropných plošin a v loďařství. Ekonomické analýzy pro celou životnost elektrárny mohou počítat s moderními postupy v konstrukci, výrobě, přepravě, montáži a spouštění, s dalšími pak v monitorování a údržbě.

4.2.4 Hodnocení

Systém LFR je nejlépe hodnocen pro jeho udržitelnost (uzavřený palivový cyklus), zamezení zneužití jaderného odpadu a fyzické ochraně, protože používá vsázku s dlouhou dobou života. Dále je kladně hodnocen pro jeho ekonomičnost. Bezpečnost může být dále zvýšena výběrem relativně inertního chladiva. Systém je primárně určen pro výrobu elektřiny a vodíku, případně pro správu aktinoidů s dobrou ochranou před zneužitím. S jeho využitím se počítá po roce 2025.

4.3 Reaktorový systém s roztavenými solemi – MSR

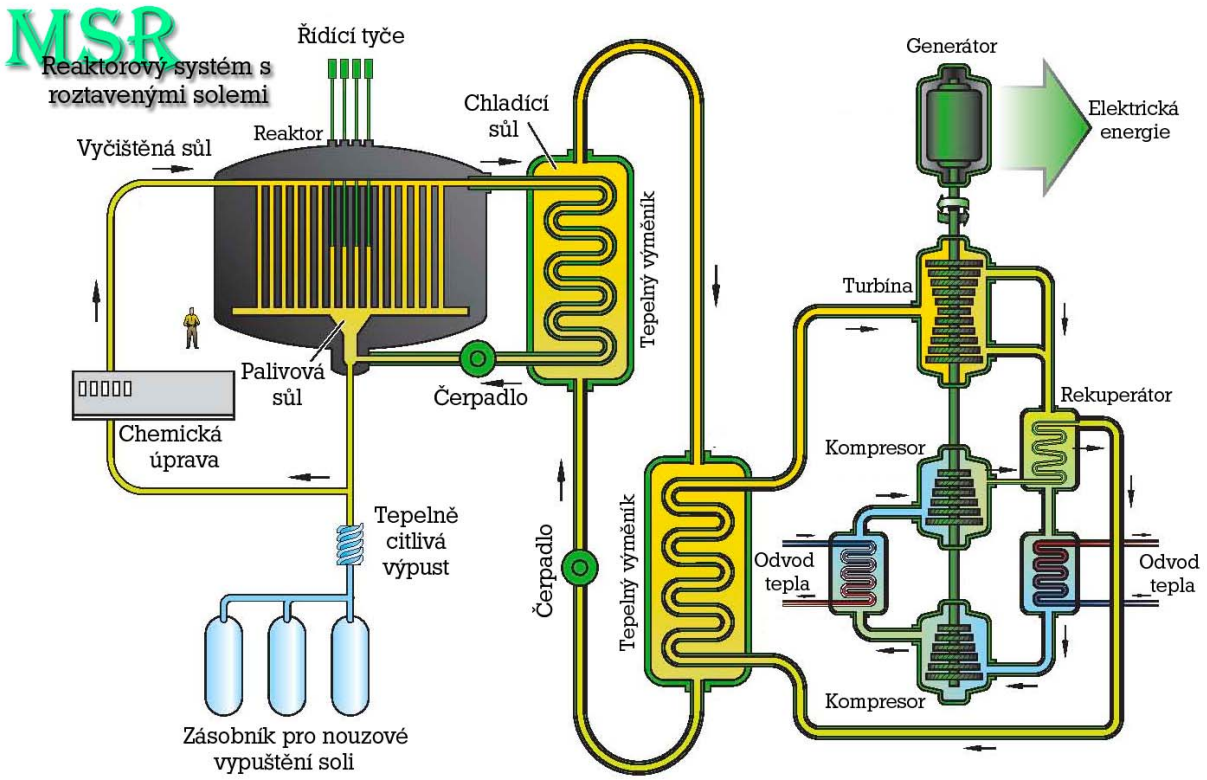
4.3.1 Základní informace

Reaktor MSR patří ve vybraných energetických systémech GIV mezi nejpokrokovější. Neutronové spektrum od epitermálního až po termální a uzavřený cyklus výborně vyhovuje efektivnímu využití plutonia a minoritních aktinoidů. Systém může pracovat jako transmutor [10], reaktor s relativně velmi nízkou tvorbou radioaktivních odpadů nebo jako reaktor pracující v U - Th (uran - thoriovém) palivovém cyklu. Palivo bude ve formě roztavených fluoridů uranu, sodíku a zirkonia, moderátorem bude pevný grafit. Používané soli tají při teplotách 425 až 510 °C. Při pracovních teplotách asi 550 až 750 °C jsou výborně tekuté. Soli nereagují aktivně se vzduchem ani vodou, což podstatně snižuje konstrukční problémy. Tenze par je velice nízká a tak je možno systém provozovat beztlakově. Soli mají dobré korozní vlastnosti a jsou již vyzkoušeny některé materiály, které pro tyto systémy vyhovují jako např. Hastelloy N. Nespornou výhodou je také to, že rozpuštěné palivo jde obtížně zneužít např. pro teroristické účely. Produkty z vyhořelého paliva jsou rozpuštěny fluorovodíkem v pomocném provozu a vzniklé fluoridy se přidávají do směsi paliva a zároveň chladiva, která se kontinuálně čistí od produktů štěpení. Odstraňování štěpných produktů může být prováděno buď radiochemickou separací nebo mechanicky pomocí centrifug: izotopy obsažené v palivu můžeme rozdělit na lehké (chladiva), střední (štěpné produkty) a těžké (aktinoidy). Lehké a těžké složky se vrací do systému. Štěpné produkty je možno dále třídit a radioaktivní izotopy vrátit a znovu transmutovat. Schématicky je systém znázorněn na obrázku 7.

Systém MSR má následující unikátní vlastnosti:

- Dobré neutronové hospodářství, otevírající alternativy pro spalování aktinoidů a/nebo jejich vysokou přeměnu.
- Vysoká provozní teplota představuje potenciál pro případnou výrobu vodíku.
- Fluoridy roztavených solí mají velmi nízký tlak par, což značně redukuje tlaky na nádobu a potrubí.
- Inherentní bezpečnost je zde zaručena nouzovým vypouštěním paliva, pasivním chlazením a nízkou koncentrací nestabilních štěpných produktů.
- Doplňování paliva, jeho přepracování a odstranění štěpných produktů je prováděno za provozu.

[10] Spalovač aktinoidů a dlouhodobých štěpných produktů.



Obrázek 7. Reaktorový systém s roztavenými solemi

Jsou zde čtyři možnosti palivového cyklu: (1) Maximální poměr přeměny (až 1,07) využívající U - Th palivový cyklus, (2) denaturovaný[11] U - Th transmutor, s minimální zásobou materiálu vhodného pro použití ve zbraních hromadného ničení, (3) denaturovaný otevřený aktinoidový cyklus (spalující Pu a minoritní aktinoidy), s potřebou minimální chemické úpravy a konečně (4) spalovač aktinoidů s jejich plynulou recyklací. Poslední možnost pro výrobu elektřiny vypadá jako nejnadějnější zástupce MSR reaktorů. Preferovány zde jsou soli fluoridů s velkou rozpustností aktinoidů, například NaF/ZrF_4. Pokud bude cílem výroba vodíku, budou upřednostňovány soli s menším potenciálem pro tritium. Soli lithia a berylia budou navrženy tehdy, pokud nám půjde o co největší poměr přeměny. Zpracování tekutého paliva "za provozu" je nutné pouze u varianty s vysokým poměrem přeměny, abychom se zde vyvarovali parazitní ztrátě neutronů při rozpadu protaktinia ^{233}Pa na palivo ^{233}U. Výměna paliva při odstávce elektrárny je možná při variantě se správou aktinoidů, při výrobě vodíku a elek-

[11] Denaturovaný proces znamená přeměnu štěpných materiálů, vhodných pro použití v jaderných zbraních do formy nevhodné pro toto využití a zároveň do formy, ze které již nebudou moci být transformovány zpět [68].

třiny. Aby jsme se zde dostali na podobný poměr přeměny jako u reaktoru LWR, musíme počítat s výměnou solného paliva vždy jednou za několik let.

Reaktor může využívat jako paliva ^{238}U nebo ^{232}Th rozpuštěného ve formě fluoridu v roztavené soli. Následkem termálního nebo epitermálního spektra fluoridů solí, může ^{232}Th dosáhnout stupeň přeměny větší než jedna. Rozmezí provozních teplot se může pohybovat od bodu tání eutektických fluoridů solí (okolo 450 °C) až do teploty chemické kompatibility slitin niklu (kolem 800 °C). Referenční elektrárna by měla mít výkon 1000 MW_e při tlaku menším než 0,5 MPa. Shrnutí referenčních parametrů je v tabulce 7.

Parametr reaktoru	Referenční hodnota
Čistý výkon	1000 MW_e
Měrný objemový výkon	22 MW_t/m^3
Čistá tepelná účinnost	44 až 50 %
Vstupní teplota paliva	565 °C
Výstupní teplota	700 °C (850 °C pro výrobu vodíku)
Moderátor	Grafit
Palivový cyklus	Přihřívaný, vratný, heliový Braytonův cyklus

Tabulka 7. Referenční hodnoty reaktoru MSR

4.3.2 Technologický základ

Systém MSR byl objeven a vyvíjen v 50. letech pro pohon letadel. Projekt ARE (Aircraft Reactor Experiment) demonstroval v roce 1954 vysoké teploty (815 °C) a solidní výkonnost s cirkulací roztavených fluoridů soli (NaF/ZrF_4). Osmimegawattový reaktor s roztavenými solemi byl provozován v 70. letech v Oak Ridge National Laboratory v rámci tzv. MSRE (Molten Salt Reactor Experiment), kde bylo demonstrováno mnoho základních rysů, včetně (1) fluoridů soli lithium/berylium, (2) grafitového moderátoru, (3) stabilního výkonu, (4) systému bez přítomnosti plynu a (5) možnost použití různých paliv, včetně ^{235}U, ^{233}U a plutonia. Byl navrhnut detailní 1000 MW_e návrh reaktoru s roztavenými solemi. V rámci těchto programů bylo vyřešeno mnoho zásadních problémů týkajících se provozu stejně tak jako stability roztavených solí a jejich kompatibility s grafitem a niklovou slitinou Hastelloy N.

Technologické mezery a nedostatky. Systém MSR má několik nedostatků, které je nutné dořešit. Nejvyšší priorita je kladena na chemické složení solí, rozpustnost aktinoidů a lantha-

noidů[12] v palivu, kompatibilita s ozářenou rozpuštěnou solí, konstrukčními materiály a grafitem a pokovení tepelných výměníků. Specifické oblasti tohoto výzkumu lze rozdělit následovně:

- Rozpustnost minoritních aktinoidů a lanthanoidů v roztavených solích fluoridu pro správu aktinoidů s jejich vysokou koncentrací.
- Chování roztavených solí po celou dobu života, chemické složení paliva a přepracování během provozu a možnosti konečné likvidace odpadů.
- Kompatibilita materiálů jak s čerstvým tak ozářeným palivem z roztavených solí při vysokoteplotních operacích.
- Pokovení primárních stěn tepelného výměníku vzácnými kovy.
- Vývoj technologií pro zpracování solí, separaci a přepracování, včetně zjednodušení technologického postupu.

Fáze *realizovatelnosti* je zakončena studiemi návrhu koncepčního řešení a předběžné technické specifikace pro reaktor a výrobní cyklus. V *demonstrační* fázi bude třeba překonat následující problémy:

- Vývoj paliva a jeho kvalifikace pro možnost výběru vhodného složení roztavené soli.
- Studie koroze a křehnutí, pro určení doby života materiálů a jejich spolehlivosti.
- Vývoj technologie pro kontrolu tritia (^{3}H).
- Kontrola chemického složení, kontrola REDOX[13], čištění soli.
- Technologie utěsnění grafitu, vylepšení stability grafitu a jeho testování.
- Detailní koncepční návrh a jeho specifikace.

4.3.3 Oblasti dalšího vývoje

Paliva a materiály. Hlavním úkolem výzkumu pro specifikaci paliva je, vyvinout jednoduchý a spolehlivý technologický postup zpracování, od počátečního zavážení, až po zpracování finálního odpadu. Výzkum musí poskytnout základní kinetické a termodynamické údaje, charakteristiku chování produktů štěpení, a také určit optimální proces pro separaci štěpných produktů, včetně lantanoidů, bez odstranění minoritních aktinoidů. Výzkum rozpustnosti

[12] Jeden ze skupiny čtrnácti chemických prvků následujících v periodickém systému prvků za lanthanem a majících podobné fyzikální i chemické vlastnosti.
[13] Reakce REDOX zahrnuje veškeré chemické procesy ve kterých se mění oxidační číslo atomů.

minoritních aktinoidů a lanthanoidů poskytne rozhodující údaje potřebné pro návrh reaktoru, schopného spalování minoritních aktinoidů, s jejich minimální zásobou v reaktoru.

Výběr solného paliva. Palivo musí vyhovět požadavkům, které zahrnují vhodné neutronové vlastnosti (nízký aktivní průřez rozpouštějících součástí, radiační stabilitu, záporný teplotní koeficient), teplotní a transportní vlastnosti (nízký bod tání, tepelná stabilita, nízký tlak par, dostatečný přenos tepla a viskozitu), chemické vlastnosti (vysoká rozpustnost palivových součástí, kompatibilita s materiálem kontejnmentu a moderátorem, snadné přepracování paliva), kompatibilní s formou konečného odpadu, spolu s nízkou cenou paliva a výrobních procesů. Pro provoz reaktoru jako spalovače aktinoidů vzrůstá koncentrace štěpných produktů a transuranových prvků v jádru, což vyžaduje vyšší rozpustnost. To znamená vyšetřit nové složení fluoridů sodíku a zirkonia. Sodík má vyšší absorpční neutronový průřez a tak je o trochu méně neutronově příznivý. Tento nedostatek může být částečně kompenzován zvýšením obohacení paliva, a dále, volbou NaF - ZrF_4 místo BeF_2 zvýšíme rozpustnost soli a snížíme produkci tritia. Navíc NaF - ZrF_4 a příbuzné soli s velkým obsahem thoria v nich rozpuštěném, by mohly mít lepší koeficient teplotní reaktivity.

Kovové komponenty. Testy materiálové kompatibility vyžadují prostředí s intenzivním ozařováním. První výsledky tohoto výzkumu by měly určit reakce štěpných produktů (pokud budou), změřit mechanické vlastnosti a demonstrovat dobu života konstrukčních materiálů. Zkoušený materiál by měl obsahovat i slitiny na bázi niklu, které byly odzkoušeny v programu MSR v 50. a 60. letech, jako jsou INOR-8, Hastelloy B a N a Inconel, stejně jako ostatní nadějné materiály, např. slitiny niob-titanu. Slitiny na bázi niklu se osvědčily jako vhodný konstrukční materiál. INOR-8 je pevný, stabilní, korozivzdorný a má dobré tvářící a svařovací charakteristiky. Je plně kompatibilní s grafitem a nesodíkovými solemi až do 815 °C (se sodíkovými jen do 700 °C). Upravený Hastelloy N, vyvinutý pro použití s fluoridovými solemi při vysokých teplotách (do 800 °C), je korozivzdorný, ale vyžaduje další dlouhodobé testování.

Grafit. Primární funkcí grafitu v reaktoru je zajistit moderaci neutronů. Poškození grafitu radiací bude vyžadovat jeho výměnu každých 4 až 10 let, stejně jako např. u VHTR reaktorů. Zvýšení odolnosti grafitu přímo zvyšuje využitelnost elektrárny, jelikož systém MSR nemusí být odstaven při výměně paliva. To by mělo motivovat k intenzivnímu výzkumu grafitu s vylepšenými vlastnostmi.

Výběr chladících solí sekundárního obvodu. Soli sekundárního okruhu budou pracovat ve výrazně méně škodlivých podmínkách než primární systém. Teplota je nižší, nejsou zde štěpné produkty ani aktinoidy a vliv neutronů je mnohem nižší. Kovy musí odolat korozi chladící soli, takže mohou být stejné, jako v primárním okruhu popř. flor-borité směsi jako alternativa (směs $NaBF_4$ a NaF). Další výzkum musí potvrdit vhodnost těchto materiálů. Volba soli bude částečně záviset na druhu energetické přeměny v terciárním okruhu.

Palivový cyklus. Historicky bylo vždy předpokládáno, že k výrobě elektřiny bude využívána energie páry. Poslední studie ukazují, že použití pokročilé heliové plynové turbíny pro výrobu elektřiny může zvýšit účinnost, snížit cenu, poskytnout účinný mechanismus k filtraci tritia a vyhnout se potenciálním chemickým reakcím mezi solemi sekundárního chladiva a tekutinou terciárního okruhu. Další výzkum musí potvrdit tyto předpoklady a navrhnout vhodný systém.

Design a ohodnocení. Detailní návrh reaktoru na roztavené soli nebyl od roku 1970 znova vytvořen. Modernizovaný design (včetně kompromisních studií) je třeba k lepšímu pochopení silných stránek a slabin a postupnému naplnění ekonomických záruk. Současná regulační (a licenční) struktura je navržena jen pro systémy s pevným palivem, proto MSR potřebuje rovnocenný bezpečnostní regulaci pro tekutá paliva. Jelikož jde o prostředí s vysokou radiací, je zde potřeba nových technologií pro dálkové a robotické ovládání, inspekci a opravy.

Palivový cyklus. Značný pokrok musí být dosažen zejména v oblasti zpracování soli a její kvality. Dřívější práce ukazují (ovšem pouze v laboratorním měřítku) technologické schéma odstranění radionuklidů ze soli a maximální poměr přeměny. Cílem je vyvinout jednoduchý proces s poměrem blízkým jedné, který bude optimalizován pro transmutaci aktinoidů z jiných reaktorů. Další úsilí bude věnováno výzkumu finálního jaderného odpadu a dořešení otázek týkajících se nešíření jaderných materiálů a fyzické ochrany systému MSR.

4.3.4 Hodnocení

Systém MSR je nejlépe hodnocen v udržitelnosti, díky uzavřenému palivovému cyklu a výbornému výkonu ve spalování odpadů. Dobře je na tom i v oblasti bezpečnosti, zabránění nešíření jaderných materiálů a fyzické ochraně. “Neutrálně“ je na tom z ekonomického hlediska kvůli velkému počtu subsystémů. Počítá se s jeho využitím k výrobě elektřiny a spalování odpadů. S jeho výstavbou se počítá až po roce 2025.

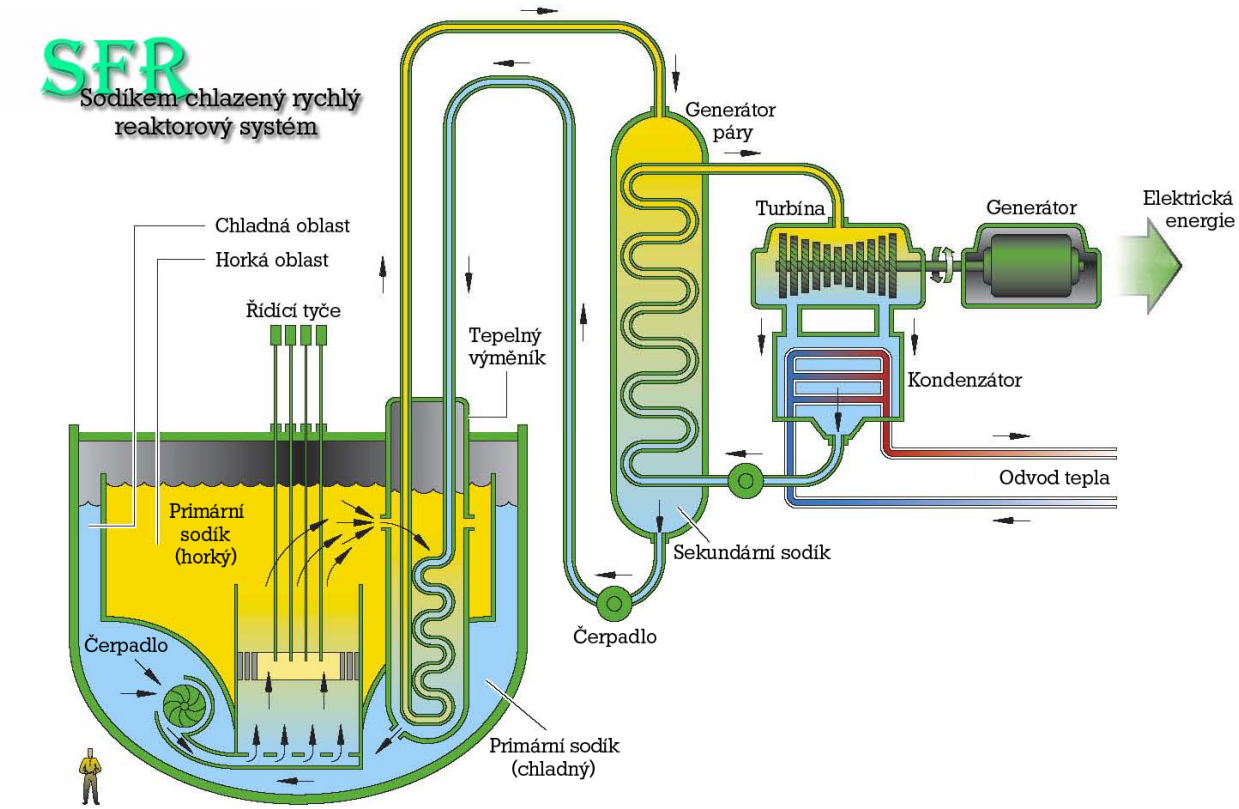
4.4 Sodíkem chlazený rychlý reaktorový systém – SFR

4.4.1 Základní informace

Jedná se o reaktor s vysokoenergetickými neutrony a uzavřeným palivovým cyklem. Primární poslání systému je správa vysoceaktivních odpadů a zvláště pak aktinoidů a plutonia. Uzavřený aktinoidový palivový cyklus si můžeme představit ve dvou různých uspořádáních. První, středně velký (150 - 500 MW_e), sodíkem chlazený reaktor s palivem z kovové slitiny uranu-plutonia-zirkonia, podporovaný palivovým cyklem založeným na pyrometalurgickém zpracování (pyroprocesu), umístěném společně s reaktorem. Druhou možností jsou střední až velké (500 - 1500 MW_e), sodíkem chlazené rychlé reaktory s dobře známou a ve světě používanou směsí MOX, podporovanou palivovým cyklem, založeným na pokročilém vodním zpracování v centrální oblasti, obsluhující několik reaktorů. K chlazení tohoto systému bude použit tekutý sodík, jehož teplota se na výstupu z rychlého reaktoru pohybuje obvykle mezi 530 až 550 °C. Systém si můžeme prohlédnout na obrázku 8.

Většina jaderných reaktorů zatím využívá tepelné, resp. nízkoenergetické neutrony. Ačkoliv tyto reaktory dokážou vyrábět elektřinu s malými náklady, nejsou příliš vhodné při produkci jaderného paliva (zpomalování neutronů neumožňuje jejich zachycování v ^{238}U) ani při jeho recyklaci. Rychlý reaktor dokáže využít téměř veškerou energii obsaženou v přírodním uranu, oproti pouhému jednomu procentu využitému v tepelných reaktorech. Neutrony s vyšší energií v rychlých reaktorech lze využít k produkci nového paliva nebo k likvidaci odpadů s dlouhou dobou života a plutonia z rozebraných zbraní.

K použití s rychlými neutrony se kovová chladiva výborně hodí. Za prvé, mají mimořádně vysokou tepelnou vodivost, což jim mimo jiné umožní přestát havárie podobné těm v Three Mile Island. Za druhé, některé (ale ne všechny) kapalné kovy jsou vůči zařízení podstatně méně korozivní než voda. Tím se zvyšuje životnost tlakové nádoby a dalších důležitých složek systému. Za třetí, tyto vysokoteplotní systémy mohou pracovat při tlaku, který je blízký tlaku atmosférickému. To značně zjednodušuje návrh systému a snižuje riziko havárie. Radioaktivní sodík bohužel reaguje s vodou a vzduchem, za uvolnění značného množství tepla. Proto byl přidán druhý sodíkový okruh, který izoluje primární chladivo v aktivní zóně reaktoru od vody v parním systému, která vyrábí elektřinu pomocí tradičního Rankinova cyklu.



Obrázek 8. Sodíkem chlazený rychlý reaktorový systém

Primární chladící obvod může být navržen buď jako bazén (obvyklý přístup, kdy jsou všechny součásti primárního okruhu uloženy v jedné nádobě a jak je ukázáno na obrázku), nebo jako kompaktní okruh, podporovaný například v Japonsku. Jak již bylo řečeno, technologie palivového cyklu bude buď *pokročilé vodní zpracování* nebo *pyroproces,* vycházející ze složeného výrazu *pyrometalurgické zpracování.* Oba cykly mají podobné cíle: (1) zotavení a recyklaci 99,9 % všech aktinoidů, (2) přirozeně nízký dekontaminační faktor produktů, které je činí vysoce radioaktivními a (3) zákaz separace plutonia v jakékoliv fázi procesu z důvodů zabránění zneužití jaderného materiálu. Tyto technologie palivového cyklu musí být navíc adaptabilní palivům s tepelným spektrem. To je nezbytné ze dvou důvodů: (1) Spouštěcí palivo rychlých reaktorů musí skutečně pocházet z vyhořelého paliva tepelných reaktorů. (2) Aby mohly být využity výhody pokročilého palivového cyklu ve správě odpadů (jmenovitě redukce počtu budoucích úložišť a redukce požadavků na jejich technické vybavení), bude muset být palivo z tepelných reaktorů využito se stejným regeneračním faktorem. Tudíž,

technologie reaktoru a palivového cyklu je silně propojena. Základní parametry elektrárny jsou v následující tabulce.

Parametry reaktoru	Referenční hodnota
Výstupní teplota	530 - 550 °C
Tlak	~ 1 Atm
Jmenovitý výkon	1000 - 5000 MW_t
Palivo	Slitina oxidu nebo kovu
Pokrytí	Feritické
Průměrné vyhoření	~ 150 - 200 GWd/t
Poměr přeměny	0,5 - 1,3
Měrný objemový výkon	350 MW_t/m^3

Tabulka 8. Parametry SFR reaktorů

4.4.2 Technologický základ reaktoru SFR

Sodíkem chlazený reaktor je nejvyvinutější ze všech šesti systémů IV. generace. Systém SFR fungoval ve Francii, Japonsku, Německu, Anglii, Rusku a USA. Demonstrační reaktory od 1,1 MW_t (v rámci projektu EBR-I (Experimental Breeder Reactor Number One) v roce 1951) po elektrárnu 1200MW_e (v projektu Superphenix v roce 1985), a další sodíkem chlazené reaktory dodnes fungující v Japonsku, Francii a Rusku. Výhoda předchozích investic se odráží v tom, že potřeby dalšího výzkumu a vývoje souvisejí zejména s výkonnostními otázkami. Variantou paliva je buď směs MOX nebo kov. Obě varianty jsou dostatečně vyvinuty, přestože směs MOX je probádána podstatně více než varianta s kovy.

Variantou recyklace paliva je pokročilé vodní zpracování nebo pyroproces. Technologická báze pro první variantu vychází z dlouhé a úspěšné zkušenosti několika zemí s technologií PUREX[14] (Plutonium and Uranium Recovery by Extraction). Proces, který navrhuje Japonsko, je zjednodušený příbuzný PUREXu s tím, že v žádné fázi procesu nejsou vysoce čisté produkty. Vysoce aktivním odpadem z pokročilého vodního zpracování je glazované sklo. Pyrometalurgické zpracování neboli pyroproces je ve vývoji od začátku projektu IFR (Integral Fast Reactor) ve Spojených státech v roce 1984. Po ukončení projektu v roce 1994 výzkum pokračoval, za účelem upravení vyhořelého paliva z projektu EBR-II. V tomto pozdějším

[14] Metoda je podrobněji popsána v kapitole 6.3.

využití nebylo požadováno obnovení plutonia a minoritních aktinoidů, takže zkušenosti pyroprocesu s těmito materiály zůstaly pouze v laboratorním měřítku. Podstatná část vývoje byla provedena v oblasti uložení vysoce aktivního paliva z pyroprocesu, které je buď ve formě sklem zabezpečených minerálů (keramiky) nebo zirkoniové nerezové oceli.

Technologické mezery. Podstatné technologické nedostatky jsou v následujících oblastech:

- Zajistit pasivní bezpečnostní odezvu na všechny základní iniciátory poruch, včetně jejich krátkodobého působení bez nutnosti odstavit reaktor.
- Redukce hlavních nákladů.
- Test schopnosti reaktoru čelit hraničním stavům.
- Rozšířit pyroproces s ukázkou zotavení většiny minoritních aktinoidů.
- Vývoj technologie výroby oxidů paliva se vzdálenou obsluhou a údržbou.

Základní otázky, týkající se *realizovatelnosti* systému, souvisí s jeho snášením hraničních stavů. Další otázky se týkají inspekce a oprav za provozu (v tekutém sodíku) a dokončení palivové databáze. Základní výkonovou otázkou je snížení nákladů na konkurenceschopnou úroveň. V projektu S-PRISM (Super-Power Reactor Inherently Safe Module) je základem redukce ceny modulární konstrukce. V Japonském návrhu JNCDI (Japan Nuclear Cycle Development Institute) pak inovace jako (1) redukce počtu primárních okruhů, (2) integrované čerpadlo a přechodný tepelný výměník a (3) využití pokročilých konstrukčních materiálů.

U pokročilého vodního zpracování je minimální zkušenost s produkcí keramických tablet, které obsahují minoritní aktinoidy a stopové množství štěpných produktů a dále je nutné prokázat zvýšení vykrystalizování uranu. Splnění těchto otázek je klíčem k dosažení nákladových cílů. Pro pyroproces zůstávají otázky realizovatelnosti a nedostatek zkušeností s recyklací plutonia a minoritních aktinoidů ve velkém měřítku, minimální zkušenost s redukcí zařízení potřebného k odstranění aktinoidů z elektrolyticky-rafinačních solí před zpracováním a minimální zkušenost se systémy iontové výměny, pro redukci objemu keramických odpadů.

4.4.3 Oblasti dalšího vývoje

Palivo a materiály. Varianty pro použití paliva je směs MOX a kovová slitina. Oba typy budou obsahovat malou část minoritních aktinoidů a se zamýšleným nízko-dekontaminačním palivovým procesem také malé množství štěpných produktů. Přítomnost minoritních aktinoi-

dů a štěpných produktů vyžaduje dálkově řízenou výrobu paliva. To vytváří potřebu ověřit, zda takto vyráběné palivo bude v reaktoru adekvátně pracovat.

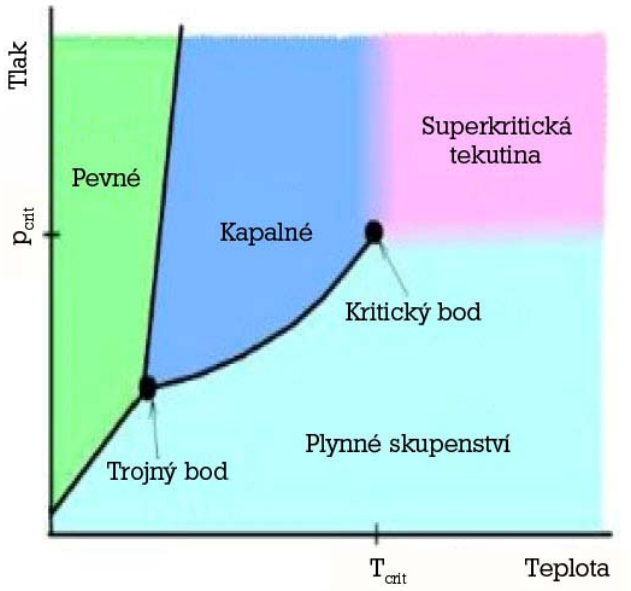
Bezpečnost. Celosvětové zkušenosti s využitím těchto systémů ukazují, že mohou být provozovány bezpečně a spolehlivě. Bezpečnostní výzvy souvisejí s (1) ověřením předvídatelnosti a efektivnosti mechanismů, které budou přispívat k pasivně-bezpečnostní odezvě a řešení předpokládaných a přechodných stavů bez výpadku reaktoru a (2) zabezpečení hraničních stavů, které budou považovány za udržitelné, bez ztráty schopnosti chlazení paliva nebo ztráty funkčnosti kontainmentu.

4.4.4 Hodnocení

Jelikož sodíkem chlazené reaktory vyžadují dvojstupňový přenos tepla mezi aktivní zónou a turbínou, jsou nákladnější. Tepelná účinnost je kromě toho nižší než např. u nejmodernějších vodou nebo vzduchem chlazených reaktorů. Navíc, kapalné kovy jsou neprůhledné, což ztěžuje kontrolu a údržbu jednotlivých složek zařízení. Systém SFR je nejlépe hodnocen z hlediska udržitelnosti, díky uzavřenému palivovému cyklu a výborné schopnosti při správě aktinoidů, dále pak v bezpečnosti a ekonomičnosti a trochu hůře v oblasti fyzické ochrany a nemožnosti zneužití vyhořelého paliva, jelikož reaktor vyprodukuje víc plutonia, než ho sám spálí. Systém SFR je první systém se správou aktinoidů, který by měl být využit v krátkodobém horizontu. Vzhledem ke zkušenostem s oxidy paliva by měl být nasazen už po roce 2015.

4.5 Superkritický, vodou chlazený reaktorový systém – SCWR

4.5.1 Základní informace



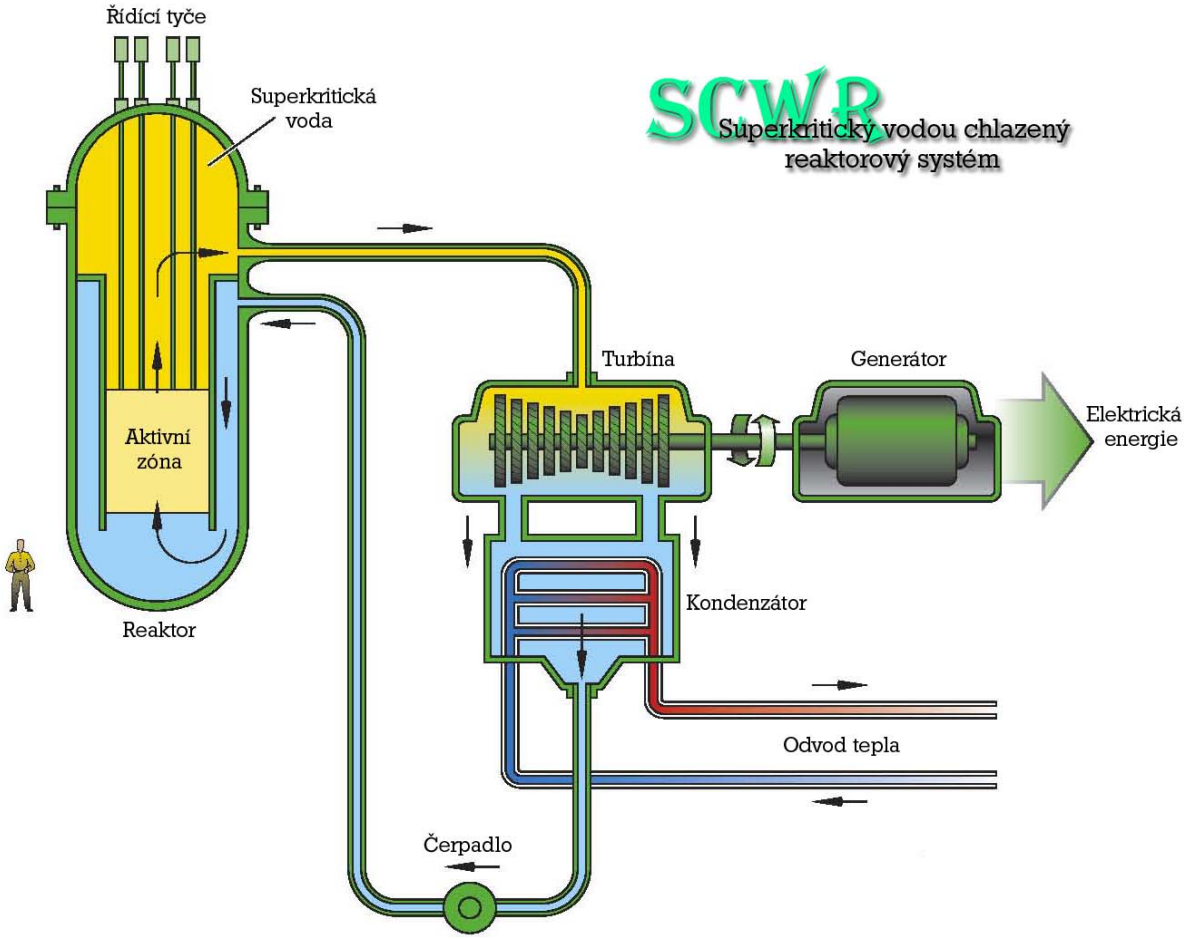
Obrázek 9. Fázový diagram vody

Jedná se vysokoteplotní, vysokotlaký reaktor, pracující nad termodynamickým kritickým bodem vody, přičemž kritičností se zde rozumí parametry vodní (22,1 MPa, 374 °C)[15], nikoliv neutronově-fyzikální. Z obrázku 9 si můžeme dobře představit, v jaké oblasti teplot a tlaků se budeme při provozu reaktoru pohybovat. Při těchto parametrech a superkritickém Rankinovu cyklu můžeme dosáhnout čisté tepelné účinnosti kolem 44 %. Nabízejí se dvě možnosti palivového cyklu. První je otevřený uranový cyklus s reaktorem na tepelné neutrony, druhý pak uzavřený, s rychlými neutrony a úplnou recyklací aktinoidů, založenou na pokročilém vodním zpracování. Využití varianty s rychlými neutrony bude záviset na úspěchu ve výzkumu a vývoji materiálů. U varianty s tepelnými neutrony bude kvůli nízké hustotě superkritické tekutiny přidán dodatečný moderátor, aby termalizoval[16] neutrony v aktivní zóně. V obou případech bude mít referenční elektrárna výkon asi 1700 MW_e při provozním tlaku 25 MPa a teplotou vody přibližně 280 °C na vstupu a 510 °C na výstupu. Při přechodu na nadkritické parní stavy se tlakovodní a varný reaktor fakticky spojují do jedné koncepce. Chladící voda v reaktoru přechází v superkritickou tekutinu, která se pak, stejně jako ve varném reaktoru, vede přímo do turbíny. Na rozdíl od tlakovodního reaktoru zde odpadá výroba páry (parogenerátor) a rozdělování do primárního a sekundárního okruhu. Nejsou zde odlučovače ani sušiče páry. Díky těmto změnám se dosahuje citelně vyšší účinnosti zařízení. Hlavní nevýhodou systémů s vodou při podmínkách nad kritickým bodem je zvýšená korozivita tohoto chladiva, což klade zvýšené požadavky na materiály a jejich strukturu.

[15] Tyto podmínky jsou známy jako kritický bod vody, při kterém se ztrácí rozdíl mezi kapalinou a párou. V tomto bodu se voda chová jako spojitá tekutina s výjimečným specifickým teplem (tepelnou kapacitou) a dosahuje nejvyšší tepelné vodivosti. Při zahřívání se nevaří a při rychlém uvolnění tlaku se mění v páru.

[16] Proces, při kterém ztrácejí neutrony elastickými srážkami svou energii až na úroveň termálních neutronů.

Tyto systémy mají být pokračováním klasických tlakovodních reaktorů PWR. Oproti současným reaktorům však mají mít vyšší účinnost (33 - 35 % u současných tlakovodních a 44 % u budoucích superkritických reaktorů). Systém SCWR je schématicky znázorněn na obrázku 10.



Obrázek 10. Superkritický vodou chlazený reaktorový systém

Systém má některé unikátní vlastnosti, které nabízejí značné výhody v porovnání se současnými systémy LWR, a to v následujících oblastech:

- Vyšší tepelnou účinnost.
- Nižší průtok chladiva, což vede k redukci velikosti chladících čerpadel, potrubí a s tím souvisejícího zařízení.
- Nižší množství chladiva.

- Neexistence varné krize, způsobená neexistencí druhé fáze chladiva v reaktoru.
- Absence vysoušečů páry, separátorů, parogenerátorů a oběhových čerpadel.

Japonský superkritický lehkovodní reaktor SCLWR (Supercritical Light Water Reactor) s termálním spektrem neutronů byl předmětem největšího výzkumu v posledních deseti až patnácti letech a je základem pro většinu referenčních návrhů. Nádoba SCLWR je konstrukčně podobná jako u PWR (třebaže primární systém chladiva je přímý cyklus typu BWR). Chladivo o vysokém tlaku (25,0 MPa) vstupuje do nádoby při 280 °C. Chladivo je v reaktoru zahřáté na 510 °C a odevzdáno cyklu výkonové přeměny, který kombinuje technologii LWR a technologii superkritických fosilních elektráren, kde vysoko, středně a nízkotlaké turbíny pracují se dvěmi přihřívajícími cykly. Předpokládané náklady pro 1700 MW_e elektrárnu by měly být kolem 900 USD/kW_e (tedy asi poloviční v porovnání s náklady na ALWR), následkem zjednodušení, větší kompaktnosti a lepší ekonomické rozvaze. Provozní náklady by pak měly být až o 35 % nižší než u současných lehkovodních reaktorů. Podobně jako u tlakovodního reaktoru se v případě poruchy samovolně spustí do aktivní zóny havarijní absorpční tyče. Následné uzavření obálky, snížení tlaku a odvodu páry se provádí podobně jako u varného reaktoru (navrhuje se převzetí prvků pasivní bezpečnosti z varného reaktoru SWR 1000).

Systém SCWR může být rovněž navržen pro práci s rychlými neutrony. Přehled referenčních parametrů budoucí elektrárny je v následující tabulce.

Parametry reaktoru	Referenční hodnoty
Základní konstrukční náklady	900 USD/kW_e
Výkon a tepelné spektrum neutronů	1700 MW_e, tepelné spektrum
Čistá účinnost	44 %
Vstupní/výstupní teplota chladiva a tlak	280/510 °C při 25 MPa
Měrný objemový výkon	~ 100 MW_t/m^3
Referenční palivo	UO_2, pokryté austenitickou, popř. martenzitickou nerezovou ocelí nebo Ni slitinou
Materiál paliva a pokrytí	Pokročilé vysokopevnostní slitiny
Vyhoření, poškození	~ 45 GWd/t, 10 - 30 dpa

Tabulka 9. Referenční hodnoty reaktoru SCWR

4.5.2 Technologický základ

Technologický základ SCWR můžeme nalézt v existujících LWR reaktorech a komerčních superkritických, vodou-chlazených, uhlí-spalujících elektrárnách. Nicméně jsou zde stále relativně nevyvinuté oblasti. Nebyl zde dosud vybudován ani testován žádný SCWR reaktor a neproběhly testy uvnitř reaktoru pro materiály primárního okruhu.

Technologické nedostatky. Základní technologické nedostatky jsou v následujících oblastech:

- SCWR materiály a jejich struktura, včetně:
  - Koroze a tlaková koroze (SCC - Stress Corrosion Cracking).
  - Radiolýza a chemie vody.
  - Objemová a mikrostrukturální analýza.
  - Pevné, křehnutí a tečení odolné materiály.
- Bezpečnost SCWR, včetně stability výkonového toku v průběhu provozu.
- Provedení elektrárny.

Otázky *realizovatelnosti* jsou záležitostí zejména prvních dvou bodů, otázky týkající se *proveditelnosti* pak prvního a třetího.

4.5.3 Oblasti dalšího vývoje

Palivo a materiály. Prostředí se superkritickou vodou je unikátní a existuje minimum dat o chování materiálů po ozáření při daných teplotách a tlacích. Zatím nebyl zvolen ani materiál paliva a pokrytí, ani dalších konstrukčních materiálů. Požadavky na pokrytí paliva budou mnohem vyšší u reaktoru s rychlým spektrem neutronů než u tepelného. Většina testů ozářením bude muset probíhat přímo v testovacím reaktoru, nicméně ozáření na bázi urychlovače, schopného produkovat vysoké proudy lehkých iontů, se jeví jako levná a rychlá alternativa pro zkoušky koroze a mikrostrukturální stability. Další vývoj bude muset vyřešit otázky, týkající se bezpečnosti, transportních vlastností, projevů LOCA (loss of coolant accident) neboli nehod spojených se ztrátou chladiva, stability výkonového toku a konstrukce, zatímco samotný reaktorový systém, palivový cyklus a bilance elektrárny nevyžaduje další podstatný výzkum.

4.5.4 Hodnocení

Nejlépe je systém hodnocen z hlediska ekonomičnosti, vzhledem k vysoké tepelné účinnosti a zjednodušení elektrárny. Ve variantě s rychlými neutrony je systém vysoce hodnocen v udržitelnosti. Dobře je na tom z hlediska bezpečnosti, fyzické ochrany a možnosti zneužití. Systém je primárně určen k výrobě elektrické energie s možností správy aktinoidů. Vzhledem k nutnosti dalšího materiálového výzkumu se dá počítat s uvedením do provozu až po roce 2025.

4.6 Vysokoteplotní reaktorový systém – VHTR

4.6.1 Základní informace

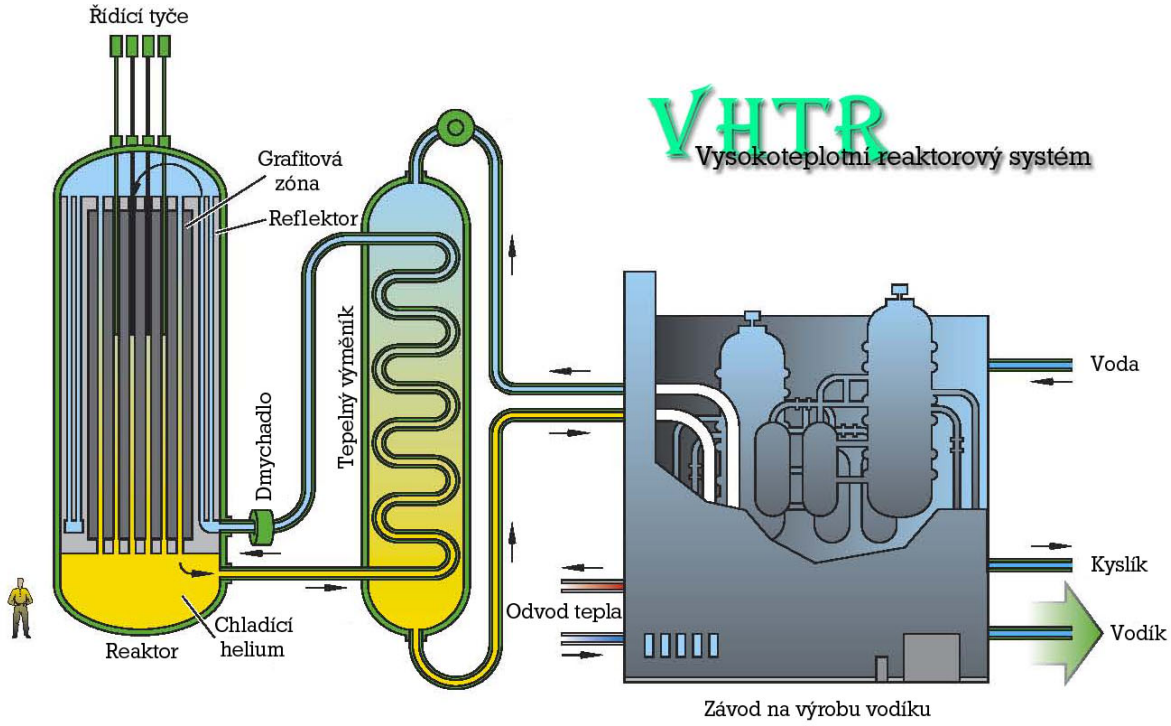
Vysokoteplotní reaktorové systémy mají být dalším krokem ve vývoji vysokoteplotních plynem chlazených reaktorů. Tyto systémy budou vynikat nejen vysokou bezpečností z hlediska těžkých havárií spojených s tavením aktivní zóny, ale výstupní parametry jejich chladiva (s největší pravděpodobností helia) je přímo předurčují pro zplyňování uhlí a produkci vodíku. Využitím vysoké výstupní teploty chladiva přes 1000 °C lze produkovat termochemickým jód-sirným I-S procesem (iodine sulfur process) vodík přímo z vody, případně z tepla, vody a zemního plynu, s mimořádnou účinností. Předpokládá se, že jednotka o výkonu 600 MW_t určená k produkci vodíku, může vyrábět až 2 miliony krychlových metrů vodíku za den. Systém VHTR může také vyrábět elektřinu s účinností přeměny přes 50 % při 1000 °C v porovnání s 47 % při 850 °C u systémů GT-MHR a PBMR. Kogenerace výroby tepla a elektřiny činí systém VHTR atraktivním pro velké průmyslové komplexy. Systém může zaujmout místo v rafinérství a petrochemickém průmyslu, kde by měl sloužit jako zdroj velkého množství procesního tepla při různých teplotách, včetně výroby vodíku. Výstupní teploty přes 1000 °C by mohly nalézt uplatnění v metalurgii, ocelářství a při výrobě hliníku.

V reaktoru bude probíhat štěpení tepelnými neutrony, moderovanými grafitem a chlazenými heliem v otevřeném palivovém cyklu. Předpokládané palivo bude mít pravděpodobně podobu koule se ZrC nebo SiC pokrytím tzv. PBMR jako např. Čínský HTR-10 nebo prizmatické bloky s plynovou turbínou moderovanou heliem GT-MHR, jako např. Japonský HTTR. Pro výrobu elektřiny bude přímo do primárního okruhu elektrárny umístěna plynová heliová turbína, jde tedy o *přímý cyklus*. Ostatní tepelné aplikace budou spojeny přes přechodný tepelný výměník, což nazýváme *nepřímým cyklem*.

4.6.2 Technologický základ

Základní technologie byla úspěšně odzkoušena v projektech HTGR jako Dragon, Peach Bottom, AVR, THTR a Fort St Vrain a také v pokročilých konceptech jako GT-MHR a PBMR. Prototyp elektrárny s vysokoteplotním reaktorem byl úspěšně provozován například v Německu v letech 1986-1990, kdy zde byla provozována demonstrační elektrárna THTR-300. Reaktor elektrárny obsahoval 675 000 palivových koulí o průměru 6 cm. Každá koule obsahovala 10 000 mikrokuliček paliva - celkem 10 gramů thoria a 1 gram silně obohaceného uranu - povlečených vždy třemi pevnými vrstvami karbidu křemíku a uhlíku. Výměna palivo-

vých koulí s vyhořelým uranem za čerstvé probíhala sypáním do reaktoru za plného provozu, což je oproti tlakovodním reaktorům podstatná výhoda. Chladicí helium dosahovalo teploty na výstupu 750 °C a demonstrační elektrárna poskytovala do veřejné sítě elektrický výkon 300 MW_e. Současný 30 MW_t HTTR projekt v Japonsku by měl ukázat proveditelnost zvýšení teploty až na 950 °C a využití teplotních procesů. Projekt HTR-10 v Číně by měl potvrdit využitelnost kogenerace a výroby elektřiny na hladině 10 MW_t. V současnosti je ve výstavbě moderní projekt PBMR v JAR. S výstavbou několika komerčních elektráren počítá Čína. Současná technologie výroby vodíku se nazývá parní reformace[17] (steam reforming), ale v laboratorním měřítku se intenzivně vyvíjí technologie výroby vodíku pomocí termochemického I-S procesu.



Obrázek 11. Vysokoteplotní reaktorový systém

[17] Je vhodná k získávání vodíku z lehkých uhlovodíků, v dnešní době zejména zemního plynu. Základem je endotermická reakce metanu s vodní parou $CH_4+H_2O(g) \rightarrow CO+H_2$. Pro dosáhnutí vysoké účinnosti konverze je třeba teplota na výstupu reformeru 700 až 1000 °C, jako katalyzátor je třeba použít nikl. Parní reformace je použitelná i pro zpracování methanolu, kterého nevýhodou je stále vysoká cena proti zemnímu plynu, na druhé straně ale stojí nižší náročnost a teplota jen 200 až 300 °C. Jako reformátor zde slouží měď [23].

Referenční hodnoty budoucí elektrárny jsou shrnuty v následující tabulce.

Parametry reaktoru	Referenční hodnota
Výkon reaktoru	600 MW_t
Vstupní/výstupní teplota chladiva	640/1000 °C
Průtok helia	320 kg/s
Měrný objemový výkon	6 - 10 MW_t/m^3
Referenční složení paliva	Bloky, tyče nebo koule se ZrC pokrytím
Čistá účinnost	> 50 %

Tabulka 10. Referenční hodnoty systému VHTR

Technologické nedostatky. Demonstrace realizovatelnosti jádra reaktoru zahrnuje některé podstatné technické požadavky. Nové materiály musí být vyvinuty tak, aby:

- Dovolily rostoucí teplotu jádra z 850 až na 1000 °C a pokud možno ještě vyšší.
- Povolit dosažení maximální teploty, dosahující při přechodných stavech až 1800 °C.
- Umožnit vyhoření paliva 150 - 200 GWd/t.
- Vyhnout se výkonovým špičkám a teplotním gradientům v jádře, stejně tak jako horkým proudům v chladícím plynu.

Chlazení heliem je zcela odlišné od dnešní průmyslové praxe a vyžaduje specifikaci a demonstraci. Realizovatelnost výroby vodíku využívající I-S proces vyžaduje demonstraci všech tří základních chemických reakcí[18] a vývoj korozivzdorných materiálů. Vývoj tepelných výměníků, potrubí a ventilů bude nezbytný k izolaci reaktoru od výrobního procesu, zejména pak pro izotopy jako je tritium, které může při vysokých teplotách snadno pronikat kovovými zábranami. Dále je nutné navrhnout vysoce výkonnou heliovou turbínu pro efektivní výrobu elektřiny.

4.6.3 Oblasti dalšího vývoje

Palivo a materiály. Rostoucí teplota má vliv i na požadavky na palivo. V reaktoru HTGR bylo použito palivo pokryté karbidy křemíku pro teploty kolem 1200 °C. Navrhovaná varianta s

[18] T 850 °C: $2H_2SO_4 = 2SO_2 + 2H_2O + O_2$
T 300 °C: $2HI = I_2 + H_2$
T 100 °C: $I_2 + SO_2 + 2H_2O = 2HI + H_2SO_4$

palivem TRISO musí v ozařovacích testech prokázat, že bude mít adekvátní vlastnosti při vysokých teplotách a značném vyhoření, a že degradace nenastane ani při nehodách, kdy může teplota dosáhnout až 1600 °C.

ZrC pokrytí pro palivo TRISO. Při teplotách nad 1200 °C musí být uváženy materiály pokrytí na bázi karbidu zirkonia. V reaktorech HTGR se prokázala vhodnost ZrC pokrytí, které dovoluje vyšší výkonovou hustotu i energii a vykazuje vyšší odolnost proti chemickému útoku štěpným produktem palladia.

Pro ostatní prvky systému, jako tlakovou nádobu, tepelný výměník, pokrytí kontrolních tyčí a dalších součástí je třeba se zaměřit na nové vysoce legované slitiny na bázi Ni - Cr - W a Hastelloy XR. Pro tlakovou nádobu pak na vláknem vyztužené keramiky, slinuté alfa-křemíkové karbidy, keramiky se směsí oxidů a ostatních vysokoteplotních a vysokopevnostních materiálů. Pro výměník tepla, plynovod a izolační ventily, které jsou v kontaktu s horkým heliem lze použít současné kovové materiály.

Reaktorový systém. Vnitřek reaktoru, který bude obsahovat buď prismatické palivové bloky nebo palivové koule, bude vyroben z vysoce kvalitního grafitu. S dalšími výrobními zlepšeními dosahuje grafit lepší oxidační odolnosti a konstrukční pevnosti.

Palivový cyklus. Systém VHTR předpokládá otevřený palivový cyklus s nízkoobohaceným uranem. Proto musí být předem jasné, co s vyhořelým palivem. Vyhořelé palivo může být připraveno ke geologickému uložení nebo určeno k přepracování. Další výzkum by se měl věnovat vlastnostem grafitu, jenž je kvůli radiačnímu poškození nezbytné měnit každých 4 až 10 let.

4.6.4 Hodnocení

Systém VHTR má největší výhody v ekonomičnosti, díky vysoce efektivní produkci čistého vodíku a dále v bezpečnosti a spolehlivosti, díky základním bezpečnostním rysům reaktoru a samotného paliva. Dále je hodnocen dobře ve fyzické ochraně a nešíření jaderného materiálu, ale pouze "neutrálně" v udržitelnosti, vzhledem k jeho otevřenému palivovému cyklu. Primárně se předpokládá využití VHTR reaktorů pro produkci vodíku a při dalších procesech, které potřebují vysoké teploty, stejně tak v kogeneraci pro vytápění a centrální zásobování teplem. Může být ale využit i pro výrobu elektřiny. První elektrárna by měla být spuštěna kolem roku 2020.

5 Bezpečnostní systémy jaderných reaktorů

5.1 Úvod

Nejprve je třeba nově formulovat všeobecně přijatelné základní principy, zajišťující vysokou úroveň bezpečnosti současných i budoucích jaderných elektráren. Proto budeme rozlišovat tři vývojová období jaderných elektráren:

- Stávající jaderné elektrárny.
- Zdokonalené elektrárny, přímo navazující na ohromnou bázi dosud získaných zkušeností a zahrnující nové vývojové tendence v jaderné bezpečnosti.
- Nové typy reaktorů s vysokým stupněm inherentní a pasivní bezpečnosti.

Uvedené rozdělení může být ještě doplněno dělením budoucích projektů podle přístupu k možnému roztavení aktivní zóny na:

- Reaktory, u nichž je roztavení aktivní zóny principiálně možné. Bezpečnostní požadavky se zde soustřeďují na zvýšení odolnosti reaktoru proti roztavení AZ a na zmírnění následků, pokud k němu skutečně dojde.
- Reaktory či jiné jaderné energetické systémy, které na základě fyzikálních a chemických zákonů roztavení AZ vylučují.

V současné době se všeobecně používá pravděpodobnostní hodnocení rizika velkých havárií, umožňující kvantitativně sledovat jednotlivé řetězce předpokládané havárie a vyhodnotit pravděpodobnost výskytu jednotlivých jevů [43]. Zdá se, že k zajištění přijatelně nízké celkové pravděpodobnosti vedou dvě cesty:

Evoluční vývoj stávajících prověřených a osvědčených typů reaktorů. Pravděpodobnost roztavení zóny je třeba snížit na 10^{-5} na jeden reaktor za rok. Současně je třeba snižovat pravděpodobnost selhání systémů ochranné obálky tak, aby nepřesáhla hodnotu 10^{-2}. Tím je pak dosažen požadovaný stupeň bezpečnosti vyjádřený pravděpodobností úniku štěpných produktů do životního prostředí 10^{-7} na jeden reaktor za rok.

Revoluční vývoj vedoucí ke konstrukci principiálně nových reaktorů s vysokým stupněm inherentní a pasivní bezpečnosti. Podaří-li se u nových koncepcí reaktoru s vysokým stupněm bezpečnosti dosáhnout pravděpodobnost roztavení zóny na jeden reaktor

za rok řádově 10^{-7} popř. 10^{-8}, zůstanou bezpečnostní systémy vyhrazeny pouze k ochraně reaktoru před vnějšími příčinami havárie.

5.2 Bezpečnostní a provozní požadavky na budoucí reaktory

Další vývoj bezpečnostních systémů tradičních tlakovodních reaktorů je založen na maximálním využití existujících osvědčených a prověřených konstrukcí, vylepšených na základě nových požadavků na jadernou bezpečnost. Současně bude pokračovat i hledání a prověřování nových technologií a změn v konstrukci, slibujících radikální zlepšení provozních charakteristik. Lze očekávat, že v průběhu dalšího vývoje se uplatní především tyto tendence:

- Podstatné zjednodušení konstrukce reaktoru a technologických systémů jaderného zařízení.
- Zvýšená účinnost pasivních chladících systémů.
- Použití plnotlaké ochranné obálky, nejčastěji v uspořádání s dvojitým pláštěm s odsávaným meziprostorem. Novější projekty počítají s pasivním odvodem tepla.
- Použití mikroprocesorů pro systémy ochran a řízení (integrované systémy řízení a ochran) zvyšuje celkovou spolehlivost ochranných a bezpečnostních systémů.
- Zkrácení doby výstavby na základě rozsáhlé prefabrikace.
- Zjednodušení technologických postupů umožňujících v případě potřeby snadněji vyměňovat komponenty.

5.3 Bezpečnostní principy jaderných elektráren

Základní bezpečnostní rysy reaktorů III a III+ generace jsou popsány u každého systému zvlášť již v kapitole 2 u reaktorů IV. generace pak v kapitole 4. Zde se o prvcích přispívajících k bezpečnosti současných a budoucích elektráren zmíním pouze obecně. Základní bezpečnostní principy jaderných elektráren můžeme rozdělit asi následovně.

- Inherentní (přirozená) bezpečnost
- Pasivní bezpečnost
- Aktivní bezpečnost

5.3.1 Princip inherentní bezpečnosti

Podle [24] se inherentně bezpečným dnes označuje takový systém, který je netečný vůči lidským chybám nebo úmyslným zásahům i proti vnějším vlivům. Inherentně bezpečným

bude reaktor tehdy, pokud aktivní zóna a příslušné chladící systémy budou navrženy tak, že v provozní výkonové oblasti celkový efekt rychlých inherentních jaderných zpětnovazebních charakteristik směřuje ke kompenzaci rychlého nárůstu reaktivity [43].

U tlakovodního reaktoru je inherentní bezpečnost dána fyzikálními vlastnostmi vody i samotného uranu. Voda, která slouží jako moderátor (zpomalovač neutronů), zvětšuje v důsledku růstu teploty svůj objem, tj. dochází ke zvětšování vzdáleností mezi jednotlivými molekulami vody. V důsledku toho se snižuje moderační účinek vody, který je předpokladem pro vznik a existenci štěpné řetězové reakce. To má za následek pokles počtu tepelných neutronů, které jsou schopny štěpit jádra uranu, a tak dochází k útlumu štěpné reakce. Proto ve všech případech, při kterých by došlo k růstu teploty vody v důsledku nežádoucího výkonu, se výkon reaktoru samovolně tlumí. Dokonce kdyby v případě havárie, která je spojená se ztrátou chladiva z primárního okruhu, neodstavily reaktor několikanásobně zálohované nezávislé havarijní ochrany, došlo by k zastavení štěpné reakce díky tomu, že se v aktivní zóně reaktoru tvoří pára, ve které jsou vzdálenosti mezi molekulami o řád vyšší než u vody. Tímto způsobem přispívá voda k inherentní bezpečnosti tlakovodních reaktorů. Na bezpečnosti provozu těchto reaktorů se však podílí i samotné jaderné palivo. Uran 238, který tvoří téměř 97 % paliva, zasahuje regulačně do procesu štěpení tak, že sám absorbuje neutrony, aniž by se dále štěpil. Opět platí, že absorbuje tím více neutronů, čím je jeho teplota vyšší [52].

5.3.2 Princip pasivní bezpečnosti

Pasivní bezpečností se rozumí použití takových systémů regulace výkonu, chlazení aktivní zóny a jejího havarijního dochlazování, které budou fungovat i v případě výpadku všech zdrojů energie pro havarijní systémy, neboli jde o konstrukční řešení zamezující vzniku některých druhů havárií a omezující následky havárií vzniklých [24]. Tyto systémy by měly zmírnit důsledky případné havárie a spolu s bariérami zabránit úniku látek i v případě selhání veškeré aktivní bezpečnosti a havarijní techniky. Základem této bezpečnosti jsou absorpční tyče, které jsou za normálního provozu vysunuty z AZ reaktoru, drženy zde elektromagnety. Ty při přerušení dodávky proudu a nespuštění žádného záložního zdroje působením zemské tíže spadnou (nebo jsou vystřeleny) do reaktoru, kde zastaví jadernou reakci.

5.3.3 Princip aktivní bezpečnosti

Aktivní bezpečnostní systém jaderné elektrárny má za úkol zajistit její bezpečný, spolehlivý a ekonomický chod ve všech možných provozních režimech [19]. Specifičnost jaderných elek-

tráren klade na jejich řídící systém zvýšené požadavky. Nároky na kvalitu a spolehlivost řídícího systému jsou především s ohledem na bezpečnost a možné společenské důsledky jaderné havárie podstatně vyšší než u klasických elektráren. Uvědomme si např. rozdílnou koncentraci energie. U klasických elektráren je využitelná energie přiváděná z vnějšku ve formě paliva a odstavení či regulace výkonu je otázkou porušení kontinuity její dodávky. U jaderných elektráren je veškerá použitelná energie pro několikaměsíční provoz ukryta v aktivní zóně reaktoru ve formě štěpitelného materiálu a výkon je nutné řídit rychlostí jeho vyhořívání. Nezvládnutí rychlosti vyhořívání štěpitelného materiálu spolu s nedostatečným odvodem tepla z aktivní zóny může způsobit havárii s vážnými důsledky. Také rozsah výkonů, při kterém musí řídící systémy pracovat, je značně rozdílný.

Bezpečnostní a ochranný systém má za úkol v případě překročení povolených mezních hodnot provozních parametrů určených pro daný režim, nebo při chybných manipulacích, zajistit příslušným zásahem zařízení jaderné elektrárny před poškozením a vyloučit, v krajním případě snížit na dohodnutou míru, ohrožení okolí důsledky případné havárie a úniku radioaktivity. Bezpečnostní a ochranný systém je jedním z nejdůležitějších v JE. Je vybavován automatickými bezpečnostními prostředky, neboť příčiny poruch mohou snadno ujít pozornosti obsluhujícího personálu a poruchy se svými důsledky se zpravidla rozvíjí velmi rychle. Na ochranné systémy jsou kladeny tyto požadavky:

a) Systém vždy zajistí příslušný ochranný zásah, je-li toho zapotřebí.
b) Systém nikdy nezpůsobí zbytečný ochranný zásah.

V případě nesplnění první podmínky dochází k tzv. nebezpečné poruše (nebezpečnému selhání), v případě nesplnění druhé podmínky dochází k bezpečné poruše (bezpečnému selhání). Je zřejmé, že nebezpečná porucha může vyvolat podstatně horší následky s ohrožením bezpečnosti i zdraví obsluhujícího personálu. Bezpečná porucha má zpravidla následky pouze ekonomické (např. snížení výkonu reaktoru, nebo v krajním případě jeho odstavení). Jelikož nelze zajistit absolutní spolehlivost ochranného systému, je snaha navrhnout systém tak, aby v případě jeho poruchy docházelo k poruše bezpečné.

Provoz jaderné elektrárny je spojen vždy s určitým rizikem. Snahou projektanta i provozovatele je snížit toto riziko na minimum. Ke zvýšení spolehlivosti řídících obvodů, především bezpečnostních a havarijních systémů, se kromě výběru vysoce spolehlivých jednotlivých prvků používá těchto principů:

Redundance (nadbytečnost, zálohování) – současné použití více konstrukčně souhlasných zařízení. Přínos redundance ke zvýšení spolehlivosti systému není zpravidla jednoznačný. Závisí na druhu systému i na způsobu vyhodnocení poruchy. V případě měřených nebo kontrolovaných hodnot předávaných bezporuchovému systému má redundance, pokud je podrobena výběrovému řízení, své opodstatnění. Jde vlastně o paralelní tok informací, ze kterých je podle zadaného klíče v logickém obvodu s prahovými funkcemi vybrána a předána informace bezpečnostnímu systému. Pravděpodobnost toho, že výsledná funkce je správná, závisí na stupni redundance a způsobu výběru. Často se používá výběr dva ze tří (2/3), to znamená, že pokud alespoň dva ze tří paralelně pracujících měřících kanálů vydají souhlasnou informaci, je tato předána jako jediná k dalšímu vyhodnocení.

Diverzita – současné použití dvou a více konstrukčně nebo fyzikálně odlišných principů nebo zařízení. Diverzita podstatně zvyšuje pravděpodobnost, že nedojde u takovýchto souborů k současné poruše. Příčina poruchy jednoho zařízení nemusí vyvolat poruchu u ostatních. Nevýhodou tohoto principu jsou vyšší investice na údržbu a skladované náhradní díly.

Separace – prostorové oddělení jednotlivých prvků zabezpečovacích systémů, tzn. oddělená čidla, kabelové trasy, vyhodnocovací systémy, akční členy atd. Separací snižujeme pravděpodobnost současné poruchy dvou systémů způsobenou vnějšími vlivy (požár, mechanické poškození, zaplavení, atd.).

Hierarchie a selektivita – určení typu nebo účinku bezpečnostního zásahu na základě závažnosti poruchy. Například u reaktoru mohou být podle druhu identifikované poruchy provedeny tyto havarijní zásahy: rychlé odstavení reaktoru, pomalé odstavení reaktoru, částečné snížení výkonu, omezení zvyšování výkonu a jiné. Tento princip snižuje pravděpodobnost bezpečné poruchy vyššího stupně, než který je nezbytně nutný a pro provoz JE má ekonomický přínos.

Všechny uvedené principy na zvýšení spolehlivosti bezpečnostních systémů se zpravidla kombinují.

5.3.4 Princip bezpečnostních bariér

Základním principem bezpečnosti JE je zajištění neporušenosti ochranných bariér, které brání úniku radioaktivních látek obsažených v jaderném palivu do okolního prostředí. Existují vždy

minimálně čtyři ochranné bariéry stojící mezi radioaktivními látkami v reaktoru a životním prostředím.

- První bariérou je pevná keramická struktura samotného paliva.
- Druhou bariérou je hermetické kovové pokrytí palivových proutků.
- Třetí bariérou je tlaková hranice primárního okruhu.
- A čtvrtou pak ochranná obálka (kontejnment).

5.4 Jsou jaderné elektrárny nebezpečné?

Jistě, riziko existuje. Ostatně havárie v Three Mile Island a poté zejména v černobylské jaderné elektrárně potvrdily, že ani jaderné energetice se nevyhýbají chyby. Stejně jako u ostatních lidských výtvorů i tady jde především o selhání lidského faktoru. Řízení je proto stále více svěřováno do rukou počítačů. Kontroly materiálu, kontrolní systémy monitorující každý krok jakékoli manipulace, zdvojení i ztrojení informačních, bezpečnostních a samoregulačních systémů jaderné elektrárny dosáhly v současných technologiích těch nejvyšších parametrů. Pod vlivem havárií a následných aktivit odpůrců jaderné energie byla všude přijata taková opatření, která prakticky eliminovala nebezpečí selhání. Obsluhy velínu jsou periodicky prověřovány, simulační trenažéry umožňují připravit pracovníky v zásadě na jakoukoli eventualitu. Monitorování a soustavné vyhodnocování činnosti personálu těchto zařízení, ale i činnosti automatických systémů vede k tomu, ze jakmile je těmito procesy odhaleno slabé místo elektrárny, je průběžně modernizováno. V blízkém i dalekém okolí elektrárny je síť monitorovacích stanic, které neustále sledují míru radioaktivity. A pokud by i přes všechna popsaná opatření došlo k nehodě, několikanásobné havarijní systémy dokáží bezpečně lokalizovat nebezpečí a zamezit úniku radiace.

Uplatňování principů jaderné bezpečnosti začíná již při výběru místa, kde má být elektrárna postavena. Takové místo musí vyhovovat rozsáhlému souboru umisťovacích kritérií, která vylučují, že by přírodní podmínky nebo katastrofa mohly elektrárnu ohrozit. Ke stejnému cíli směřuje i kontrola kvality všech technologických zařízení elektrárny a systém, jakým je kontrolována kvalita její výstavby. Tento systém je natolik důsledný, že investorovi předepisuje kontrolovat kvalitu výroby důležitých technologických částí elektrárny přímo u výrobců. Dalším prvkem v systému zajištění jaderné bezpečnosti jsou informační a diagnostická zařízení, která neustále monitorují chod elektrárny a stav jednotlivých součástí. Jejich úkolem je pracovníky elektrárny dostatečně dopředu upozornit na zařízení, která se začínají chovat

jinak, než jak předpokládá projekt. V případě, že se řídicím a limitačním systémům nepodaří odchylku od pracovního režimu odstranit, systém ochrany okamžitě, bez zásahu operátora, odstaví jaderný reaktor. Pro případ, že by přes všechna opatření k poruše došlo, musí být elektrárna vybavena zařízeními, která nedopustí, aby jakákoliv z myslitelných poruch nebo havárií ohrozila pracovníky elektrárny či obyvatele v jejím okolí. Přestože selhání všech bezpečnostních systémů je prakticky nemožné, jsou pro jadernou elektrárnu připravovány vnitřní a vnější havarijní plány. Jejich smyslem je při podezření na vznik či při vzniku havárie omezit její rozvoj, likvidovat její následky a především ochránit pracovníky elektrárny a obyvatele jejího okolí.

Na všechno dohlíží Mezinárodní agentura pro atomovou energii MAAE. Aby byla veřejnost správně a nezkresleně informována, zavedla MAAE roku 1991 mezinárodní stupnici INES (The International Nuclear Event Scale) hodnotící mimořádné události v jaderných elektrárnách, výzkumných reaktorech, úložištích jaderného paliva a podobně. INES dělí události na nehody - stupeň 1,2,3, které neohrožují okolí elektrárny a nevyžadují žádná mimořádná opatření a na havárie - stupeň 4,5,6,7. Každá účastnická země musí o jakékoliv nehodě informovat MAAE, které ji ohodnotí určitým stupněm INES.

6 Využití vyhořelého jaderného paliva

6.1 Současný stav

Z dnešního pohledu by se mohlo zdát, že se v příštích desetiletích ze strašáka vyhořelého jaderného paliva stane druhotná energetická surovina a potřebná kapacita finálního odpadu k trvalému uložení se o několik řádů sníží. Nicméně zkušenosti s vývojem jaderné fůze, rychlých reaktorů, vodíkového pohonu a dalších zásadních technických vynálezů, které lidstvo akutně nepotřebuje nás varují, že ne vždy na prosazení pokrokových technologií stačí lidská vůle. Vzhledem k postupnému uvolňování trhu s elektřinou dnes rozhodují spíše ekonomické a politické aspekty, které stále spíše nahrávají výrobě nového paliva, než jeho přepracování. V USA je vzhledem k možnosti zneužití dokonce přepracování zakázáno zákonem. V této kapitole se podíváme, jak většina zemí včetně ČR nakládají s palivem dnes a jaké jsou perspektivy v blízké budoucnosti. Technologická zpráva GIF pak navrhuje dva zcela nové přístupy pro zpracování vyhořelého paliva a to pokročilé vodní zpracování určené pro paliva MOX, které vychází z dnes používané metody PUREX, a pyrometalurgické zpracování, určené pro paliva ve formě těžkých kovů.

6.2 Vyhořelé jaderné palivo a radioaktivní odpady

V každé jaderné elektrárně vznikají během provozu dva druhy radioaktivních materiálů. Jedním je vyhořelé jaderné palivo, druhým jsou radioaktivní odpady. Úroveň aktivity těchto radioaktivních materiálů je různá, proto je také nutné k nim různě přistupovat. Vyhořelé jaderné palivo je vysoce radioaktivní, nakládání s ním je složité a vyžaduje špičkové technologie a techniku. Jinak je tomu s radioaktivními odpady. Ty vznikají při provozu reaktoru především ozářením jeho dříve neaktivních součástí, materiálů a vybavení. Práce s nimi je vcelku jednoduchá - jejich radioaktivita rychle klesá a ukládání není technicky náročné.

Radioaktivní odpady se podle aktivity a podle poločasu rozpadu hlavních obsažených radionuklidů dělí na 5 kategorií [15]. Každá skupina vyžaduje jiný přístup při zneškodňování a jiné podmínky pro trvalé uložení. Pro názornost u každé kategorie uvedeme doporučený způsob uložení. Samozřejmě můžeme vždy využít úložiště vyšších kategorií pro radioaktivní odpady s nižší aktivitou, avšak odpady budou zabezpečeny více než je nezbytně nutné.

Kategorie I: Vysoká aktivita, obsah dlouhodobých zářičů, vysoká produkce tepla, doba nebezpečnosti až miliony let. Doporučené trvalé uložení: v hlubinném úložišti ve stabilní hornině, vybudovaném speciálně pro tento účel, výjimečně v opuštěném solném dole.

Kategorie II: Střední aktivita, obsah dlouhodobých zářičů, malá produkce tepla, doba nebezpečnosti statisíce let. Doporučené trvalé uložení: hlubinné geologické formace, opuštěné solné doly, výjimečně jiné opuštěné doly.

Kategorie III: Nízká aktivita, obsah dlouhodobých zářičů, nevýznamná produkce tepla, doba nebezpečnosti desetitisíce let. Doporučené trvalé uložení: hlubinné geologické formace, opuštěné solné doly, výjimečně jiné vybrané opuštěné doly.

Kategorie IV: Střední aktivita, bez obsahu dlouhodobých zářičů, mírná produkce tepla, doba nebezpečnosti tisíce let. Doporučené trvalé uložení: opuštěné solné doly, vybrané jiné opuštěné doly, jeskyně, povrchová a podpovrchová úložiště.

Kategorie V: Nízká aktivita, bez obsahu dlouhodobých zářičů, nulová produkce tepla, doba nebezpečnosti stovky let. Doporučené trvalé uložení: opuštěné solné a jiné vybrané opuštěné doly, jeskyně, povrchová a podpovrchová úložiště.

Radioaktivní odpady vznikající při provozu jaderné elektrárny se dělí na tři kategorie - plynné, kapalné a pevné. Plynné radioaktivní odpady vznikají především z odvětrávání pracovního prostředí, nádrží s aktivní vodou a podobně. Jsou čištěny ve filtrech a zadržovány v absorpčních komorách, v nichž se jejich radioaktivita snižuje pod úroveň limitů pro vypouštění do ovzduší. Hlavní kapalné radioaktivními odpady jsou radioaktivní chladicí voda a náplně většiny filtrů, kterými jsou čištěny aktivní kapaliny. Platí přitom, že jak v chladicí vodě, tak v ostatních aktivních tekutinách není radioaktivní sama voda, ale i v ní obsažené soli a korozní částice. Při zpracování v elektrárně budou všechny kapalné odpady nejprve zahuštěny částečným odpařením vody. Po shromáždění dostatečného množství bude tento koncentrát za současného ohřevu smíchán s asfaltem. Při tom se odpaří zbytek vody a radioaktivní materiály budou spolu s asfaltem, v němž zůstanou rozptýleny, naplněny do dvousetlitrových sudů. Pevné radioaktivní odpady vznikají již od počátku získávání uranu, při zpracovávání uranové rudy a při jejím obohacování. Při provozu elektráren vznikají především při údržbářských pracích, například při výměnách některého zařízení nebo jeho součástí. Patří mezi ně jak vyměněné součásti, tak údržbářské pomůcky. I tyto pevné radioaktivní odpady se ukládají do

dvousetlitrových sudů. Přitom aktivita v nich uložených radioaktivních odpadů bude obdobná, jako aktivita, kterou mají radioaktivní odpady běžně vznikající především ve zdravotnictví a ve výzkumných laboratořích. Tyto odpady se v České republice ukládají na třech místech (úložiště Dukovany, Richard u Litoměřic a Bratrství v Jáchymově) do bývalých a dnes již opuštěných dolů (kromě Dukovan, kde se jedná o železobetonové jímky). Ve čtvrtém úložišti Hostim - Beroun bylo v roce 1997 provedeno konečné uzavření zaplněním všech jeho prostor betonem.

Vyhořelé jaderné palivo (VJP). Vyhořelé jaderné palivo obsahuje po vyvezení z reaktoru stále ještě asi 1 % uranu ^{235}U a asi 95 % ^{238}U. Dále asi 1 % transuranů a ve zbývajících třech procentech můžeme najít většinu ze všech známých chemických prvků a jejich izotopů. Rozdělujeme je do těchto tří skupin:

- Aktivační produkty – vznikají převážně z konstrukčních materiálů a pokrytí palivových článků.
- Aktinoidy – do této skupiny patří uran, plutonium, neptunium a další. Jsou největším zdrojem aktivity z dlouhodobého hlediska (tisíce let a déle).
- Štěpné produkty – tvoří největší část celkové aktivity v období do několika set let od vyjmutí z reaktoru.

Ekologicky významné jsou izotopy s některou z následujících vlastností: dlouhý poločas rozpadu, vysoká aktivita, toxicita, snadná šiřitelnost.

Po vyjmutí paliva z reaktoru se palivo přemístí do bazénu vyhořelého paliva, kde je asi 3 až 4 roky. Zde je chlazeno vodou, neboť se v něm radioaktivním rozpadem stále vyvíjí teplo. Během této doby klesne jeho aktivita o dva až tři řády. Poté je ve speciálních kontejnerech přepraveno do meziskladu. Ty jsou budovány většinou u jaderných elektráren. V meziskladu se palivo skladuje 40 až 60 let. Během této doby dále klesá radioaktivita i vydávané teplo. Existují dva hlavní typy meziskladů - suché a mokré. V mokrém jsou palivové články chlazeny vodou. Voda zajišťuje odvod tepla a zároveň ochranu před zářením. V suchém skladu je palivo umístněno v betonových skladech nebo v betonových či kovových kontejnerech a palivo je chlazeno vzduchem.

Mezisklad, a co dál. V současnosti lze ve světě nalézt tři hlavní cesty, jak se stavět k dalšímu nakládání s VJP. Tyto cesty lze zjednodušeně popsat jako směřování k trvalému uložení

vyhořelého paliva do vhodné geologické formace, snahy o jeho přepracování a tzv. "vyčkávací strategie". Při přepracování se z vyhořelého paliva oddělují uran a plutonium, které je možno znovu použít při výrobě nového jaderného paliva. Zbylý odpad však obsahuje i vysoce aktivní materiály a není pro něj jiné cesty než konečné uložení. Navíc platí, že přepracování je ve srovnání s výrobou jaderného paliva z uranové rudy ekonomicky méně výhodné, proto mnohé země možnosti přepracování zatím nevěnují pozornost a soustředí se na vybudování konečného úložiště.

Trvalé hlubinné úložiště. Do hlubinného úložiště se ukládají dlouhodobě radioaktivní látky a je budováno na více než 10 000 let. Hlubinná úložiště se budují mimo přímý dosah biosféry a jiných vnějších negativních vlivů. Dnes jsou proto ověřovány způsoby ukládání do granitického prostředí (Švédsko, Španělsko, Švýcarsko, Kanada, Francie, Finsko, ČR), do tufitické horniny (USA), do soli (Německo) či do jílové formace (Belgie, Maďarsko, Španělsko, Švýcarsko, Francie). Vybudování předchází časově i finančně náročný průzkum dané lokality, jenž trvá 20 až 40 let a zabere 50 - 70 % financí vynaložených na vybudování úložiště. Výstavba bude poté trvat asi 10 - 20 let. Úložiště se v průběhu provozu a po uzavření důkladně kontroluje, pomocí vrtů se sleduje spodní voda v okolí, která by po vniknutí do úložiště mohla sloužit jako moderátor. Úložiště má několik bariér proti úniku radioaktivity i proti proniknutí vody dovnitř - samotný materiál paliva, zirkoniový povlak, kontejner ze silné uhlíkaté oceli nebo korozivzdorného materiálu, stavební konstrukce úložných prostorů i vlastní geologické prostředí. Hlavní nevýhodou je, že úložiště musí zajistit, že nedojde po dobu řádově statisíců až milionů let ke transportu radionuklidů do životního prostředí, přičemž lidstvo má zkušenosti s chováním svých stavebních děl maximálně v řádu tisíců let. Dále se hovoří o tom, že nelze zcela vyloučit vyzdvižení VJP z úložiště a jeho zneužití např. k výrobě jaderných zbraní.

Situace v ČR. Za celou dobu své životnosti vyprodukuje elektrárna Dukovany 1500 tun tzv. těžkého kovu (těžkým kovem se zde rozumí izotopy uranu, plutonia a dalších vyšších aktinoidů). U Temelínské elektrárny to bude asi 1400 tun a u výzkumného reaktoru LVR-15 přes 1 tunu těžkého kovu. Celkové množství VJP vyprodukovaného zhruba do roku 2030, se kterým se bude muset náš stát vypořádat bude kolem 3000 tun těžkého kovu. Pokud by byl provoz jaderných elektráren prodloužen nad původně projektovanou hodnotu nebo by v budoucnosti byly vybudovány elektrárny další, bylo by toto množství samozřejmě vyšší.

Atomový zákon [4] zřizuje za účelem organizace a koordinace kroků v oblasti uzavření palivového cyklu Správu úložišť radioaktivních odpadů SÚRAO. Zákon předpokládá ukládání VJP do trvalého úložiště. Veškeré náklady spojené s ukládáním VJP a radioaktivních odpadů nesou jeho původci. Původci nemusí řešit problém "co s VJP". Mají pouze povinnost přispívat na jaderný účet. Sazba odvodu je v současnosti 50 Kč za každou vyrobenou MWh elektrické energie z jaderných zdrojů, což se rovná asi 5 % výrobní ceny elektřiny. V součtu to dává asi 1,3 mld. Kč ročně, které musí společnost ČEZ převést na konto státního jaderného účtu. Poté, co VJP převezme SÚRAO, nenesou za něj jeho původci žádnou odpovědnost. Odpovědnost za bezpečné ukládání přebírá zákonem stát. Zákon neurčuje žádný termín, dokdy musí být úložiště vybudováno a spuštěno. Vzniká zde velký prostor pro uplatňování "vyčkávací strategie". Zákon žádným způsobem nemotivuje původce VJP snižovat jejich produkci. Platba na jaderný účet je vázána na výrobu elektrické energie v jaderných zdrojích a nikoliv na množství produkovaného VJP.

6.3 Přepracování paliva

Přepracování vyhořelého jaderného paliva metodou PUREX je v současnosti první a zatím jedinou v praxi použitou metodou uzavírání palivového cyklu. Tento způsob zvolily ekonomicky silnější země s větším jaderným programem jako Francie, Velká Británie, Japonsko, Rusko a Čína. Mezi země, které nechávají vlastní VJP přepracovávat v zahraničí a kromě štěpných materiálů odebírají zpět také příslušné radioaktivní odpady, patří Belgie, SRN, Japonsko, Švýcarsko a Nizozemí. Hlavním principem přepracování je fyzické rozdělení vyhořelého paliva na jednotlivé izotopy v něm obsažené. Uran ^{238}U a štěpitelné izotopy aktinoidů (^{235}U, ^{239}Pu, …) jsou recyklovány do nového paliva, např. ve formě MOX. Je třeba zmínit, že tyto izotopy tvoří spolu s O_2 (součást UO_2) více než 95 % VJP. Další izotopy, jako např. ^{60}Co, lze využít v lékařství či potravinářském průmyslu jako radioaktivní zářiče. Zbylých několik procent vyhořelého paliva je tvořeno izotopy, pro něž nebylo nalezeno žádné využití a je nutné je považovat za odpad. Velice často se jedná o nebezpečné izotopy, charakteristické vysokou radioaktivitou či toxicitou. Jedna tuna přepracovaného paliva přitom ušetří asi dvě tuny přírodního uranu.

Přepracování je značně nákladný a složitý chemický proces. Z palivových kazet se odstraní zirkoniový obal a palivové články putují automatickými podavači do horkých komor, kde je hydraulikou poháněná robotická ramena nakrájejí na malé, asi pěticentimetrové kousky. Ty padají do košů z nerezové oceli, které leží v horké kyselině dusičné. Po několika hodinách se

palivo rozpustí a v koši zůstanou jen prázdné kovové obaly. Kyselý roztok putuje do centrifugy, kde se oddělí kapalina i od těch nejmenších zbytečků pevných částí. Kyselina dusičná s rozpuštěným palivem postoupí na chemickou separaci. Nejprve se pomocí rozpouštědla na bázi parafínu oddělí uran a plutonium, zbylé štěpné produkty zůstanou v kyselině dusičné. Tak jako olej plave na vodě, oddělí se i parafínové rozpouštědlo a kyselina s odpady. Odpad se vypustí do skladovacího tanku a odešle do vitrifikační jednotky. Zde se štěpné produkty vitrifikují - přidají se sklotvorné přísady a při 1100 °C se vytaví sklo. Skelná hmota se ještě za tekutého stavu plní do nádob z ušlechtilé oceli a při ochlazování tuhne. Tyto odpady mají pak lepší tepelnou vodivost, odolnost vůči vodě a mechanickou pevnost. Plutonium se v parafínové směsi separuje od uranu pomocí vodní fáze. Z uranu 235 a plutonia se pak v závodě na výrobu paliva vyrobí čerstvé palivové kazety, uran 238 se uskladní pro možné budoucí využití, zbytky kovového pokrytí se zpracují jako nízkoaktivní odpad [37].

Výhodou přepracování je redukce původního množství vyhořelého jaderného paliva na méně než dvacetinu, z jedné tuny vyhořelého paliva vznikne pouze 115 litrů vysoce radioaktivního odpadu ve formě skla (tvořeného ale problematickými radioizotopy), recyklace více než 90 % vyhořelého jaderného paliva ve formě nového paliva a získání různých radioizotopů pro lékařské, průmyslové či jiné potřeby. Mezi nevýhody lze zařadit to, že se při procesu přepracování generuje množství středně a nízkoaktivních odpadů (svým objemem několikanásobně překračujícím objem přepracovávaného paliva), navíc zůstává problém nevyužitelných radioizotopů. V palivu se po vícenásobné recyklaci hromadí problematické vyšší aktinoidy a není vyloučena možnost havárií v závodech na přepracování paliva s potenciálními úniky radioaktivních látek do životního prostředí. Stát, vlastnící přepracovávací kapacity, je navíc schopen produkovat jaderné zbraně. Nezanedbatelná je i otázka vyšších nákladů, než se v současnosti odhaduje pro případ trvalého ukládání. Výroba uranu z přírodních zdrojů je navíc stále levnější, než jeho přepracování.

6.4 Transmutace

Z hlediska využití energetického potenciálu uranu se otevřený palivový cyklus nejeví jako příliš efektivní metoda, jelikož se ho v dnes provozovaných klasických reaktorech využívá méně než jedno procento. Jako velice nadějné a perspektivní (a zároveň nejintenzivněji se rozvíjející) se mezi novými způsoby ukazují transmutační technologie. Jejich cílem bude přeměna jader izotopů štěpných produktů s dlouhým poločasem rozpadu (např. zirkonia, jódu, samaria) a přeměna transuranů, zejména plutonia a minoritních aktinoidů (patří mezi ně např.

americium, curium a neptunium) na izotopy s krátkým poločasem rozpadu nebo na izotopy stabilní. Přeměna jader má probíhat pomocí neutronů, tedy obdobně, jako probíhá štěpení uranových jader v jaderném reaktoru. Přesto se mají reaktory určené pro transmutace, pracovně nazývané transmutory, od běžně známých jaderných reaktorů výrazně lišit.

6.4.1 Technologie ADTT

Urychlovačem řízené transmutační technologie (Accelerator Driven Transmutation Technologies), neboli cílená přeměna složení jádra izotopu uvažovaného prvku. Transmutacemi, resp. jadernými transmutacemi, rozumíme jakékoliv přeměny, při kterých dochází ke změně složení atomového jádra. Mohou být samovolné nebo nuceně vyvolané. Jaderných transmutací probíhá při běžném provozu jaderných reaktorů celá řada, a to nejen v palivu, ale i regulačních orgánech, konstrukčních materiálech, chladivu apod. Účelem transmutací je likvidace radionuklidů s dlouhým poločasem rozpadu a vysokou toxicitou, jejich přeměna na izotopy s kratším poločasem rozpadu nebo dokonce na izotopy stabilní, jejichž zneškodnění lze vyřešit skladováním po akceptovatelnou dobu. Z energetického pohledu je lákavý i fakt, že by se v jaderném transmutoru dalo energeticky využít i thorium, které je čtyřicátým nejčastějším prvkem v zemské kůře (a například na měsíci je ho obrovské množství).

Podkritický reaktor řízený vnějším neutronovým zdrojem. Neutrony zde vznikají spalační (tříštivou) reakcí při dopadu protonového svazku na terčík z těžkého kovu. Spalační reakce je proces při kterém jádra těžkých prvků emitují velké množství neutronů jako výsledek zásahu vysokoenergetickými protony [68]. Protony urychlené na rychlost blízkou rychlosti světla již nevidí jádro atomu jako celek, pronikají do jádra a předávají svou kinetickou energii jednotlivým nukleonům, vzniká tzv. vnitrojaderná kaskáda. Tímto způsobem dokáže jediný incidentní proton o energii 1,6 GeV vyprodukovat tříštivými reakcemi asi 55 neutronů [11].

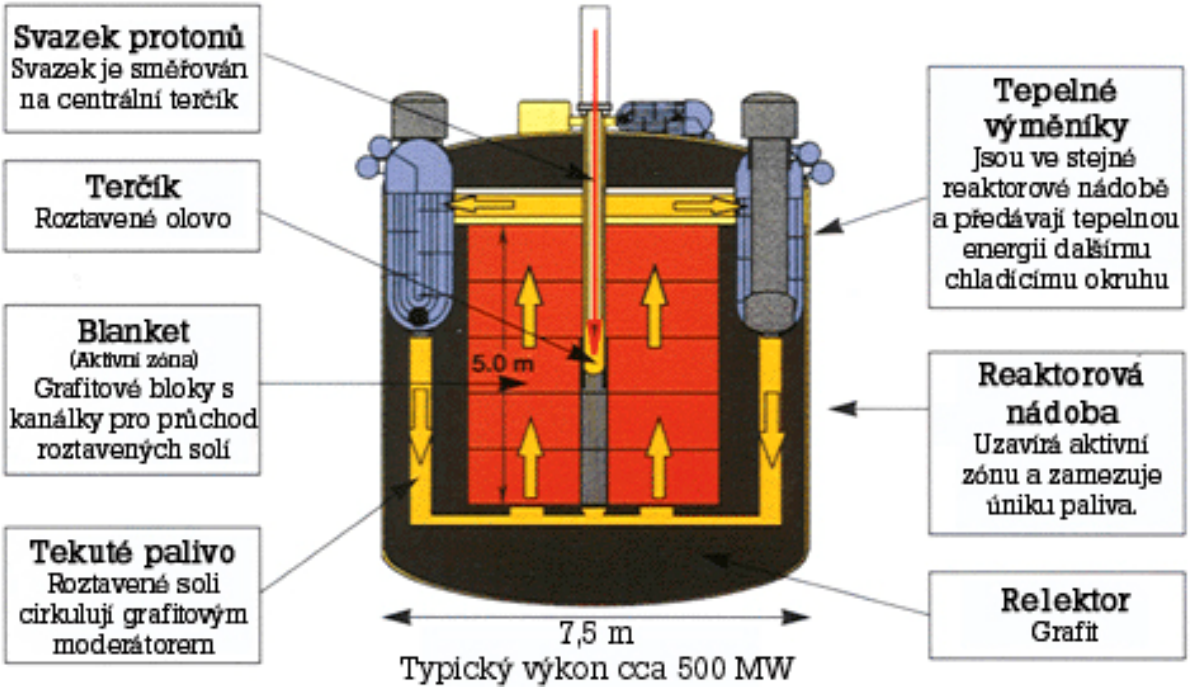
Při dopadu protonového svazku s vysokou energií na terčík z těžkého kovu (Pb, Bi, W, Th, U, Np, Am) dochází k tříštivým jaderným reakcím. Těžká jádra se roztříští na odštěpky, za vzniku gama záření a intenzivního neutronového svazku, potřebného pro transmutaci aktinoidů. Terčíky můžeme rozdělit do dvou základních skupin:

- Primární terčík je obklopen sekundárním terčíkem, kde může docházet k násobícím procesům neutronů. Primární terčík může být buďto pevný (W) nebo tekutý (Pb, směs Pb - Bi).

- Svazek protonů s vysokou energií dopadá přímo na množivý materiál, k produkci i absorpci neutronů dochází přímo v tomto materiálu.

Pro urychlení protonů se mohou využívat urychlovače lineární nebo kruhové. Jedině lineární urychlovače dokáží v současnosti urychlovat dostatečně vysoké proudy částic na potřebnou energii. Jejich nevýhodou je však nízká spolehlivost. Kruhové urychlovače (cyklotron, synchrotron) se dají použít v mírně podkritických systémech, kde není zapotřebí příliš intenzivních svazků. Vlastní spotřeba urychlovače bude činit zhruba 20 % výkonu transmutoru.

Na obrázku 2 si všimněme jednotky navržené v *Los Alamos* pro výkon cca 500 MW. Svazek protonů urychlených asi na 1 GeV dopadá na spalační terčík, v daném případě sloupec tekutého olova. Při srážce dopadajícího protonu s jádrem olova se uvolní 30 - 50 rychlých neutronů. Ty se pak v grafitovém moderátoru zpomalí na energii tepelných neutronů, které dají vznik obvyklé reakci štěpení.



Obrázek 12. Systém ADTT

Samostatnou a dostatečně zajímavou otázkou je, jak bude celý systém chlazen. Podle představ pracovníků z *Los Alamos* bude v podkritickém reaktoru použito roztavených fluoridových solí (směs LiF a BeF) jak pro chlazení celého zařízení, tak i jako média, ve kterém bude rozpuštěno samotné palivo. Přitom palivem se rozumí fluoridy těch izotopů uranu, thoria či aktinoidů, které se štěpí pomocí tepelných neutronů. Teplota tání solí se pohybuje okolo 500 °C a pra-

covní teplota se předpokládá na úrovni 650 °C. Roztavené soli budou proudit podél válcových bloků z čistého grafitu. Množství paliva rozpuštěného v tekutých solích bude takové, že systém bude vždy podkritický.

Transmutační zařízení typu ADTT bývá většinou navrženo jako tříokruhové. Primární okruh slouží pro odvod tepla, vzniklého fyzikálními procesy v reaktoru. Sekundární okruh fyzicky odděluje vysoce radioaktivní primární okruh od ostatních technologií. Ten je zde nezbytný z hlediska jaderné bezpečnosti, jelikož na primární straně neexistují dvě bezpečnostní bariéry známé a používané u reaktorů PWR a BWR: matrice paliva v pevné fázi a pokrytí paliva obalem. Z toho zároveň plyne požadavek, aby tlak teplonosné látky v sekundárním okruhu byl za všech provozních režimů vyšší, než tlak palivové fluoridové směsi v primárním okruhu transmutoru. Terciární okruh pak slouží k transformaci tepelné energie na mechanickou práci pomocí klasického tepelného stroje.

Lze říci, že v současné době se návrhy na projekty urychlovačem řízených reaktorů dělí na tři skupiny. (1) Systémy, jejichž posláním je především výroba energie a současně transmutace jaderného odpadu vyrobeného v současných tepelných reaktorech na izotopy s krátkou dobou života. Tyto izotopy by se oddělovaly z proudících tekutých solí mechanickou separací pomocí centrifugy. Přitom jeden podkritický soubor by "spaloval" odpad produkovaný v několika klasických jaderných elektrárnách. (2) Systémy pro výrobu energie s thoriovým palivem. Nejsou určeny pro transmutaci jaderného odpadu. Přitom v thoriovém cyklu vzniká minimální množství transuranů, tedy problém skladování velmi dlouho žijících izotopů prakticky odpadá. (3) Systémy pro transmutaci plutonia demontovaného z jaderných hlavic. Potřeba takových systémů vyplývá z úvahy, že jaderné zbraně budou zlikvidovány teprve tehdy, až v nich použité plutonium přestane existovat.

Na tomto místě vzniká otázka, jaké jsou vyhlídky na to, že systém ADTT bude skutečně realizován a v jakém časovém horizontu. Ještě v současné době jsou výkony nejmodernějších urychlovačů pod hranicí ekonomické využitelnosti. Vzniká otázka, zda se nebude opakovat situace s jadernou fúzí, která je studována již řadu let, aniž by bylo průmyslově upotřebitelné zařízení ve výhledu. Je možno uvést, že na rozdíl od jaderné fúze, realizaci ADTT nestojí v cestě zatím nevyřešitelné fyzikální problémy. Půjde spíš o vyřešení otázek materiálových, technologických a především o otázku vůle soustředit dostatečné finanční prostředky. Díky příznivé neutronové bilanci podkritických reaktorů řízených urychlovačem je otázka množství a doby života produkovaných jaderných odpadů otázkou především ekonomickou.

V současné době je největším technologickým problémem nedostatečný výkon urychlovačů a nízká stabilita jejich provozu. Problém může být též chlazení terče a skutečnost, že se při provozu musí provádět průběžné jaderně-chemické oddělování stabilních a krátce žijících izotopů, aby nedocházelo k jejich sekundární transmutaci.

6.5 Navržené strategie pro reaktory IV. generace

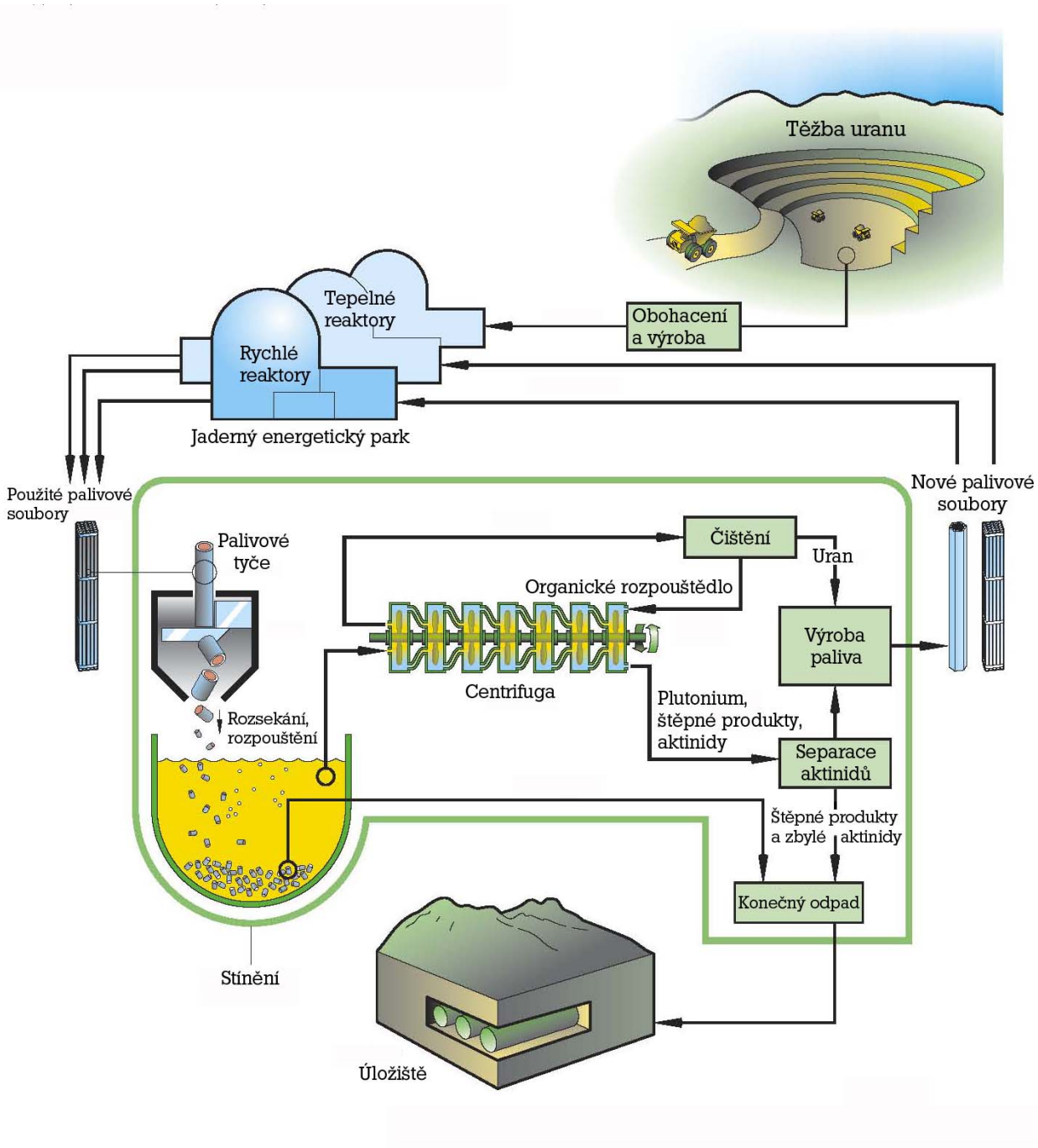
Pro reaktory čtvrté generace jsou navrženy dvě recyklační technologie (kromě systému MSR, kde se jedná o proces recyklace na bázi fluoridů). Je to pokročilé vodní zpracování a pyrometalurgické zpracování neboli pyroproces. Krátce jsme se o obou metodách zmínili již v kapitole 4.4.2. Existuje zde blízká vazba, mezi volbou palivového cyklu a recyklační technologií a výzkum probíhá společně pro různé reaktory. Recyklační technologie je primárně navržena pro podmínky systému SFR, který je v poměrně pokročilém stádiu vývoje pro obě alternativy (tj. jak pro palivo ve formě oxidů s pokročilou vodní recyklací, tak pro palivo z kovové slitiny s recyklací pomocí pyroprocesu). Adaptace recyklačních technologií SFR na ostatní systémy (např. na nitridová paliva LFR nebo kompozity GFR) ukáže již v počátečním stadiu klíčové otázky *realizovatelnosti.*

Výzkum a vývoj recyklačních technologií. Cílem je dokončení koncepčního návrhu komerčního zařízení reaktoru SFR, jak pro oxidy, tak pro kovová vyhořelá paliva. Velikost a umístění zařízení pro přepracování je pro jednotlivá paliva různý. Zatímco zařízení pro nakládání s oxidy bude nejspíš centralizované, s výrobní kapacitou řádu 1000 MTHM za rok pro palivo z lehkovodních reaktorů nebo asi 100 MTHM za rok pro rychlé reaktory, zařízení pro přepracování kovových paliv bude spíše vázáno s rychlým reaktorem s výrobní kapacitou v řádu 5 MTHM za rok.

6.5.1 Pokročilé vodní zpracování

Pokročilé vodní přepracování a paletizace vyhořelého paliva jsou preferovanou recyklační technologií u paliv MOX reaktoru SFR. Vodní přepracování je rovněž možné pro zpracovaní vyhořelého paliva z lehkovodních reaktorů, umožňující produkci spouštěcího paliva pro rychlé reaktory. Sestává se ze zjednodušeného procesu PUREX, se začleněním krystalizace uranu a procesu na obnovu minoritních aktinoidů. Schéma uzavřeného palivového cyklu s pokročilým vodním zpracováním je na obrázku 13. Proces čištění uranu a plutonia je z tradičního PUREX-u eliminováno a uran a plutonium jsou extrahovány společně s neptuniem s dostatečným dekontaminačním faktorem. Krystalizace uranu odstraní většinu ostatních

těžkých kovů a vyloučí je tím z dalšího procesu. Hlavní procesní proud je odsolený, což redukuje nízkoaktivní odpady. Pokročilý peletizační proces (lisování paliva do tvaru kuliček nebo válečků) je zjednodušený a eliminuje směšovací a granulační proces z tradičního zpracování MOX tablet.



Obrázek 13. Schéma uzavřeného palivového cyklu s pokročilým vodním zpracováním

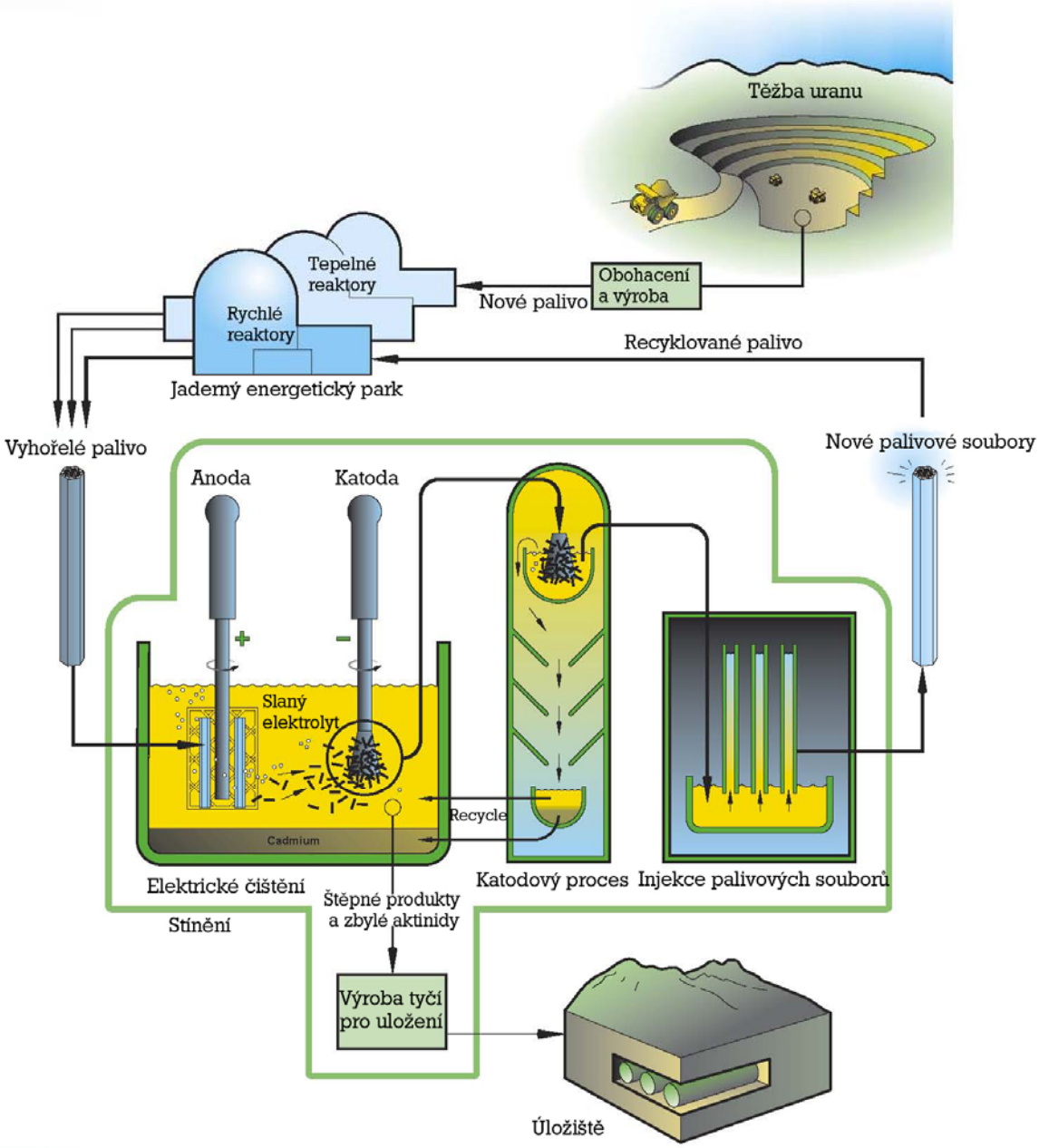
K docílení jak ekonomické soutěživosti, tak redukce vlivu na životní prostředí jsou doporučeny následující postupy (R&D):

- Určit krystalizační chování aktinoidů, krystalizační chování uranu a separační účinnost pevných látek ve velkém měřítku.
- Vyvinout proces zotavení minoritních aktinoidů bez přítomnosti solí, s vysokou výtěžností pro Am a Cm a jejich oddělení od lanthanoidů.
- Vyvinout kompaktní odstředivou centrifugu pro redukci velikosti zařízení.
- Zajistit vyrobitelnost palivových tablet s minoritními aktinoidy a nízkým dekontaminačním faktorem a vývoj zařízení dálkového ovládání a údržby ve vysoce-teplotním zařízení.
- Rozšířit současné studie zábran nešíření jaderného materiálu.

6.5.2 Pyroproces a vzdálená výroba

K vývoji suchého přepracování vyhořelého paliva vedlo v minulosti předpokládané využití rychlých reaktorů. Vzhledem k různým obtížím s palivem rychlých reaktorů zde není úplně vhodná inovovaná hydrometalurgická metoda PUREX. Schéma uzavřeného palivového cyklu s technologií pyrometalurgického zpracování je schématicky znázorněno na obrázku 14. Pyroproces využívá roztavené soli a tekuté kovy pro zacházení, správu a recyklaci vyhořelého paliva. Je schopen recyklovat kovová paliva z rychlých reaktorů a také, po učinění kroků vedoucích k redukci oxidů aktinoidů z kovu, by mohl zpracovat palivo současných lehkovodních reaktorů a obnovit transurany pro palivo rychlých reaktorů. Tyto dvě využití mají mnoho společných charakteristik a procesních kroků.

Princip pyrometalurgického zpracování vyhořelého jaderného paliva je znám již dlouho, ale zatím se komerčně neuplatnil. Palivové články se roztaví a štěpné produkty se z taveniny odstraňují některým metalurgickým postupem, při němž palivo zůstává v kovové formě. Výhodou je, že navržené reaktory (SFR, LFR) přímo pracují s roztavenými kovy. Neřeší však problematiku transmutace dlouhodobých zářičů beta a gama, které musí být stejně nakonec uloženy v hlubinném úložišti [30]. Tato technologie je rozpracovávána v Japonsku (v rámci projektu OMEGA) a v USA, kde by měla sloužit pro spalování minoritních aktinoidů. V současnosti zbývá dořešit dva procesní stupně a to (1) redukci oxidů aktinoidů v kovu, který byl ukázán pouze v laboratorním měřítku a vyžaduje další testování a (2) vývoj regeneračního procesu pro transurany, včetně plutonia.



Obrázek 14. Uzavřený palivový cyklus s technologií pyrometalurgického zpracování

Část výzkumu byl již proveden v rámci pokračujícího projektu EBR-II (Experimental Breeder Reactor). V 70. a 80. letech probíhal v Československu výzkum přepracovávací technologie FREGAT-2, která posléze čtyři roky fungovala v Dimitrovgradu v Sovětském svazu a přepracovávala palivo rychlého reaktoru BOR 60 [39]. Princip fluoridového zpracování vyhořelého jaderného paliva vychází z působení elementárního fluoru na roztavené vyhořelé jaderné palivo. Uran zde uniká ve formě fluoridu uranového současně s některými těkavými fluoridy štěpných produktů (jako je MoF_6 nebo TcF_6). Aby dodatečně nevznikalo plutonium,

je nutné odstranit uran až z 99,99 % dalším dočišťováním. Plutonium a minoritní aktinoidy by se ve formě fluoridových solí mohli transmutovat např. technologií ADTT. S ohledem na dosažení vysokého zotavení transuranů, byl pyroproces navržen v průmyslovém měřítku pouze pro recyklaci uranu. Recyklace všech transuranových prvků, včetně neptunia, americia a curia byla dosud ukázána pouze v laboratorním měřítku. Ve fázi *realizovatelnosti* je třeba ověřit, zda mohou být s malými ztrátami recyklovány všechny aktinoidy.

6.6 Zhodnocení

Cesta vysoce aktivních odpadů bude patrně vždy končit v úložišti. Jde ale i o to, jak bude úložiště velké, tedy kolik odpadu bude nakonec nutno skutečně uložit a na jak dlouho. Ani ukládání, ani přepracování vyhořelého jaderného paliva nejsou zcela ideálními postupy. Za největší slabinu ukládání se považuje jeho časový horizont – statisíce až miliony let. Námitky jsou vznášeny jak v rovině technické, tak morální. Při přepracování dochází pouze k redukci objemu VJP, čímž se problém "co s vyhořelým jaderným palivem" mění na problém "co s vysoceaktivním odpadem". Z výše zmíněných důvodů se mnoho zemí rozhodlo určitý čas vyčkat a rozhodnutí o řešení problému vyhořelého jaderného paliva oddálit. Argumentují tím, že je možné VJP bez větších problémů skladovat po dobu několika desítek let, ve kterých může věda přinést podstatná zdokonalení stávajících technologií či přinést technologie zcela nové. Tato strategie není v rozporu s prohlášeními vlád mnohých zemí o zahájení národních projektů budování hlubinných úložišť VJP, obvykle s termíny předpokládaného dokončení za 20 až 50 let.

Technologie ADTT vypadá do budoucna poměrně nadějně. Jde o to, zda se bude komerčním provozovatelům chtít provozovat elektrárnu s tím, že 20 % vyrobené energie spotřebuje protonový urychlovač. Otázkou navíc bude, jakou provozní spolehlivost bude urychlovač mít. Pokročilé vodní zpracování a pyroproces jsou zatím pouze technologické náčrty a vyžádají si více než 20 let intenzivního vývoje, a to i přesto, že zde zatím panuje značný optimismus.

V České republice se výzkumem v oblasti transmutačních technologií zabývá několik organizací, spojených v národním konsorciu TRANSMUTACE. Aplikovaný výzkum v něm reprezentuje Ústav jaderného výzkumu v Řeži, průmyslový vývoj ŠKODA Jaderné strojírenství, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská ČVUT v Praze a Ústav jaderné fyziky Akademie věd České republiky. Výzkumné práce v České republice se přednostně zaměřují právě na transmutory s tekutým palivem na bázi roztavených fluoridů.

7 Závěrečné srovnání

V této kapitole se pokusím porovnat v současnosti dostupné evoluční koncepty reaktorů III. a III+. generace s reaktory generace čtvrté. Toto srovnání není vůči revolučním projektům IV. generace příliš objektivní, jelikož dnešní reaktory mají za sebou minimálně čtyřicetiletou vývojovou cestu, kdežto u revolučních projektů jde většinou o zcela nové koncepty, které navíc mnohdy nejsou primárně určeny pro výrobu elektřiny.

A zde se dostáváme k zásadnímu rozporu tohoto srovnání. Pokud budeme porovnávat pouze tepelné účinnosti (neboli podíl elektrického výkonu na svorkách generátoru ku tepelnému výkonu reaktoru) tak se systémy IV. generace nemusí nutně jevit jako nejvýhodnější (zejména pak systémy s roztavenými kovy). Pokud ale uvážíme, že hloubka vyhoření je například u rychlých reaktorů více než čtyřikrát vyšší, dostáváme zde mnohem vyšší poměr vyrobeného výkonu ku hmotnosti zavážky. Navíc rychlé reaktory, zastoupené zde třemi ze šesti navrhovaných konceptů, dokáží palivo nejenom štěpit, ale zároveň "vyrábět" nové. To navíc nepředstavuje výraznější problém, neboť množivé články jsou umístěny na okraji AZ tam, kde se u současných lehkovodních reaktorů nachází reflektor neutronů. Pokud některé reaktory (opět zejména MSR) prokáži schopnost efektivně spalovat vyhořelé palivo současných reaktorů v průmyslovém měřítku, bylo by logické, aby dostávaly určitý druh dotace z "jaderného účtu", kam jsou dnes povinni přispívat všichni původci radioaktivních odpadů, popřípadě, aby byly osvobozeny od platby na tento účet. Tím samozřejmě nechci tvrdit, že reaktory IV. generace nebudou produkovat radioaktivní, popř. vysoce toxický odpad, ale v symbiózním cyklu mohou snížit jeho množství o jeden až dva řády. Tento odpad navíc bude radioaktivní podstatně kratší dobu, než současné VJP z tepelných reaktorů.

Na druhou stranu, palivo pro rychlé reaktory musí být obohaceno mnohem více, než pro reaktory tepelné, což přináší vyšší nároky na energii při jeho výrobě a tím i vyšší cenu. Navíc, nikdo nemůže zaručit, že reaktory budou skutečně fungovat ve velkých jednotkách a velkých výkonech. Jedná se zatím pouze o technologická schémata, podpořená prototypy a zkušebními jednotkami reaktorů jen o malém tepelném výkonu. U velkých rychlých reaktorů se v současnosti potýkáme se značnou nestabilitou reaktorů. Největší rychlý reaktor současnosti, francouzský Superphenix o výkonu 1200 MW_e byl již kvůli vysokým finančním nákladům odstaven. Navíc, například reaktor VHTR je poměrně silně vázán s výrobou vodíku, takže zájem průmyslu se dá očekávat až se zvýšením jeho spotřeby.

Další otázkou je, jak dlouho vydrží lidstvu zásoby uranu. Předpovědi se různí. Pokud by jsme spalovali uran v otevřeném palivovém cyklu stejným tempem jako dnes, se stále se zvyšující spotřebou by jsme mohli již v polovině tohoto století pocítit jeho nedostatek. To by mohlo podstatně zvýšit jeho cenu. Proto se v posledních letech mnohonásobně zintenzívnil výzkum a vývoj přepracovacích technologií a projektů na symbiózní palivový cyklus, ke kterým výzkum reaktorů IV. generace významně přispívá. A samozřejmě se podstatně zvýšilo i s tím spojené financování. V minulém roce přidala vláda USA k již stávajícím nemalým prostředkům na vývoj reaktorů dalších 6 miliard USD [53]. Je jasné, že čím dříve budou nové reaktory nasazeny, tím déle nám zásoby uranu vydrží.

Při práci na této zprávě jsem se také zaměřil na porovnání jednotlivých tepelných oběhů, Braytonova a Rankin-Clausiova cyklu a jejich superkritické (v současnosti už se dokonce uvažuje o ultrakritických (při 600 °C a 30 MPa)) alternativy, jejich vykreslení v T-s a p-V diagramech a porovnání jejich účinností. Bohužel se to do konečné práce kvůli velkému objemu stran nevešlo. Nadkritické cykly se již dnes používají u některých tepelných elektráren, kde dosahují účinnosti přeměny o 5 - 10 % vyšší, než u klasického oběhu. Pro práci superkritických cyklů v JE zbývá dořešit pouze určité materiálové otázky, týkající se např. lopatek turbín a jejich chlazení.

V tomto ohledu by pak možná mělo smysl porovnání současných lehkovodních reaktorů (jak PWR tak BWR) s koncepcí SCWR IV. generace. Lehkovodní reaktory pracující v současnosti mají stupeň vyhoření okolo 50 GWd/t, ale počítá se s postupným zvyšováním vyhořívání až asi na 60 GWd/t u paliv s UO_2 a 45 GWd/t u MOX paliv s účinností 30 - 38 % při přeměně klasickým Rankin-Clausiovým cyklem. Reaktor SCWR by měl mít, díky nízkému obohacení, vyhoření "pouze" 45 GWd/t, ale účinnost přes 44 % při superkritickém Rankin-Clausiově cyklu. Předpokládané konstrukční náklady by měli být "pouze" kolem 900 USD/kW_e u systému SCWR v porovnání s 1200 USD/kW_e u AP1000, což je dnes "nejlevnější" nabízený reaktor. Výrobní a provozní náklady by pak měly být až o 30 % nižší. Pro úplnost uvádím v tabulce 11 hodnoty výkonů a účinností všech současných evolučních konceptů a zástupců IV. generace.

O tom, který systém nakonec zaujme komerční subjekty pro jeho průmyslové nasazení budou rozhodovat zejména ekonomicko-politické aspekty. Již dnes vidíme snahu výrobců minimalizovat náklady na výstavbu a provoz zařízení. To zahrnuje zejména snížení nároků na obsluhu, zjednodušení designu, modulární konstrukci, předvýrobou jednotlivých dílů a zkrácení doby

výstavby při současném zachování co nejvyššího stupně bezpečnosti. Politické aspekty pak mohou ovlivnit například rozhodnutí, který systém a do jaké země bude expandován, cenu uranu, výši odvodů na jaderný účet a to, zda vlády budou zvýhodňovat elektrárny s přepracovatelskými závody nebo reaktory spalující vyhořelé palivo z tepelných reaktorů. V současnosti je platba na jaderný účet vázána na vyrobenou MWh z jaderných zdrojů a nikoliv na množství VJP. Pokud by chtěl někdo namítnout, že na budoucím liberalizovaném trhu by neměla politika co dělat, bych rád připomenul vysokou politickou hru například kolem výstavby termonukleárního reaktoru ITER (500 - 700 MW_t). Je smutné, že poměrně vzdálená válka v Iráku rozhoduje o místě výstavby druhého nejnákladnějšího (a v současnosti zcela nejdůležitějšího) vědecko-technického centra lidstva (po vesmírné stanici ISS, která má ovšem tu výhodu, že nemusí stát na zemi).

Asi nejperspektivněji vypadá v současnosti systém SCWR, pro svou podobnost se současnými PWR reaktory. Proto by mohl zaujmou společnosti, které mají s těmito reaktory mnohaleté zkušenosti. Pokud se potvrdí předpovědi, že v budoucnu nahradí vodík ropné produkty, má hvězdnou budoucnost zaručenu systém VHTR. Systém MSR pak může pracovat jednak jako výborný spalovač aktinoidů, jednak jako podkritický reaktor v kombinaci s protonovým urychlovačem (ADTT). Kupodivu o systém MSR zatím nejeví přílišný zájem ani průmysl, ani země zastoupené ve fóru GIF. Systém GFR by mohl zaujmout jednoduchou konstrukcí, nižšími náklady a vysokou účinností. Reaktory s roztavenými kovy musí prokázat, že zvýšené konstrukční náklady vyváží efektivním spalování aktinoidů. Stále ještě není zcela jisté, zda budou hrát reaktory s rychlými neutrony v budoucnosti rozhodující úlohu.

Typ reaktoru	Výkon	Účinnost	Typ reaktoru	Výkon	Účinnost
Gen III.	MW_e/MW_t	%	Gen IV.	MW_e/MW_t	%
EPR	1600/4444	36	GFR	288/600	48
AP600	600/1933	31	LFR	(50 - 150)/(125 - 400)	38 - 40
AP1000	1154/3415	33		(300 - 400)/1000	~ 35
PIUS	640/2000	32		1200/3600	33
IRIS	335/1000	33,5	MSR	1000 MW_e	44 - 50
VVER1000	1000/3120	32	SFR	150 - 500 MW_e	> 30
SWR1000	1254/3370	37		500 - 1500 MW_e	
ABWR	1356/3926	34,5	SCWR	1700 MW_e	44
GT-MHR	285/600	47,5	VHTR	600 MW_t	> 50

Tabulka 11. Porovnání reaktorů III. a IV. generace

8 Závěr

Cílem mé diplomové práce bylo přinést ucelený přehled v současnosti provozovaných jaderných reaktorů, ukázat nově navržené koncepty evolučních projektů blízké budoucnosti se zvýšenou pasivní a aktivní bezpečností a pokusit se o co nejpodrobnější popis revolučních reaktorů budoucí generace pro nasazení po roce 2020.

Téma mne zaujalo zejména tím, že je zcela nové a neprobádané. Spojuje se zde několik vědních oborů. Nové objevy a dílčí úspěchy zde přicházejí každým dnem ze všech koutů světa. Na výzkumu a vývoji se podílí celé mezinárodní společenství, včetně České republiky, která je na tomto poli mezinárodně uznávána a to zejména v oblasti transmutačních technologií a správy vyhořelého paliva. Na vývoji reaktorů IV. generace zdaleka nespolupracuje pouze deset států sdružených ve fóru GIF, ale také všechny země mající určitý jaderný potenciál, ať už v jaderných elektrárnách, ve výzkumných reaktorech, lékařství, ale i v materiálovém výzkumu, chemii, neutronové fyzice, modelování a mnohých dalších oborech. Progresivní obor jistě přitáhne také mladé lidi. To všechno mne zaujalo natolik, že bych chtěl v práci na toto téma pokračovat v navazujícím postgraduálním studiu.

V první kapitole jsem přinesl stručný pohled do historie využívání energie štěpné reakce, zmínil jsem současný stav a nastínil perspektivy dalšího rozvoje. Nutno podotknout, že původní vývoj neměl s mírovým využitím jaderné energetiky zhola nic společného. Dále jsem se pokusil popsat základní principy a zákonitosti v současnosti fungujících reaktorů a poodhalil jsem inovace budoucích projektů. Snažil jsem se obsáhnout všechny v současnosti vyvíjené koncepty evolučních jaderných reaktorů. Ve třetí a čtvrté kapitole jsem představil reaktory IV. generace. Ve třetí byly nastíněny důvody vzniku fóra GIF a vytyčení hlavních cílů a kritérií pro budoucí generace reaktorů, spolu s metodikou výběru vhodných kandidátů. Čtvrtá kapitola se zabývá popisem technologických schémat jednotlivých reaktorů a požadavků na další výzkum a vývoj. K těmto dvěma kapitolám neexistuje téměř žádná tištěná literatura, tudíž jsem se zde téměř výhradně opíral o internetové zdroje. V kapitolách pět a šest jsem se zabýval bezpečnostními principy JE, problematikou nakládání s VJP, možností jeho přepracování a transmutace. Pro reaktorové systémy IV. generace byly navrženy dva technologické postupy přepracování vyhořelého paliva. V sedmé kapitole jsem se pak pokusil shrnout hlavní výhody a nevýhody budoucích reaktorů a pokusil jsem se alespoň částečně porovnat reaktorové systémy IV. generace s reaktory současnými.

Myslím, že má práce může sloužit jako základní shrnutí současných poznatků jaderné energetiky a zejména pak reaktorů IV. generace. Vzhledem k tomu, že je naprostá většina dostupných materiálů v anglickém jazyce, tak jsem jejich zpracováním zpřístupnil tuto problematiku laické veřejnosti. Doufám, že jsem svou prací částečně přispěl k vyvrácení některých mýtů obklopujících jadernou energetiku. Ale hlavně jakákoliv práce, dívající se dnes objektivně na výrobu elektřiny v JE, může být přínosem pro nekonečný boj s "environmentálními aktivisty" šířícími neopodstatnělý strach a neklid z jaderné energetiky, zneužívajících často hromadné sdělovací prostředky k dosažení vlastních politických cílů. Snažil jsem se nejenom vyzdvihovat její nesporné výhody, ale upozorňovat i na možná úskalí a nedostatky.

V současné době je bez jaderné energie jakákoliv naděje na snížení emisí CO_2 pouhou iluzí a utopií. Navíc těžba přírodního bohatství jako je uhlí, ropa a plyn, které by mohly být pro lidstvo využity daleko efektivněji např. v chemii a lékařství, je bezprecedentním plýtváním. Vzhledem k tenčícím se zásobám fosilních paliv je současná produkce elektřiny v jaderných elektrárnách důležitá. Proto je nutné se nadále intenzivně zabývat dalšími projekty, které povedou k lepšímu využití jaderné energie v budoucnosti. Prvním a nejdůležitějším cílem projektu GIV je proto udržitelnost z dlouhodobého hlediska, zlepšení využívání štěpného materiálu, jeho výroba v rychlých reaktorech, symbióza několika reaktorových systémů a minimalizace množství a aktivity VJP určeného pro konečné uložení.

9 Přílohy

Již zcela na závěr bych rád připojil několik citátů, které mě při hledání jednotlivých zdrojů použitých v diplomové práci zaujali a které myslím dobře odrážejí současnou pozvolnou změnu postoje k jaderné energetice.

Již v roce 1993, tedy poměrně brzy po havárii v Černobylu prohlásil *Albert Reynolds*, profesor jaderného inženýrství na Universitě ve Virginii toto: "Předpokládáme, že do roku 2000 se rozvoj jaderné energetiky znovu rozběhne. Jedná se totiž o nejslibnější zdroj energie. Je levnější než zemní plyn a čistější než uhlí, zásoby paliva jsou prakticky nevyčerpatelné. Jaderný věk znovu nastává." V té době nic nenaznačovalo tomu, že by měla jaderná energetika vstát z mrtvých. Dnes vidíme, že v těch několika větách jsou vyjádřeny základní myšlenky udržitelného rozvoje minimálně do doby, než bude technologicky zvládnuta jaderná syntéza.

V květnu 2004 zveřejnil britský list Independent apel uznávaného "zeleného" ekologa *Jamese Lovelocka* s názvem *Jaderná energetika je jediným zeleným řešením.* Cituji: "Nemáme čas experimentovat s vizionářskými energetickými zdroji; civilizace je v bezprostředním ohrožení. Odpor k jaderné energetice je založen na iracionálních obavách živených fikcemi, zelenou lobby a médii. Tyto obavy jsou neopodstatněné a jaderná energetika se od svého začátku prokázala jako nejbezpečnější ze všech energetických zdrojů. Musíme ihned zastavit nervozitu ze statistického ohrožení rakovinou z chemických preparátů či ozáření."

Stejně zodpovědně vyznívá prohlášení *Fritse Bolkesteina*, evropského komisaře pro vnitřní trh a daně. "Jaderná energetika je rozhodujícím příspěvkem k dlouhodobé evropské energetické politice. Zvýšené využití jaderné energie sníží vnější závislost EU na energetických zdrojích. Také zvýší diverzifikaci, která umožní EU vyrovnat se s výkyvy cen ropy a plynu. A konečně, jaderná energetika je excelentním příspěvkem k požadavkům z Kjóta."

Z lobbingu nelze podezřívat ani profesora *André Bergera*, mezinárodně respektovaného a renomovaného ochránce životního prostředí, který adresoval otevřený dopis belgickému premiérovi *Guy Verhofstadtovi* po rozhodnutí belgické vlády postupně začít s útlumem jaderné energetiky: „Opuštění jaderné energetiky na prahu 21. století není jen anachronismem, ale je a zůstane na dlouhou dobu největší chybou, kterou kdy belgická vláda udělala. Další rozvoj jaderné energetiky je jednou z nejefektivnějších cest, jak zajistit trvale udržitelný rozvoj. Jakákoliv politika, která vede k jejímu útlumu je utopií, pokud ne podvodem …".

10 Použitá literatura

[1] *A Roadmap for Developing Accelerator Transmutation of Waste (ATW) Technology,* A Report to Congres. U. S. DOE Říjen 1999.

[2] *A Roadmap to Deploy New Nuclear Power Plants in the United States by 2010.* US DEO a NERAC, 31. říjen 2001 (anglicky).

[3] *A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems.* U. S. DOE a GIF, prosinec 2002 (anglicky).

[4] *Atomový zákon – Zákon o mírovém využívaní jaderné energie a ionizujícího záření.* Zákon č. 83/1998 a 18/1997 Sb.

[5] *Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants - INSAG-12.* IAEA 75-INSAG-3, Vienna 1999.

[6] *Bezpečnost jaderných zařízení, Principy bezpečnostního hodnocení jadrných elektráren.* SÚJB, Ústav jaderných informací Zbraslav a. s. 3/1994.

[7] *Bezpečnost jaderných zařízení.* ÚJI Zbraslav. Zbraslav 1994.

[8] Blažková I.: *Jaderné elektrárny, jejich perspektivy a nové koncepce.* 2003.

[9] Bouček S., Dočekal A.: *Elektrárny II - Přednášky.* FEL ČVUT v Praze 1995.

[10] Bouček S. a kol.: *Elektrárny II – Doplňkové skriptum.* FEL ČVUT v Praze 1989.

[11] Bowman D. and col.: *Nuclear energy generation and waste transmutation using an accelerator-driven intense thermal neutron source.* Vol. A320. 1992.

[12] *Budování kultury bezpečnosti při jaderných činnostech.* MAAE, Vídeň 1998.

[13] Cupal V. a kol.: *Povolili byste provoz JETE?* Semestrální práce 2000.

[14] *Elektroenergetika v Českých zemích: Retroperspektiva a vývoj na prahu 21. století.* Panorama group, Praha 2000.

[15] *Encyklopedie Energetiky - Energie pro každého.* ČEZ, a. s., 2004.

[16] *European utility requirements for LWR nuclear power plants.* Revision B, 1995.

[17] Goethem G. and Col.: *FISA 2003 - EU research in reactor safety.* OPEC 2004.

[18] Hosnedl P., Valenta V.: *Transmutační technologie pro řešení problémů vyhořelého jaderného paliva, Soubor příspěvků konference „Nebezpečné odpady".* Plzeň 6.–7. 10. 1999

[19] John J.: *Systémy a řízení.* FEL ČVUT v Praze 2003.

[20] Kobylka D., Matějka K.: *Budoucnost jaderné energetiky.* FJFI ČVUT v Praze.

[21] Kostka T.: *Havárie v jaderné elektrárně Černobyl.*

[22] Kovář P.: *Likvidace jaderného odpadu pomocí systému ADTT.* Škoda JS a. s. 2002.

[23] Kubica J.: *Návrh modelu palivového článku.* STU v Bratislavě květen 2005.

[24] Kubín M.: *Energetika na prahu 21. století: Rozvojové trendy elektroenergetiky.* Jihomoravská energetika, Praha 1999.

[25] Lacoik A. a kol.: *Co s vyhořelým palivem?.* Vesmír č. 79, (duben 2000) 190.

[26] Mach R.: *Urychlovačem řízené transmutační technologie.* Ústav jaderné fyziky AV ČR v Řeži.

[27] Matějka K. a kol.: *Vyhořelé jaderné palivo.* KJR FJFI ČVUT v Praze 1996.

[28] Matějka K.: *Možnosti nakládání s VJP.* KJR FJFI ČVUT v Praze.

[29] Matějka K.: *Možnosti nakládání s vyhořelým jaderným palivem.* KJR FJFI ČVUT v Praze.

[30] Merz E. R.: *Waste Partitioning and Transmutation as a Means Towards Long-term Risk Reduction.* Berichte des Forschungszentrums, Jülich 1993.

[31] Milota R.: *Transmutory.* FEL ČVUT v Praze.

[32] Raček J.: *Jaderné elektrárny.* VUT v Brně, Brno 2002.

[33] Reynolds B. A.: *The Return of Nuclear Power: Nuclear Energy is About to Make a Big Comeback. Just in Time.* Omni prosinec 1993.

[34] *Stenozáznam ze semináře "Nakládání s radioaktivními odpady a veřejnost".* Senát Parlamentu ČR ze dne 4. února 2005.

[35] Sviták F.: *Jaderná energetika a trvale udržitelný rozvoj.* ÚJV Řež, a. s.

[36] *Technologies for Sustainable Development European IPPC Bureau. Institute for Prospective Technological Studies.* Sevilla listopad 2004.

[37] *The future of nuclear energy.* Europhysics News **32/5** (2001) 185.

[38] *Thorp - Krocení radioaktivity.* Třetí pól prosinec 2005.

[39] Uhlíř J.: *An Experience on Dry Nuclear Fuet Reprocessing in the Czech Republic.* ÚJV Řež, a. s.

[40] Vesecký R.: *JE s reaktory III. a IV. generace.* Praha 2005.

[41] Wágner V.: *Jaderné transmutace.* Fyzikální čtvrtek 14. 4. 2005 na FEL ČVUT v Praze.

[42] Záliš K.: *Podklady k předmětu Elektrárny.* Praha 2003.

[43] Zeman J. a kol.: *Vývoj požadavků na bezpečnost nových jaderných reaktorů.* FJFI ČVUT v Praze.

[44] <http://www.framatome.com/> *Framatome* (anglicky).

[45] <http://www.nei.org/> *Nuclear Energy Institute* (anglicky).

[46] <http://eng.rosatom.ru> *Rosenergoatom* (anglicky).

[47] <http://gif.inel.gov/> *Generation IV International Forum* (anglicky).

[48] <http://kostelec.czu.cz/temelin/> *Komise pro posouzení vlivů Jaderné elektrárny Temelín na životní prostředí* (česky).

[49] <http://www.areva.com> *AERVA* (anglicky).

[50] <http://www.bnfl.com/> *BNFL* (anglicky).

[51] <http://www.candu.org/candu_reactors.html> *CANDU* (anglicky).

[52] <http://www.cez.cz/> ČEZ, a. s. (česky).

[53] <http://www.csvts.cz/cns/> *Česká nukleární společnost* (česky).

[54] <http://www.euronuclear.org> *The European Nuclear Society* (anglicky).

[55] <http://www.ge.com/nuclear/> *GE Energy* (anglicky).

[56] <http://www.iaea.org/> *IAEA* (anglicky).

[57] <http://www.ippc.cz/> *Integrovaná prevence a omezování znečištění IPPC* (česky).

[58] <http://www.jaderna-energie.cz> *Výroba jaderné energie* (česky).

[59] <http://www.jaderny-odpad.cz/> *Jaderný odpad* (česky).

[60] <http://www.ne.doe.gov/> *Office of Nuclear Energy, Science & Technology* (anglicky).

[61] <http://www.ne.doe.gov/nerac/neracoverview1a.html> *The Nuclear Energy Research Advisory Committee* (anglicky).

[62] <http://www.nikiet.ru/eng/> *Research and Development Institute of Power Engineering NIKIET* (anglicky).

[63] <http://www.nrc.gov/> *U. S. Nuclear Regulatory Commission* (anglicky).

[64] <http://www.state.gov/t/np/trty/16281.htm> *Nuclear Nonproliferation Treaty* (anglicky).

[65] <http://www.sujb.cz/> *Státní úřad pro jadernou bezpečnost* (česky).

[66] <http://www.vidivici.cz/surao2/index.php?p> *Správa úložišť radioaktivních odpadů SÚRAO* (česky).

[67] <http://www.westinghousenuclear.com/> *Westinghouse* (anglicky).

[68] <http://en.wikipedia.org/> *Wikipedia, the free encyclopedia* (anglicky).

[69] <http://www.worldenergy.org/wec-geis/> *World Energy Council* (anglicky).

[70] <http://www.world-nuclear.org/> World Nuclear Association (anglicky).

[71] <http://www.world-nuclear-university.org/html/atoms_for_peace/index.htm> *Atoms for Peace* (anglicky).

11 Seznamy

11.1 Obsah

0 Úvod ..... - 1 -
1 Minulost, současnost a perspektivy jaderné energetiky ..... - 3 -
1.1 Historický vývoj ..... - 3 -
1.2 Současný stav ..... - 6 -
1.3 Budoucnost jaderné energetiky ..... - 7 -
1.3.1 Potřeba dalšího výzkumu ..... - 7 -
1.3.2 Potřeba veřejné diskuse ..... - 7 -
1.3.3 Palivový cyklus a jeho udržitelnost z dlouhodobého pohledu ..... - 8 -
2 Principy současných reaktorů ..... - 11 -
2.1 Dělení ..... - 11 -
2.2 Lehkovodní reaktory (LWR) ..... - 12 -
2.2.1 Tlakovodní reaktor (PWR/VVER) ..... - 12 -
2.2.2 Varné reaktory (BWR) ..... - 15 -
2.3 Grafitové reaktory (grafitem moderované) ..... - 17 -
2.3.1 Plynem chlazený (GCR/AGR) ..... - 17 -
2.3.2 Vodou chlazený (LWGR/RBMK) ..... - 17 -
2.3.3 Vysokoteplotní (HTGR) ..... - 18 -
2.4 Těžkovodní reaktory (HWR) ..... - 19 -
2.5 Rychlé množivé reaktory (FBR) ..... - 20 -
2.6 Další vyvíjené reaktory ..... - 22 -
3 Reaktory IV. generace ..... - 23 -
3.1 Historie ..... - 23 -
3.2 Cíle projektu GIF ..... - 24 -
3.3 Nový pohled na palivový cyklus ..... - 26 -
3.4 Výběr kandidátů ..... - 27 -
3.5 Doporučení pro další výzkum a vývoj reaktorů ..... - 29 -
4 Reaktorové systémy IV. generace ..... - 31 -
4.1 Plynem chlazený rychlý reaktorový systém – GFR ..... - 32 -
4.1.1 Základní informace ..... - 32 -
4.1.2 Technologický základ ..... - 33 -
4.1.3 Oblasti dalšího vývoje ..... - 34 -
4.1.4 Hodnocení ..... - 35 -
4.2 Olovem chlazený rychlý reaktorový systém – LFR ..... - 36 -
4.2.1 Základní informace ..... - 36 -
4.2.2 Technologický základ ..... - 38 -
4.2.3 Oblasti dalšího vývoje ..... - 39 -
4.2.4 Hodnocení ..... - 40 -
4.3 Reaktorový systém s roztavenými solemi – MSR ..... - 41 -
4.3.1 Základní informace ..... - 41 -
4.3.2 Technologický základ ..... - 43 -
4.3.3 Oblasti dalšího vývoje ..... - 44 -
4.3.4 Hodnocení ..... - 46 -
4.4 Sodíkem chlazený rychlý reaktorový systém – SFR ..... - 47 -

4.4.1 Základní informace - 47 -
4.4.2 Technologický základ reaktoru SFR - 49 -
4.4.3 Oblasti dalšího vývoje - 50 -
4.4.4 Hodnocení - 51 -
4.5 Superkritický, vodou chlazený reaktorový systém – SCWR - 52 -
4.5.1 Základní informace - 52 -
4.5.2 Technologický základ - 55 -
4.5.3 Oblasti dalšího vývoje - 55 -
4.5.4 Hodnocení - 56 -
4.6 Vysokoteplotní reaktorový systém – VHTR - 57 -
4.6.1 Základní informace - 57 -
4.6.2 Technologický základ - 57 -
4.6.3 Oblasti dalšího vývoje - 59 -
4.6.4 Hodnocení - 60 -
5 Bezpečnostní systémy jaderných reaktorů - 61 -
5.1 Úvod - 61 -
5.2 Bezpečnostní a provozní požadavky na budoucí reaktory - 62 -
5.3 Bezpečnostní principy jaderných elektráren - 62 -
5.3.1 Princip inherentní bezpečnosti - 62 -
5.3.2 Princip pasivní bezpečnosti - 63 -
5.3.3 Princip aktivní bezpečnosti - 63 -
5.3.4 Princip bezpečnostních bariér - 65 -
5.4 Jsou jaderné elektrárny nebezpečné? - 66 -
6 Využití vyhořelého jaderného paliva - 68 -
6.1 Současný stav - 68 -
6.2 Vyhořelé jaderné palivo a radioaktivní odpady - 68 -
6.3 Přepracování paliva - 72 -
6.4 Transmutace - 73 -
6.4.1 Technologie ADTT - 74 -
6.5 Navržené strategie pro reaktory IV. generace - 77 -
6.5.1 Pokročilé vodní zpracování - 77 -
6.5.2 Pyroproces a vzdálená výroba - 79 -
6.6 Zhodnocení - 81 -
7 Závěrečné srovnání - 82 -
8 Závěr - 85 -
9 Přílohy - 87 -
10 Použitá literatura - 88 -
11 Seznamy i
11.1 Obsah i
11.2 Seznam použitých zkratek a symbolů iii
11.3 Seznam obrázků vii
11.4 Seznam tabulek viii

11.2 Seznam použitých zkratek a symbolů

ABB	Fůze společností Brown Boveri a ASEA-Atom
ABWR	Advanced Boiling Water Reactor
ADS	Accelerator Driven System
ADTT	Accelerator driven Transmutation Technologies
ALARA	As Low As Reasonably Achievable
ALMR	Advanced Liquid Metal Reactor
ALWR	Advanced Light Water Reactor
AP600	Advanced Pressurized Water Reactor 600 MWe
ARE	Aircraft Reactor Experiment
ATW	Accelerator Transmutation of Waste
ATWS	Anticipated Transient Without Scram
AVR	Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor
AZ	Aktivní zóna
BWR	Boiling Water Reactor
CANDU	Canada Deuterium Uranium, Reactor
CAREM	Central Argentina de Elementos Modulares
CSAU	Code Scaling, Applicability, and Uncertainty Method
DOE	Department of Energy (USA)
EBR	Experimental Breeder Reactor
EBWR	Experimental Boiling Water Reactor
EC	European Commission
EMG	Evaluation Methodology Group
EPR	European Pressurized Water Reactor
ESBWR	European Simplified Boiling Water Reactor
EU	Evropská unie
EUR	The European Utility Requirement
FCCG	Fuel Cycle Crosscut Group
FIMA	Fissionable (Heavy) Metallic Atoms
GFR	Gas-Cooled Fast Reactor
GIF	Generation IV International Forum
GT-MHR	Gas-Turbine Modular Helium Reactor
GWD/MTHM	Gigawatt-days/metric tonne heavy metal

GWd/t	GigaWatt den na tunu
HC-BWR	High-Conversion Boiling Water Reactor
HLW	High Level Waste
HTGR	High Temperature Gas-Cooled Reactor
HTR-10	High-Temperature Reactor 10 (China)
HTTR	High-Temperature Engineering Test Reactor
I-S	Iodine-sulfur process
I&C	Instrumentation and Control
IAEA	International Atomic Energy Agency
IFR	Integral Fast Reactor
IIASA	International Institute for Applied Systems Analysis
IMR	International Modular Reactor
INES	The International Nuclear Event Scale
INPO	Institute of Nuclear Power Operations
INSAG	International Safety Advisory Group
INTD	International Near-Term Deployment
IRIS	International Reactor Innovative and Secure
IRRT	International Regulatory Review Team
IRS	Incident Reporting System
JE	Jaderná elektrárna
JETE	Jaderná elektrárna Temelín
LANL	Los Alamos National Laboratory
LFR	Lead-Cooled Fast Reactor System
LLFP	Long-Lived Fission Products
LMR	Liquid Metal-Cooled Reactor
LOCA	Loss of Coolant Accident
LWR	Light Water Reactor
MAAE	Mezinárodní agentura pro atomovou energii (dtto IAEA)
MHTGR	Modular High Temperature Gas-Cooled Reactor
MOX	$(U,Pu)O_2$ Mixed-Oxide Fuel
MSBR	Molten Salt Breeder Reactor
MSR	Molten Salt Reactor
MSRE	Molten Salt Reactor Experiment
MTHM	Metric Tons of Heavy Metal

MW_e	Megawatt elektrický
MW_t	Megawatt tepelný
NEA	Nuclear Energy Agency
NERAC	Nuclear Energy Research Advisory Committee
NIKET	Research and Development Institute of Power Engineering
NPI	Nuclear Power International
NRC	Nuclear Regulatory Commission
NTD	Near-Term Deployment
OECD	Organization for Economic Co-operation and Development
ORNL	Oak Ridge National Laboratory
PBMR	Pebble Bed Modular Reactor System
PIUS	Process Inherent Ultimate Safety
PRIS	Power Reactor Information System
PRISM	Power Reactor Inherently Safe Module
PSA	Probablistic Safety Assessment
PUREX	Plutonium and Uranium Recovery by Extraction
PWR	Pressurized-Water Reactor
R&D	Research and Development
RA	Radioaktivní
RAMG	Regulatory Authority Management Group
RBMK	Reaktor Bolšoj Moščnosti Kanalnyj
REDOX	Electrochemical reduction- oxidation
SAFR	Sodium Advanced Fast Reactor
SBWR	Simplified Boiling Water Reactor
SBWR	Simplified Boiling Water Reactor
SCC	Stress Corrosion Cracking
SCLWR	Supercritical Light Water Reactor
SCW	Supercritical Water
SCWR	Supercritical Water-Cooled Reactor System
SFR	Sodium-Cooled Fast Reactor System
SGHWR	Steam Generating Heavy Water Reactor
SIR	Safe Integral Reactor
SLFP	Stable and Short-Lived Fission Products
SMART	System-Integrated Modular Advanced

S-PRISM	Super-Power Reactor Inherently Safe Module
SÚJB	Státní úřad pro jadernou bezpečnost
SWR-1000	Siedewasser Reactor-1000
SWR	Der Siedewasserreaktor
THTR	Thorium-Hochtemperatur-Reaktor
TMI	Three Mile Island
TR	Technology Roadmap
TWG	Technical Working Groups
ÚJV Řež,a.s.	Ústav jaderného výzkumu Řež, a. s.
UKAEA	United Kingdom Atomic Energy Authority
UREX	Uranium Recovery by Extraction
US DOE	U.S. Department of Energy
VHTR	Very-High-Temperature Reactor Systém
VJP	Vyhořelé jaderné palivo
VVER	Vodo -Vodjanoj Energetičeskij Reaktor
WANO	World Association of Nuclear Operators
WEC	World Energy Council
WENRA	Western Nuclear Regulatory Authorities
ZBP	Základní bezpečnostní principy

11.3 Seznam obrázků

Obrázek 1. Vývoj jaderných reaktorů ..... - 9 -
Obrázek 2. Alternativy palivového cyklu ..... - 9 -
Obrázek 3. Vyhořelé palivo, zásoby uranu ..... - 10 -
Obrázek 4. Porovnání reaktorových systémů k relativní ose ..... - 29 -
Obrázek 5. Plynem chlazený rychlý reaktorový systém ..... - 32 -
Obrázek 6. Olovem chlazený rychlý reaktorový systém ..... - 37 -
Obrázek 7. Reaktorový systém s roztavenými solemi ..... - 42 -
Obrázek 8. Sodíkem chlazený rychlý reaktorový systém ..... - 48 -
Obrázek 9. Fázový diagram vody ..... - 9 -
Obrázek 10. Superkritický vodou chlazený reaktorový systém ..... - 53 -
Obrázek 11. Vysokoteplotní reaktorový systém ..... - 58 -
Obrázek 12. Systém ADTT ..... - 75 -
Obrázek 13. Schéma uzavřeného palivového cyklu s pokročilým vodním zpracováním ..... - 78 -
Obrázek 14. Uzavřený palivový cyklus s technologií pyrometalurgického zpracování ..... - 80 -

11.4 Seznam tabulek

Tabulka 1. Počet, výkon a typ elektráren v provozu a výstavbě k 6. 1. 2006 ..... - 6 -
Tabulka 2. Základní rozdělení reaktorů ..... - 11 -
Tabulka 3. Rozdělení návrhů podle chladiva a zainteresované země ..... - 28 -
Tabulka 4. Rozdělení reaktorových systémů ..... - 31 -
Tabulka 5. Základní parametry reaktoru GFR ..... - 33 -
Tabulka 6. Základní parametry jednotlivých reaktorů LFR ..... - 36 -
Tabulka 7. Referenční hodnoty reaktoru MSR ..... - 43 -
Tabulka 8. Parametry SFR reaktorů ..... - 49 -
Tabulka 9. Referenční hodnoty reaktoru SCWR ..... - 54 -
Tabulka 10. Referenční hodnoty systému VHTR ..... - 59 -
Tabulka 11. Porovnání reaktorů III. a IV. generace ..... - 84 -