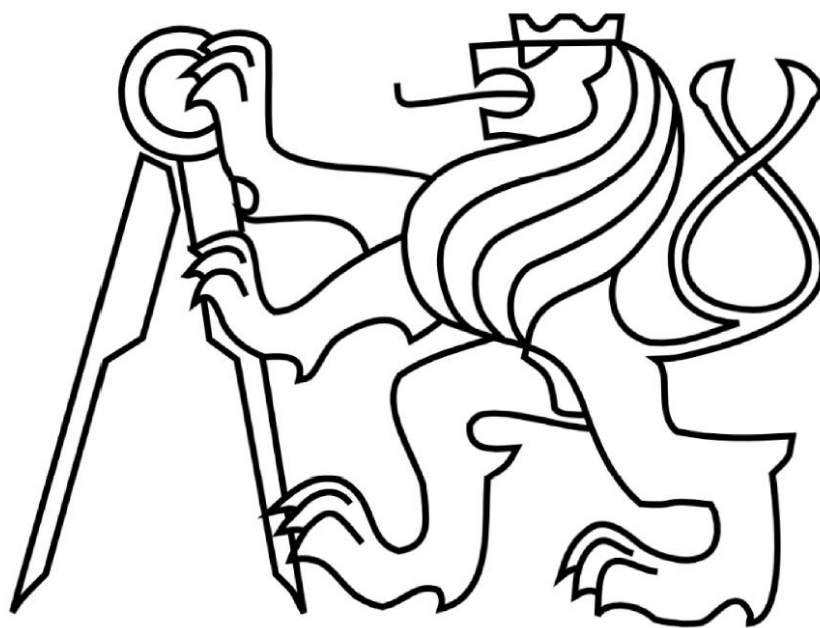


ČESKÉ VYSOKÉ UČENÍ TECH- NICKÉ V PRAZE



FAKULTA STROJNÍ

12115 – Ústav energetiky

Bakalářská práce 2020

Rešerše současného stavu vývoje rychlých reaktorů ve světě

Antonín VACLÍK

Prohlášení

Prohlašuji, že jsem svou bakalářskou práci vypracoval samostatně a použil jsem pouze podklady (literaturu, projekty, SW atd.) uvedené v příloženém seznamu. 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 Českých Budějovicích dne 26.6.2020

.....

Antonín Vaclík

Poděkování

Děkuji svému vedoucímu práce Ing, Václavu Železnému za vedení této práce a za konzultace přispívající k její tvorbě.

Dále děkuji své rodině za jejich plnou podporu v mém dosavadním studiu.

Anotační list

Jméno autora:	Antonín Vaclík
Název práce:	Rešerše současného stavu vývoje rychlých reaktorů ve světě
Name of thesis:	Background research of the current state of development of fast nuclear reactors in the world
Akademický rok:	2019/2020
Studijní program:	Teoretický základ strojního inženýrství
Studijní obor:	bez oboru
Ústav:	12115 - Ústav energetiky
Vedoucí práce:	Ing. Václav Železný
Konzultant:	
Zadavatel tématu:	
Rozsah práce:	počet stran:39 počet obrázků:8 počet tabulek:3
Klíčová slova:	rychlý reaktor, rychlý množivý reaktor, plutonium, uran, jaderná elektrárna, rychlé neutrony, tekutý sodík
Keywords:	fast reactor, fast-breeder reactor, plutonium, uranium, nuclear power plant fast neutron, liquid sodium

Anotace

Práce je zaměřena na rešerši aktuálního stavu vývoje rychlých reaktorů ve světě. Práce popisuje jejich výhody a nevýhody. Zabývá se jejich ekonomickou stránkou a bezpečností. V závěru práce je uveden přehled provozovaných reaktorů a reaktorů ve výstavbě nebo v pokročilé části vývoje.

Abstract

The work is focused on background research of the current state of development of fast nuclear reactors in the world. It describes their advantages and disadvantages. It is focused on their economics and safety. In the end is presented list of currently operated fast reactors and list of reactors currently built or in mid-development.

Obsah

1.	Úvod	4
2.	Metody získávání uranu	4
2.1	Těžba v dolech	4
2.1.1	Povrchové doly	4
2.1.2	Hlubinné doly	5
2.1.3	Heap leaching – louhování	5
2.1.4	Těžba chemickým loužením	5
2.1.5	Získávání uranu z mořské vody	6
2.2	Zpracování uranové rudy	6
2.3	Proces obohacení uranu	6
2.4	Výroba paliva	7
2.5	Využití zbylého uranu 238	7
3.	Množivé reaktory - úvod	8
3.1	Rychlé štěpení	8
3.2	Chlazení rychlých reaktorů	10
3.2.1	Chlazení sodíkem	10
3.2.2	Chlazení plynem	11
4.	Rychlé reaktory ve Francii	11
4.1	Rapsodie	11
4.2	Phénix	12
4.3	Superphénix	12
4.3.1	Využití plutonia armádou	13
4.3.2	Cena stavby, provozu a likvidace	14
4.4	ASTRID	14

5.	Množivé reaktory v Indii	14
5.1	Historie	14
5.2	První fáze	15
5.2.1	Těžkovodní reaktory (PHWR).....	15
5.2.2	IPHWR-700	15
5.3	Druhá fáze.....	16
5.3.1	Testovací rychlý množivý reaktor	16
5.3.2	Prototyp rychlého množivého reaktoru (PFBR)	16
5.3.3	FBR-600.....	18
5.4	Třetí fáze.....	18
5.4.1	Zdokonalený těžkovodní reaktor	19
5.4.2	System ADS.....	19
6.	Japonsko	20
6.1	Historie rychlých reaktorů v Japonsku	20
6.2	Joyo.....	20
6.3	Monju.....	21
7.	Rychlé reaktory ve Spojených státech	22
7.1	Clementine.....	22
7.2	LAMPRE-I, SIG	23
7.3	Experimentální množivý reaktor-I (EBR-II)	23
7.4	Experimentální množivý reaktor-II (EBR-II).....	24
7.5	Fermi 1.....	24
7.6	SEFOR.....	24
7.7	PRISM	24
8.	Rusko.....	25
8.1	BR-1/ BR-2/ BR-5	25
8.2	BFS-1.....	26

8.3	BN-350	26
8.4	BN-600	26
8.5	BN-800	27
8.6	BN-1200	28
8.7	BREST.....	30
8.8	MBIR.....	30
9.	Čína	30
9.1	CEFR	30
9.2	CFR600.....	30
9.3	CFR1000.....	31
10.	Evropa	31
10.1	Allegro	31
10.2	ALFRED	31
11.	Ekonomika rychlých reaktorů	31
12.	Souhrn	33
12.1	Rychlé reaktory ve výstavbě nebo v pokročilém stádiu vývoje.....	33
12.2	Nevýhody rychlých reaktorů.....	34
12.3	Vznik jaderné fúze	34
13.	Závěr.....	35
14.	Seznam obrázků	37
15.	Seznam tabulek	37
16.	Seznam použité literatury a zdroje	37

1. Úvod

Rychlé reaktory jsou součástí jaderného průmyslu. Umožňují využití přebytečného uranu-238. Důvodem, proč nejsou rychlé reaktory používány ve velkém, je dostatek uranu, který umožňuje levný provoz tlakovodních elektráren, které k provozu vyžadují pouze uran jako palivo. Rychlé reaktory by dávaly smysl při zdražení uranu – tedy jeho nedostatku. Na začátku práce se věnuji těžbě a zpracování uranu. Následuje přehled vývoje rychlých reaktorů ve Francii, Indii, Japonsku, Spojených státech, v Rusku a v Číně. U Indie jsem se věnoval tří-fázovému jadernému programu. Dále jsem porovnal rozdíl mezi cenou provozu reaktoru PFBR a PHWR. Následně jsem uvedl přehled provozovaných reaktorů a reaktorů ve výstavbě nebo v pokročilé části vývoje. A v závěru práce je celkové zhodnocení rychlých reaktorů.

2. Metody získávání uranu

Uran je prvek, který se běžně vyskytuje v přírodě. Jeho průměrná koncentrace je 2,8 ppm (parts per million) v zemské kůře. Vyskytuje se častěji než zlato a stříbro, ale méně než kobalt, olovo nebo molybden. Velké množství uranu se také vyskytuje ve světových oceánech, ale jeho koncentrace ve vodě je velmi nízká.

Většina uranu se těží ve dvaceti zemích světa. Největší podíl na těžbě mají Kazachstán, Kanada, Austrálie, Rusko, Namibie a Nigérie.

Uranová ložiska mají koncentraci 0,10%. Dříve se počítalo s využitím těchto ložisek, ale v dnešní době se těží v nalezených ložiskách s mnohem větší koncentrací. Cigar lake mine je Kanadský důl s koncentrací 14%, důl v provincii Saskatchewan má doposud nejvyšší nalezený podíl uranu 20%. Tento důl je bohužel zaplaven a tím pádem mimo provoz. Naopak jiné doly dokáží pracovat s nižšími koncentracemi, a to až do 0,02% uranu. [28][6]

2.1 Těžba v dolech

2.1.1 Povrchové doly

Při této těžbě se musí nejprve odstranit povrchová vrstva sedimentů. Pod tou se nachází hornina s podílem uranu. Dělníci tráví většinu času zavřeni v kabinách, aby nebyli v kontaktu s radioaktivním materiálem. Dále tyto doly spotřebují velké množství vody, aby snížily množství radioaktivního prachu ve vzduchu. [28]

2.1.2 Hlubinné doly

Když jsou ložiska uranu ve větší hloubce a nevyplatí se povrchový důl, je třeba vykopat šachty a tunely. Těžba probíhá stejně, jako v hlubinných dolech s jinými prvky. V porovnání s povrchovým dolem nevzniká tak velké množství vytěženého odpadního. Na druhou stranu je potřeba mít v dolech zajištěnou dobrou ventilaci vzduchu, protože se v nich hromadí radon, před kterým je třeba chránit dělníky. [28]



Obrázek č. 1: Povrchový důl[46]

2.1.3 Heap leaching – louhování

Tato metoda slouží k extrakci uranu z vytěžené rudy, a to pouze z oxidů uranu. Nejdříve se připraví velká plocha, která se pokryje pokrývkou z jílu nebo z plastu. Následně se na ní naveze ruda s podílem uranu. Pak se do rudy napustí kyselina, která naruší vazby oxidu a uran se stane součástí roztoku. Doba louhování trvá 30-90 dní. Roztok je pak následně přefiltrován a dále zpracován. Touto metodou lze získat 50 – 80% uranu obsaženého v zemině. Zbylý materiál, se musí správně odklidit a uložit. Aby se předešlo ekologické katastrofě, musí se v místě, kam se ruda odkládá, pečlivě monitorovat stav podzemní vody. [28]

2.1.4 Těžba chemickým loužením

U této metody se využívá stejného principu loužení, jako u předešlé metody. Jediný rozdíl je v tom, že se ruda nechá v zemi. Kyselina napouští rovnou do země. Probíhá reakce s oxidy uranu, a následně je roztok vyčerpán na povrch. Opět je u této metody potřeba dávat pozor na stav podzemní vody. Tuto metodu využívají především v Kazachstánu a USA.[28]

2.1.5 Získávání uranu z mořské vody

Koncentrace uranu v mořské vodě je zhruba 3,3 ppb (parts per billion), tedy zhruba 3,3 mikrogramu na 1 litr vody. A vzhledem k tomu, jak jsou oceány obrovské, někteří vědci odhadují, že by nás tato metoda mohla zásobovat na neomezeně dlouhou dobu. Od roku 1960 se touto metodou zabývali vědci v Japonsku, kteří syntetizovali polymer, který v moři zachycuje těžké kovy. V roce 2012 američtí vědci publikovali článek, že jejich velkoplošná polyethylenová vlákna zvaná HiCap“ dokážou adsorbovat uran až 5-7x rychleji, než tomu doposud bylo.[28][29]

2.2 Zpracování uranové rudy

Vytěžená ruda se nadržuje a namele na malé částice a následně se smíchá v nádržích s kyselinou, která rozpustí oxidy uranu. Zbytek rudy je odfiltrován a kapalina s rozpuštěným uranem se musí dále zpracovat. Po několika chemických procesech se vysráží žlutý koláč. Tak se nazývá diuranan amonný $(\text{NH}_4)_2\text{U}_2\text{O}_7$, který je z 85% hmotnosti tvořen uranem. Na závěr se tímto produktem naplní sudy, které se následně distribuují. [30]



Obrázek č. 2: diuranan amonný[45]

2.3 Proces obohacení uranu

Pro většinu jaderných elektráren výroba pouhého oxidu uranu nestačí a vyžadují ještě další zpracování. Přírodní uran je tvořen izotopy ^{238}U (99,27%), dále ^{235}U (0,72%), a ^{234}U (0,005%). Jediný přírodní izotop, u kterého jsme schopni dosáhnout štěpení pomocí termálních neutronů, je ^{235}U . U většiny jaderných reaktorů je však třeba, aby v palivové směsi bylo alespoň 3,4-4,5% izotopu ^{235}U . Je tedy jasné, že se oxidy uranu musejí dále upravovat. Uran ve formě oxidu se pomocí chemických procesů přemění na hexafluorid uranu (UF_6). Tento meziprodukt

je při pokojové teplotě tuhý. Aby mohlo obohacování probíhat, musí se hexafluorid uranu zahřát, aby změnil své skupenství na plynné. [30]

Obohacování probíhá ve vertikálně postavených, rychle rotujících nádobách, kterým se říká centrifugy. Vzhledem k tomu, že otáčky dosahují 10000 až 100000 otáček za minutu, musí být z velice lehkých a pevných materiálů. Na hexafluorid uranu, který se nachází v centrifugách, působí vlivem vysokých otáček odstředivé síly. Těžší izotop ^{238}U je se hromadí na okrajích, zatímco lehčí izotop ^{235}U se dostává do středu centrifugy. Tento proces je časově náročný a pro získání dostatečného obohacení je potřeba proces opakovat. Po jednom cyklu se smíchá výtěžek ze středů několika centrifug a dá nechat se rotovat v další řadě. Tím vznikají takzvané kaskády.[30]

Výsledný produkt je tedy obohacený hexafluorid, který je následně přeměněn zpět na oxid uranu.



Obrázek č. 3: Kaskáda centrifug [44]

2.4 Výroba paliva

Obohacený oxid uranu je na závěr lisován do pelet, které se poté spékají při teplotě 1400°C . Tyto pelety se naskládají do palivových tyčí.[30]

2.5 Využití zbylého uranu ^{238}U

Obohacováním uranu se snažíme získat co nejvíce ^{235}U , a naopak nám začne přebývat velké množství odpadního ^{238}U . Možnost využití tohoto materiálu přináší právě množivé reaktory.

3. Množivé reaktory - úvod

V průběhu druhé světové války ve výzkumu jaderných zbraní přišli američtí vědci s myšlenkou plutoniového reaktoru, který by vyprodukoval větší množství paliva, než by spotřeboval. V následujících letech je následovali Rusko, Francie, Německo, Velká Británie, Japonsko a Indie. Všechny tyto státy založily programy, které měly zaručit vývoj množivých reaktorů. Cílem těchto programů bylo vyřešit dlouhodobou dodávku elektrické konstrukcí většího množství jaderných elektráren. Plutoniové množivé reaktory nabízely možnost vyhnout se potenciálnímu nedostatku uranu při využití tak velkého množství jaderných elektráren. [7]

Rozvoj jaderné energetiky byl zpočátku rychlý, ale v 80. letech začal zpomalovat. Množství jaderných zařízení v dnešní době je desetkrát menší, než bylo naplánováno v 70. letech. Vývoj rychlých reaktorů, které by využívaly plutoniové množení se v západních zemích zmírnil. V Rusku a Indii byly obavy z možných nedostatků uranu, a program množivých reaktorů se tam nezastavil. [7]

Zájem o rychlé reaktory však vydržel i kvůli dalším důvodům. Přepřacování materiálu chtěly využít především země, kde byla naplánována stavba rychlých reaktorů. Separované plutonium by bylo použito jako startovací palivo. Použité palivo z klasických lehkovodních reaktorů obsahuje jedno procento plutonia, které má dlouhý poločas rozpadu a obtížně se hledá vhodné místo na skladování. [7]

Rychlé reaktory na druhou stranu umožňují spotřebovat většinu paliva a prvků s dlouhým poločasem rozpadu. Zbývají prvky s kratším poločasem rozpadu. Tímto způsobem by mohly být některé reaktory využívány ke snížení množství radioaktivního odpadu. [5]

3.1 Rychlé štěpení

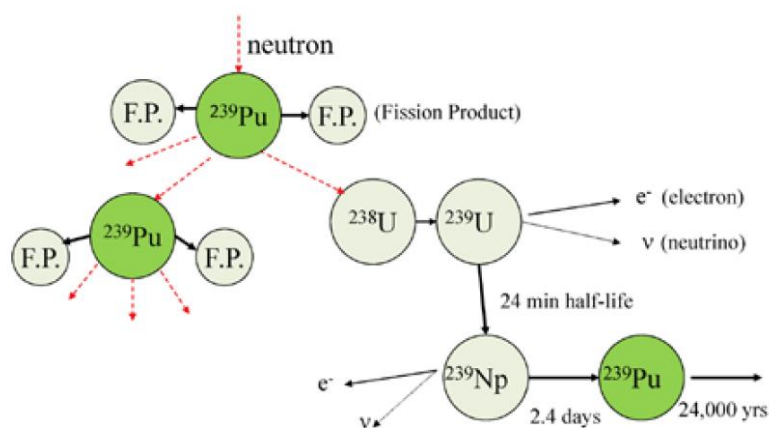
V často používaných tlakovodních reaktorech se využívá převážně štěpení ^{235}U . Rychlé neutrony jsou zpomaleny pomocí moderátorů a srážejí se s atomy uranu. Při kolizi s ^{235}U vzniká ^{236}U , který se vzápětí rozpadá a vzniká energie. Když se neutron zachycen uranem ^{238}U , vznikne tím ^{239}Pu , které se štěpí podobně jako ^{235}U . Nevýhoda vody jako moderátoru je, že může některé neutrony úplně pohltit a tím je odstranit z reakce. Z toho důvodu je nutno palivo obohatit nebo jako moderátor používat těžkou vodu, která neutrony nepohlcuje v takovém množství. [7]

Rychlé reaktory oproti tlakovodním nemají moderátor. Tím pádem neutrony nejsou zpomalovány. Pravděpodobnost interakce rychlých neutronů s ^{235}U nebo ^{239}Pu je sice menší než u

těch termálních, ale při dostatečném obohacení paliva je zachována stabilní reakce i s rychlými neutrony. [7]

Jedna z výhod odstranění moderátoru, je zmenšení velikosti reaktoru. Toho se využívalo třeba u ponorek.

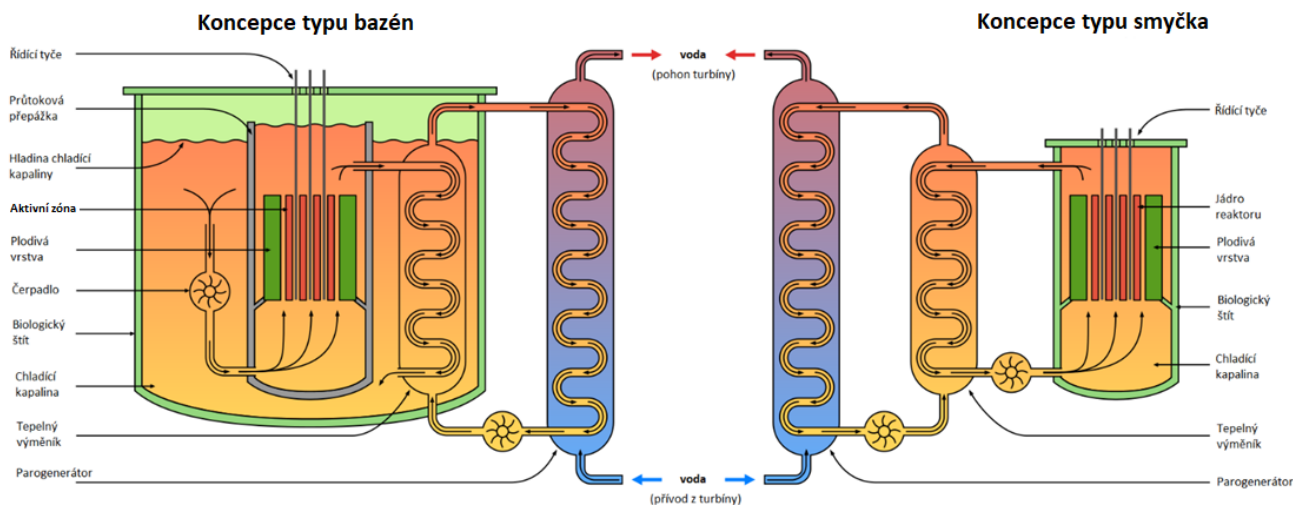
Při štěpení ^{239}Pu , vzniká průměrně 2,89 neutronů, na rozdíl od uranu, kdy při rozpadu ^{235}U vzniká průměrně 2,46 neutronu. Obklopením reaktoru vrstvou ^{238}U , umožníme zachycení neutronů a tím pádem vznik dalších atomů ^{239}Pu . Této vrstvě se říká plodivá vrstva, anglicky blanket. Množivá zóna může být i z ochuzeného uranu a slouží k produkci dalších atomů plutonia.[7]



Obrázek č. 4: Štěpná reakce Plutonia [7]

Plutonium vzniklé tímto způsobem je možné z množivé zóny extrahovat a nahradit jím vyhořelé palivo v aktivní zóně reaktoru. Přebytkové ^{239}Pu se pak může smíchat dalším uranem a tím vzniká takzvané směsné palivo (MOX fuel = mixed oxygen fuel). Toto palivo se využívá v reaktorech s pomalými neutrony. Jeden rychlý reaktor tedy po době zdvojení vyrobí dostatečné množství štěpného materiálu pro startovací vsázku do dalšího reaktoru. Když je k produkci tohoto paliva použit ochuzený uran, tak se zvýší množství energie, které jsme schopni získat z přírodního uranu. [7]

3.2 Chlazení rychlých reaktorů



Obrázek č. 5: Schéma FBR [41]

3.2.1 Chlazení sodíkem

Průběh reakce v rychlých reaktorech a absence vody jako moderátoru vyžaduje využití jiného chladiva. Tím je tekutý sodík. Ten je výhodný v tom, že nepohlcuje neutrony a také nemusí být, oproti vodnímu chlazení, pod tlakem. Při použití sodíku, jako chladiva je nutno upravit konstrukci jaderného reaktoru. Ze všech konstrukčních řešení jsou nejpoužívanější dvě, a to jsou integrální (bazénová) a smyčková koncepce. Při chlazení reaktoru dochází k aktivaci sodíku a ten tím pádem musí být dostatečně oddělen od zbytku elektrárny. Toho se dosáhne přidáním sekundárního okruhu, ve kterém také cirkuluje sodík. Aby se zabránilo případnému úniku radiace, musí mít sodík v sekundárním okruhu vyšší tlak než ten v primárním. [31]

Použití sodíku má oproti vodě několik výhod, ale i nevýhod. Teplota tání sodíku je 371 K a teplota varu 1156 K. To znamená, že je potenciálně možné využití rozdílu 785 K mezi pevným a plynným stavem. Při tlaku 15 Mpa, používaného v tlakovodních reaktorech, má voda teplotu tání 270 K a teplotu varu 615 K. Teplotní rozdíl je tedy 345 K. Sodík má sice menší tepelnou kapacitu než voda, ale zase je možné využít větší rozdíl teplot. Teploty Sodíku v reaktorech mohou dosahovat 560°C. Tekutý sodík vede elektrický proud, a tak je možné k čerpání používat elektromagnetické pumpy.[31]

Mezi nevýhody patří vysoká reaktivita sodíku. Při kontaktu sodíku s vodou nebo vlhkostí obsaženou ve vzduchu, začne vznikat hydroxid sodný a plynný vodík. Při vysokých provozních

teplotách hrozí při úniku sodíku vznícení vzniklého vodíku, což může způsobit explozi nebo požár. [31]

3.2.2 Chlazení plynem

Ke chlazení rychlých reaktorů je také možné použít i různé plyny. Používají se helium a superkritický oxid uhličitý. Plynné chladivo má určité výhody, ale i nevýhody. Mezi výhody patří snížení kladného dutinového efektu, snížení výkyvů reaktivity, nemožnost plynu změnit skupenství a používané plyny nereagují s vodou jako sodík. Na druhou stranu má plyn při provozu vysoký tlak, a musí proudit vysokou rychlostí, což způsobuje kmitání palivových prutů. [32]

4. Rychlé reaktory ve Francii

Program, jehož cílem byla produkce a separace plutonia, začal ve Francii krátce po skončení druhé světové války. Nejdříve byla v plánu pouze produkce plutonia k výrobě jaderných zbraní. Po krátké době však do programu přibyl cíl vybudovat množivý reaktor.

V roce 1958 byla v Marcoule postavena továrna na přepracovávání vyhořelého paliva. Vyhořelé palivové tyče byly rozpuštěny v kyselině a následně se z roztoku získalo plutonium a uran. Ve ještě téhož roku byla navržena výstavba rychlého reaktoru zvaného Rapsodie.

V roce 1965 začalo testování chování materiálů při ozařování neutrony ve výzkumném zařízení Harmonie. O rok později začala práce na a konfiguraci a složení aktivní zóny množivého reaktoru nedaleko postaveném výzkumném centru zvané Masurca. Obě zařízení se nacházely v oblasti Cadarche na jihu Francie. V roce 1982 se ve stejné oblasti začalo zkoumat chování tekutého sodíku a zároveň i rizika jeho hoření. [7][8]

4.1 Rapsodie

Tento experimentální reaktor byl vybudován v oblasti Cardache v roce 1962. Byl to první reaktor chlazený sodíkem ve Francii. Do provozu se dostal v roce 1967 a pracoval s výkonem 20 tepelných megawatt (MWt). Po roce provozu byl tento výkon navýšen až na 24 MWt. V roce 1970 byla změněna konfigurace aktivní zóny a výkon se zvýšil na 40 MWt. Po deseti letech provozu byl výkon snížen na polovinu kvůli podezření, že tepelná zátěž způsobuje praskliny ve stěně reaktoru. Reaktor byl v provozu do roku 1983. [7][2]

Rapsodie byl reaktor smyčkové koncepce. To znamená, že tepelný výměník mezi prvním a druhým cyklem byl vně reaktoru. Aktivní zóna obsahovala 31,5 kilogramů PuO_2 a 79,5 kilogramů UO_2 . Střední doba trvání jednotlivých kampaní byla 80 dní. To bylo způsobeno malým množstvím paliva. Množství energie získané z paliva bylo 102 GWd/t (GigaWatt dní/tunu materiálu). Výsledky tohoto reaktoru se blížily těm, které by byly potřebné pro komerční využití. [7]

4.2 Phénix

Konstrukce této elektrárny začala v roce 1968 v Marcoule. Tepelný výkon reaktoru Phénix byl 580MWt. A s účinností 44,8 % měla elektrárna elektrický výkon 250 MWe. Reaktor obsahoval 35 kg uranu a 931 kg plutonia, z toho 77 procent ^{239}Pu . Reaktor byl spuštěn 31. srpna 1973 a 13. prosince byl připojen do sítě. Do roku 2005 operovala elektrárna se střední délkou kampaně 90 dní a vyhoření paliva dosahovalo 150 GWd/t. Takto krátké kampaně byly plánované a vždy se při nich měnila značná část paliva.[9][2]

Dne 17. listopadu 1973, měsíc před připojením elektrárny Phénix do sítě, se skokově zvýšila cena ropy. Francouzská vláda na to reagovala naplánováním stavby velkého množství jaderných elektráren. Cílem bylo vybudovat 16 rychlých reaktorů, o celkovém výkonu 4450 GW, do roku 2000. Mezi roky 1973 a 1976 se zvýšila cena uranu z 13,2 dolarů na 88 za kilogram uranu. Z těchto důvodů se plutonium zdálo, jako výhodná cesta pro jadernou energetiku.[9]

V 70. a 80. letech fungovala elektrárna bez problému. V devadesátých letech však došlo k několika nevysvětleným výkyvům výkonu. Kvůli tomu se chod této elektrárny téměř zastavil. Mezi lety 1991 a 1994 se hledaly se příčiny problémů a poté začala rekonstrukce, která trvala až do roku 2002.[9]

V červnu 2003 byl schválen provoz na dalších šest kampaní a s výkonem omezeným na 130 MWe. Takto byla elektrárna provozována až do roku 2009, kdy byl kompletně ukončen provoz této elektrárny.[7]

4.3 Superphénix

Tento projekt měl zpočátku velké množství odpůrců. V listopadu 1974 se v Lyonu sešlo 80 francouzských fyziků, kteří upozorňovali na rizika množivých reaktorů. Jejich počet stoupl až na 400, ale ukázalo se, že pozdržení tohoto programu by mělo neblahý vliv na francouzskou

jadernou energetiku. Počítalo se s tím, že v roce 2000 bude čtvrtina francouzské jaderné výroby pokryta množivými reaktory. [11]

V dubnu 1976 byla stavba odsouhlasena francouzským prezidentem Valery Giscard d'Estaingem. Práce na elektrárně začaly ihned po schválení v Creys-Malville. Oficiální rozhodnutí přišlo o rok později, a tak se elektrárna setkala s veřejnými protesty. Na místě výstavby se sešlo 20000 lidí, kteří protestovali proti vybudování jaderné elektrárny. O rok později počet protestantů dosáhl 50000. Protest se zvrhl, účastníci byli agresivní a musela zasahovat policie. Tři dny poté rozhodl francouzský ministr René Monory o dokončení výstavby. [11]

Elektrárna superphénix byla spuštěna v roce 1985 a v té době postupně přestávala výstavba jaderných elektráren. Navíc havárie v Černobylu v roce 1986 plánování nových jaderných elektráren zcela zastavila. Cena uranu se snížila na 34 dolarů za kilogram. V porovnání se zdroji uranu byla poptávka zanedbatelná. [11]

Aktivní zóna Superphénixu obsahovalo 5780 kg plutonia, z toho 4054 kg ^{239}Pu . Tepelný výkon reaktoru Superphénix byl 3000MWt. Elektrický výkon byl 1240 MWe. Oproti Phénixu neměl tento reaktor zavedený mezipřihřev páry. To snížilo celkovou účinnost, ale tím se snížila i komplexnost systému, což vedlo ke snížení nákladů. Elektrárna byla připojena k síti v lednu roku 1986. Superphénix se však potýkal s technickými ale i s administrativními problémy. V roce 1990 se po sněhové bouři zhroutila střecha nad turbínou. Dále docházelo k únikům sodíku a kvůli tomu byla elektrárna polovinu svého času odstavena až do 24. prosince 1996, kdy byl provoz přerušen na stálo. Její faktor využití 7%. [2][7][11]

V prosinci 1996 byla elektrárna zastavena kvůli údržbě a změně konfigurace aktivní zóny. V následujícím roce bylo však zrušeno povolení elektrárnu provozovat a v červnu 1997 nově zvolený premiér Jospin oznámil ukončení programu Superphénix. [7]

4.3.1 Využití plutonia armádou

O množivý reaktor měla také zájem francouzská armáda. Měla zájem o množivé reaktory kvůli tomu, že jejich produktem je plutonium, které vzniká v plodivé vrstvě reaktoru. Autoritami bylo vyloučeno, že by elektrárnu využívala armáda. Je ale zřejmé, že plutonium z této elektrárny by bylo možné využít na výrobu jaderných zbraní. [12]

4.3.2 Cena stavby, provozu a likvidace

Francie utratila za výzkum množivých reaktorů 44 miliard francouzských franků (FRF). Cena stavby Superphénixu se odhaduje na 34,4 miliard FRF. Likvidace elektrárny a paliva byla zhruba 27,4 mld FRF. Údržba a provoz superphénixu se odhadují na 1,7 mld FRF za rok. Výroba elektřiny činila 3,65 TWh, ale to ani zcela nepokrylo náklady, které byly v součtu 65 mld FRF v přepočtu 351 mld Kč. [7][11]

4.4 ASTRID

Tento projekt vznikl ve Francii v roce 2006. Cílem bylo vybudovat rychlý reaktor čtvrté generace, který by byl následníkem reaktoru Superphénix. Výkon reaktoru měl být 600 MWe a měl být schopný recyklovat plutonium a tím snížit spotřebu přírodního uranu a snížení množství radioaktivního odpadu. V roce 2050 chtěli francouzi připojit k síti komerční sérii těchto reaktorů o výkonu 1500 MW. [33]

V roce 2014 se do vývoje projektu zapojilo Japonsko, které později v roce 2017 vyřadilo z provozu reaktor Monju. [33]

V červnu 2018 francouzská vláda rozhodla o zmenšení reaktoru a snížení výkonu z 600 MWe na 100-200 MWe. Důvodem byl fakt, že vývoj rychlého reaktoru neměl ve Francii velkou prioritu a byl snížen rozpočet na jeho vývoj. V roce 2019 bylo oznámeno, že stavba není plánována v krátkodobém a ani střednědobém horizontu. [33]

5. Množivé reaktory v Indii

Indie je v současné době jednou ze zemí, která staví množivé reaktory. Program však nedosahuje výsledků, které byly zpočátku plánovány, ať už se jedná o bezpečnost nebo ekonomické využití. [7]

5.1 Historie

Množivé reaktory byly v indii původně plánovány jako součást třech fází indického jaderného programu. A to právě kvůli nízkému množství uranu v Indii. V indii se nalézá zhruba 1 % světových zásob uranu. Ovšem odhaduje se, že v indických thoriových ložiscích je až 30% světových zásob thoria. Cílem je vybudovat infrastrukturu jaderných elektráren, která by byla nezávislá na dovozu uranu ze zahraničních zemí. [14]

5.2 První fáze

První fáze měla dva úkoly. Získat plutonium a zároveň vyrábět elektrickou energii. Indie chtěla využívat uranové palivo v tlakových těžkovodních reaktorech (PHWR = pressurized heavy water reactor) a následně z vyhořelého paliva získat vzniklé plutonium. O použití těchto reaktorů bylo rozhodnuto z důvodu vysoké efektivity využití uranového paliva. Dalším důvodem využití PHWR byly náklady. Cena těchto reaktorů je sice vyšší než u lehkovodních, ale nevyžaduje obohacené palivo, které se musí vyrábět v odstředivkách. Reaktory tohoto typu tvoří většinu reaktorů používaných v Indii. [19]

5.2.1 Těžkovodní reaktory (PHWR)

Tyto reaktory jsou vybudovány podle vzoru kanadského reaktoru CANDU. PHWR dokáže využít uran co neefektivněji. U reaktorů tohoto typu se používá jako palivo přírodní oxid uranu. Jako moderátor a ke chlazení se používá těžká voda, která je tvořena jedním atomem kyslíku a dvěma atomy deuteria. Na rozdíl od lehké vody však těžká voda nepohlcuje neutrony. To zajistí možnost využití přírodního neobohaceného paliva. Dále mohou tyto neutrony být zachyceny uranem-238 a vzniká plutonium.[14]

První reaktor tohoto typu zvaný Rawatbhata-1 byl spuštěn roku 1973. Byl vybudován s pomocí společnosti Atomic Energy of Canada Ltd. Tento reaktor pak sloužil jako reference ke stavbě dalšího reaktoru tohoto typu. Rawatbhata-2 byl spuštěn v roce 1981 a do dnešní doby Indie postavila 18 elektráren s těžkovodním reaktorem.[14]

Vývoj těchto reaktorů bylo pro Indii nejlepším řešením. Možnost využití přírodního paliva pro Indii znamenala, že nebude potřeba budovat drahé továrny na obohacování. Dalším z důvodů byla ten, že Indie už v té době vlastnila výrobu těžké vody. Tyto reaktory mají provozní tlak 9,3Mpa. Tento tlak je nižší než u lehkovodních reaktorů (15,7Mpa), a proto jsou reaktory toho typu snazší na výrobu. [14]

5.2.2 IPHWR-700

Tento reaktor je třetí generací indických tlakovodních reaktorů. Po tom, co Kanada odstoupila od vývoje reaktorů typu CANDU, začala Indie upravovat a optimalizovat design jejich tlakovodních reaktorů. Indové dokázali snížit dobu a cenu výstavby těchto elektráren. Navíc se jim menšími změnami v designu podařilo umožnit zvýšení elektrického výkonu na 700MW.

Čtyři reaktory tohoto typu by měly být postaveny do roku 2022, další dva v roce 2025 a Indie má v plánu konstrukci ještě dalších čtrnácti reaktorů IPHWR-700. [34]

5.3 Druhá fáze

V druhé fázi by se toto plutonium získané v těžkovodních reaktorech využívalo pro provoz rychlých množivých reaktorů. Tyto reaktory využívají vrstvu složenou k produkci plutonia a uranu-233. Musí se však zajistit, aby v plodivé vrstvě bylo dost uranu na to, aby se vzniklo dostatečné množství plutonia na pohon reaktoru v dalším palivovém cyklu. [14]

Množivé reaktory budou jako palivo používat směs plutonia a ochuzeného uranu. Obě tyto složky vzniknou přepracováním vyhořelého paliva z těžkovodních reaktorů. Při štěpení plutonia se uran v aktivní zóně bude přeměňovat na další plutonium. Vrstva určená k produkci paliva, která obaluje aktivní zónu, bude složena z thoria a z přírodního nebo ochuzeného uranu. V ní bude uran-238 je přeměněn na plutonium-239, které se znovu použije na chod tohoto reaktoru a z přebytku bude palivo pro další reaktor tohoto typu. [14]

5.3.1 Testovací rychlý množivý reaktor

Anglicky Fast Breeder Test Reactor (FBTR), tento reaktor je první indický množivý reaktor. Jako předloha byl použit francouzský reaktor Rapsodie. Reaktor byl postaven v roce 1977. Chlazení reaktoru bylo smyčkové koncepce a jako médium byl použit sodík. Aktivní zóna byla obalena v pořadí niklovým reflektorem, oxidem thoria v plodivé vrstvě a ocelovým reflektorem. FBTR nesloužil pouze ke zkoumání množivých cyklů, ale pomohl i s vývojem chlazení sodíkem. [14]

Reaktor byl navržen na výkon 40 MWt. Jako palivo byla navržena směs 30% PuO₂ a 70% obohaceného UO₂, stejně jako v reaktoru Rapsodie. Bohužel Francie nezajistila dodání konfigurace aktivní zóny a dodávky obohaceného uranu, které Indii slíbila. A tak bylo třeba konfiguraci upravit. Jako palivo byla použita směs 70% PuC a 30% UC, s tím že tento uran nebyl obohacený. S touto konfigurací aktivní zóny Indie dosáhla štěpné reakce v roce 1985. Výkon byl však 10,2 MWt. V průběhu let pak bylo změnami v konfiguraci reaktoru dosaženo výkonu 17,4 MWt. [2][19]

5.3.2 Prototyp rychlého množivého reaktoru (PFBR)

Zkratka opět pochází z angličtiny, a to ze slov Prototype Fast Breeding Reactor. V roce 2007 byla schválena stavba nového rychlého reaktoru v Indii. Při konstrukci této elektrárny

čerpali Indové ze zkušeností získaných u FBTR. PFBR je navržen na 1250 MWt / 500 MWe. Je chlazený tekutým sodíkem a namísto smyčkové koncepce je použita bazénová koncepce reaktoru. Jako palivo bude používat mix oxidů plutonia a uranu. Jeho minimální životnost by měla být 45 let. V plodivé vrstvě už bude u tohoto reaktoru oxid thoria. Cílem tohoto prototypu je ukázat, že se tento typ reaktoru může z komerčního hlediska vyplatit. [19]

Aktivní zóna je složena ze 181 palivových souborů. Je rozdělena do dvou částí, aby byl radiální výkon rozložen rovnoměrně. Vnitřní část aktivní zóny používá směs 21% PuO₂ a 79 % UO₂ a vnější část je složena z 28% PuO₂ a 72 % UO₂. Oproti FBTR má tento reaktor větší aktivní zónu. To zmenší ztráty neutronů a umožňuje využití paliva s menším poměrem plutonia k uranu a zároveň je možné použít neobohacený uran. Očekává se, že vyhoření paliva bude dosahovat 100MWd/t. Palivo je ve formě oxidů, protože produkce potřebného množství ve formě karbidů by byla technicky a finančně náročná. [19][2]

Původně byl start elektrárny naplánovaný na rok 2010, pak byl postupně odkládán až do letošního roku (2020). Vše však může být zpomaleno letošní koronavirovou krizí. [33]



Obrázek č. 6: Obrázek ze stavby PFBR z roku 2018 [42]

Cena PFBR je zatím uváděna jako US\$821.18 mil., což je v přepočtu 21 miliard Kč.

Indie má v plánu postavit další dva reaktory tohoto typu v oblasti Madras. Plánovaný datum stavby nebo spuštění je však stále neznámý. [33]

5.3.3 **FBR-600**

Následně po vybudování má Indie v plánu konstrukci reaktorů FBR-600, také zvaných CFBR (Commercial Fast Breeding Reactor). Tento reaktor je nástupce PFBR reaktorů a měl by být z ekonomického hlediska výhodnější. To zejména díky optimalizaci a zjednodušení designu reaktoru a snížení množství materiálů potřebných ke konstrukci. [16]

Výkon reaktoru bude 600 MWe. Jako palivo bude používat směs PuO_2 a UO_2 . Jako množivý reaktor také umožní přeměnu uranu-238 na plutonium-239 nebo přeměnu thoria-232 na uran-233. Životnost tohoto reaktoru by měla být 60 let.[16]

Při dosažení cílového výkonu by mělo vyhoření paliva dosahovat 200GWd/t. Oproti předchůdci je tato hodnota dvakrát větší. To znamená, že tento reaktor využije dané množství paliva lépe než PFBR. [16]

Další podstatnou změnou je zvýšení bezpečnosti. Tou je systém USD (ultimate shutdown systém). Při aktivaci tohoto systému se do aktivní zóny vypustí buď tekuté lithium (Li-6) nebo granule z karbidu boru (B_4C). To způsobí absorpci neutronů v reaktoru a zastavení štěpné reakce v aktivní zóně. [16]

U tohoto reaktoru také dojde ke zvýšení koeficientu reprodukce paliva na 1,13 (u PFBR má tento koeficient hodnotu 1,05). To znamená, že v reaktoru vznikne 1,13x více paliva, než spotřebuje. [16]

Plány o vybudování šesti reaktorů tohoto typu se objevily v roce 2014. Nicméně s dalším plánováním se čeká na spuštění prototypu PFBR. [16]

5.4 Třetí fáze

Cílem třetí fáze programu je dosáhnout jaderného systému, který by využíval přeměnu thoria na uran-233. Indii k tomu vedou obrovské zásoby thoria na jejím území a současně s tím nedostatek uranových ložisek. Součástí třetí fáze je maximalizovat konverzi z thoria na uran-233 a zajistit recyklaci uranu-233 v dalších reaktorech. Některé potřebné výzkumy z této fáze již běžely souběžně s první a druhou fází. [14]

Zásadním projektem třetí fáze byl reaktor KAMINI (Kalpakkam Mini Reactor). Tento reaktor o výkonu 30kWt byl spuštěn v roce 1996. Byl to první reaktor na světě, který používal jako palivo pouze uran-233. Posloužil Indii hlavně jako testovací reaktor a ke zkoumání uranu-233 jako paliva. [14]

5.4.1 Zdokonalený těžkovodní reaktor

Tento reaktor, zvaný Advanced Heavy Water Reactor (AHWR), je klíčovým dílem třetí fáze indického jaderného programu. Tento revoluční reaktor by měl mít tepelný výkon 920 MWt a elektrický 300 MWe. Jako moderátor používá těžkou vodu a je chlazený lehkou vodou. Při konstrukci byly využity i technologie zdokonalené v původních těžkovodních reaktorech. Těmi jsou chladicí tlakové trubky, kterými protéká chladicí kapalina. Trubky jsou na rozdíl od PHWR vertikální, což při havárii umožňuje přirozené proudění v primárním okruhu. To do určité míry zvyšuje bezpečnost reaktoru. [13][14]

Cílem je maximalizovat přeměnu thoria na uran-233. To je důležité hlavně proto, aby vzniklo dostatečné množství paliva na provoz v další kampani. Cílem je minimalizovat potřebné množství použitého plutonia a dosáhnout toho, aby byl výkon tvořen alespoň z 60 % štěpením ^{233}U . Množství vyhořelého paliva by mělo být 24GWd/t. na jeden palivový cyklus. [14]

Jako vedlejší funkci by tato elektrárna mohla mít odsolovací funkci a to až 1000 kubíků vody za den. Tato funkce ovšem sníží výkon o 0,95 Mwe. [14]

Další důležitá vlastnost tohoto reaktoru je vysoká pasivní bezpečnost. Tu zajišťuje hlavně záporný dutinový koeficient reaktivity zachovaný při provozu i při havárii. To znamená, že se reaktivita snižuje při tvorbě bublin v chladicí kapalině. [14]

Koncept AHWR reaktoru představuje uzavřený palivový cyklus. Veškeré thorium a uran-233 získané z vyhořelého paliva se použije na výrobu nových palivových pelet pro reaktor tohoto typu. Plutonium získané z paliva tohoto reaktoru by se pak mohlo využít v množivých reaktorech. Vyhledka je taková, že se systémy ze všech třech fází budou z dlouhodobého hlediska navzájem doplňovat.[13]

5.4.2 Systém ADS

Další způsob zpracování a využití thoria nabízí Podkritický systém poháněný urychlovačem (Accelerator Driven Subcritical Systems = ADS). V tomto systému by byla směs uranu-233 a thoria vystavena proudu neutronů z externího zdroje. Neutrony by způsobovaly štěpení uranu-233 nebo přeměnu thoria na uran. Protože je však tento systém podkritický, tak by proces štěpení probíhal pouze při aktivitě externího zdroje. Při vypnutí urychlovače by se tedy proces zastavil.[13]

Systém ADS by nemusel být používán pouze jako soběstačný zdroj. Mohl by být využit i ke zpracování jaderného odpadu. Správně navržený ADS by mohl vyrábět více paliva, než spotřebuje, a zároveň by mohl vyrobit dostatečné množství elektrické energie na pokrytí vlastní spotřeby. Jako další z výhod je zmenšení množství vyhořelého paliva. Potenciálně by bylo možné přeměnit aktinoidy s dlouhým poločasem rozpadu na jiné prvky, které by měly poločas rozpadu kratší a tím usnadnit proces uskladnění. [13]

Indie je zatím ve stádiu výzkumu tohoto systému. Na něm se podílí zejména urychlovač LEHIPA (Low Energy High Intensity Proton Accelerator). [14]

6. Japonsko

O vybudování rychlého reaktoru usilovali Japonci od padesátých let. Z ekonomických, technologických a politických důvodů byl vývoj této technologie výrazně zpomalen. Rozpočet na vývoj rychlého reaktoru od devadesátých let postupně klesal a cíl komerčního využití se posunul z osmdesátých let až na rok 2050. K tomuto vývoji přispěla zejména havárie prototypu Monju. [7]

6.1 Historie rychlých reaktorů v Japonsku

Vývoj rychlých reaktorů v Japonsku začal v roce 1956. V roce 1967 zahájil japonský úřad pro jadernou energetiku (JAEC) dlouhodobý plán, který se soustředil hlavně na rychlé reaktory. V plánu bylo postavit funkční prototyp rychlého množivého reaktoru v průběhu 70. let a následně zprovoznit první komerční rychlý reaktor v 80. letech. [7]

6.2 Joyo

První rychlý reaktor v Japonsku byl experimentální prototyp zvaný Joyo (japonsky Věčné slunce). Reaktor postaven v Oarai a byl spuštěn v roce 1977. Počáteční výkon reaktoru Joyo byl 50 MWt. Ten se v dalších dvou letech zvýšil na 75 MWt. Po změně konfigurace aktivní zóny bylo v roce 1982 dosaženo výkonu 100 MWt. V rozmezí let 1983 a 2000 byl reaktor využíván k testování vlivu radiace na konstrukční materiály. Po další změně konfigurace v roce 2003 došlo ke zvýšení výkonu na 140 MWt a v roce 2007 byl reaktor odstaven. [7]

6.3 Monju

Vývoj prototypu rychlého reaktoru Monju, o výkonu 280MWe, probíhal současně s vývojem reaktoru Joyo. Jeho výstavba však byla odložena až na rok 1986. Reaktor byl spuštěn až v roce 1994. [7]

V prosinci 1995 došlo k závažné havárii. Intenzivní vibrace reaktoru způsobily zlomení jímky v chladícím potrubí s tekutým sodíkem. Pravděpodobně v místě chybného svaru. Následně z potrubí vytekly tři tuny tekutého sodíku. Při kontaktu kyslíku a vlhkosti ve vzduchu se sodíkem došlo k požáru a ke vzniku leptavých výparů. Následkem požáru došlo k pokřivení ocelových konstrukcí v místnosti. Sodík unikl ze sekundárního chladicího okruhu, takže nebyl radioaktivní. [7]

PNC (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation), agentura, která vedla elektrárnu Monju se snažila havárii utajit před veřejností. Vedení zfalšovalo zprávy o nehodě a došlo i k editaci záznamů z kamer. Vše se však dostalo na veřejnost a způsobilo skandál. [35]

V listopadu roku 2000 oznámil Japonský úřad pro jadernou energetiku záměr opravit a zrekonstruovat reaktor Monju. Toto rozhodnutí se setkalo s odporem veřejnosti a vedlo k řadě soudních bitev. V roce 2003 soud zrušil povolení elektrárnu provozovat. O dva roky poté nejvyšší japonský soud vydal povolení elektrárnu znovu provozovat. [36]

Odkládáním restartu Monju vznikl problém. Původní palivo bylo tvořeno oxidem uranu a 15-20 % oxidem plutonia. V roce 2009 však palivo obsahovalo pouze polovinu původního množství plutonia-241 a to právě vlivem přirozeného radioaktivního rozpadu. [36]

Reaktor byl spuštěn 8. května 2010. Zkušební provoz měl trvat do roku 2013, kdy měl být reaktor připojen k elektrické síti. [36]

V červnu 2013 probíhala bezpečnostní inspekce elektrárny. Zjistilo se, že při restartu reaktoru byla vynechána kontrola 2300 součástí. V roce 2014 bylo v záznamech nalezeno více než sto nesprávných oprav, což vedlo k podezření, že jsou další záznamy falšovány. V roce 2015 bylo zjištěno, že od roku 2007 neproběhla kontrola degradace potrubí. [35]

V prosinci 2016 rozhodla japonská vláda o vyřazení elektrárny Monju z provozu. Cena likvidace elektrárny a naložení s odpadem byla odhadnuta na 375 mld Yen (82 mld Kč). V roce

2018 byl přijat plán jehož součástí je uložení vyhořelého paliva, extrakce chladiva, rozebrání vybavení elektrárny a na závěr zbourání budovy reaktoru v roce 2047. [36][37]

7. Rychlé reaktory ve Spojených státech

Amerika se začala zabývat výzkumem produkce plutonia na začátku druhé světové války. Enrico Fermi vedl první skupinu vědců, která postavila první reaktor na světě. Reaktor CP-1 (Chicago Pile-1) byl spuštěn 2. prosince 1942. V průběhu dalších dvou let se výzkum produkce plutonia přesunul do Oak Ridge a pak do Hanfordu. [7]

V roce 1944 začali vědci v Americe uvažovat o využití jaderného štěpení ve válce. Nikdo nevěděl, jestli množství uranu, které měli v té době bude dostatečné pro konstrukci jaderné zbraně. Vědci se tedy snažili najít nejlepší cestu k produkci štěpných materiálů. Zjistili, že určité konfigurace reaktoru přemění větší množství uranu-238 na plutonium-239 rychleji, než jaké spotřebuje ve formě uranu-235. Tímto vznikl název množivý reaktor (breeder reactor). [7]

Jeden z amerických expertů na reaktory se přidal k výzkumu a v roce 1944 začal s výzkumem konstrukcí množivých reaktorů. Na konci roku 1945 opustil myšlenku přeměny thoria na uran-233 a začal se plně věnovat výzkumu přeměny uranu-238 na plutonium pomocí rychlých neutronů. [7]

7.1 Clementine

Prvním rychlým reaktorem byl reaktor Clementine. Měl výkon 25 KWt a byl chlazen rtuť. Stavba začala v roce 1946 a byl dostavěn ještě v tomto roce. Jako palivo se používalo kovové plutonium a pelety z přírodního uranu. Palivové tyče byly zasazeny v kovové konstrukci a byly chlazeny protékající rtuť, která byla poháněna elektromagnetickými čerpadly. Aktivní zóna byla obehnána 15 cm tlustou vrstvou přírodního uranu, 15 cm tlustým ocelovým reflektorem a 10 cm tlustým olověným štítem. [7]

Provot tohoto reaktoru byl přerušen v roce 1950 kvůli chybné řídicí tyči. Provoz byl obnoven v září 1952. V prosinci 1952 praskla palivová tyč a do chladicí kapaliny se dostalo radioaktivní plutonium. Po tomto incidentu byl reaktor rozebrán.[7]

7.2 LAMPRE-I, S1G

Po reaktoru Clementine vyvinula amerika reaktor LAMPRE-I. Byl to sodíkem chlazený reaktor. Provoz byl spuštěn 1961 a skončil 1963. Tento reaktor byl určen k výzkumu chování plutonia jako paliva v rychlých reaktorech. Původní výkon reaktoru byl 20 MWt. Výkon byl snížen na 1 MWt po tom, co se zjistilo, že vysoké hodnoty teplot a záření v aktivní zóně negativně ovlivnily některé součásti reaktoru. LAMPRE-I tedy splnil všechna očekávání a tím pádem nebylo potřeba stavět jeho následovníka LAMPRE-II. [7]

S rychlými reaktory bylo experimentováno i v americkém námořnictvu. V roce 1955 byl postaven experimentální prototyp reaktoru S1G. Prototyp S1G byl následován konstrukcí reaktoru S2G, který poháněl americkou ponorku USS Seawolf (SSN 575). Provoz této ponorky byl povolen pouze se sníženým výkonem. Nakonec se od tohoto reaktoru upustilo, protože operace s tekutým sodíkem v ponorce byla technologicky náročná. [7]

7.3 Experimentální množivý reaktor-I (EBR-II)

V roce 1947 byla schválena stavba rychlého reaktoru chlazeného tekutým kovem zvaného Experimental Breeder Reactor-I (EBR-I). Jako chladivo byla použita slitina sodíku a draslíku (NaK). Kvůli nedostatku informací o tom, jak bude probíhat interakce chladiva s řídicími tyčemi se Američané při konstrukci rozhodli chladit řídicí tyče vzduchem. To zkomplikovalo konstrukci, protože bylo potřeba oba systémy chlazení oddělit. [7][33]

EBR-I byl prvním rychlým reaktorem, který se používal ke množení plutonia a zároveň k produkci elektrické energie. Jeho výkon byl 1,2 MWt, byl chlazen sodíkem a byl spuštěn v prosinci 1951. Jako palivo byl použit vysoce obohacený uran (94% obohacení). Časem se při najíždění na požadovaný výkon začala objevovat anomálie. Reaktor se na okamžik vychýlil na větší výkon, načež se ustálil na požadovaném výkonu. Vědci měli podezření, že se jedná o mechanický problém způsobený teplotní roztažností a ohýbáním materiálu. Zažádali tedy o povolení k experimentu, který by jejich domněnky potvrdil či vyvrátil. Protože se již chystal reaktor EBR-II a bylo potřeba odstranit všechny možné problémy, experiment byl povolen. [7][33]

Reaktor měl kladný koeficient reaktivity. Při experimentu bylo vypnuté nucené proudění chladící kapaliny. Po 500 sekundách se výkon reaktoru neustále zvyšoval a bylo spuštěno nouzové odstavení. Při experimentu došlo k částečnému natavení aktivní zóny. Při opravách a vyjmutí aktivní zóny bylo zjištěno, že palivové proutky místo roztavení nabobtnaly. [7]

7.4 Experimentální množivý reaktor-II (EBR-II)

EBR-II, nástupce EBR-I, byl americký rychlý reaktor s výkonem 62,5 MWt a 20 MWe. Byl to reaktor bazénové koncepce, chlazený sodíkem. Byl postaven roku 1958 a uveden do provozu v roce 1963. [7][33]

Tento reaktor ukázal možnost využití rychlých reaktorů jako běžných elektráren. Zpočátku bylo jako palivo použito vysoce obohacený uran v kovové podobě. Nedaleko bylo postaveno zařízení, které umožňovalo kontinuální přepracování a recyklaci paliva. V roce 1967 začal být reaktor využíván k testování radiace. Po třiceti letech provozu, v roce 1994, byl provoz tohoto reaktoru přerušen.[7]

7.5 Fermi 1

Fermi 1 byl první komerční rychlý reaktor v Americe. Stavba začala v roce 1956 v Michiganu. V této době byl největším rychlým reaktorem na světě. Do provozu byl uveden v roce 1963. Jeho výkon byl 200 MWt (66MWe). Byl chlazený sodíkem a používal palivo z vysoce obohaceného uranu. Od EBR-II se lišil smyčkovou koncepcí chlazení. [7]

V listopadu 1966 došlo zastavení průtoku chladiva aktivní zónou. Došlo k částečnému natavení aktivní zóny. Opravy reaktoru trvaly čtyři roky. V květnu 1970, kdy už byl reaktor připraven k provozu, došlo k úniku sodíku a start musel být odložen až do července toho roku. V roce 1971 vyrobil reaktor 19,4 GWh elektrické energie. Jeho koeficient využití byl 3,4 %. Provoz reaktoru byl přerušen v roce 1972 a bylo rozhodnuto o rozebrání elektrárny. [7]

7.6 SEFOR

Název pochází z anglického pojmu Southwest Experimental Fast Oxide Reactor. Byl to první rychlý reaktor, který používal smíšené palivo z oxidů uranu a plutonia a byl chlazený sodíkem. Tento reaktor nesloužil k výrobě elektrické energie. Jeho hlavní zásluha byla demonstrace záporného termálního koeficientu reaktivity pro smíšená paliva.[7]

SEFOR byl uveden do provozu v květnu 1966 a o tři roky později byl celý projekt ukončen. [7]

7.7 PRISM

Projekt PRISM vznikl v roce 1984. Jde o modulární rychlý reaktor. Původní verze měla 425 MWt, s koeficientem reprodukce paliva 1,12 a vyhořením 147 GWd/t. Jako palivo měla být kovová směs uranu a plutonia. [33]

Dnes je PRISM modulární reaktor bazénové koncepce. Výkon byl zvýšen na 840 MWt. Reaktor má aktivní zónu složenou z 192 palivových souborů. Reaktor může mít různé funkce, v závislosti na konfiguraci palivových souborů. Mezi tyto funkce patří: konfigurace ke spalování „weapon grade“ plutonia, konfigurace k recyklaci paliva anebo konfigurace určená k reprodukci paliva. Koeficient reprodukce paliva má tedy různé hodnoty (0,72 recyklační konfigurace, 1,23 konfigurace určená k výrobě paliva). [33]

Tento projekt je ve fázi licencování. [33]

8. Rusko

Ruský program zaměřený na rychlé množivé reaktory začal 1949. Ruský fyzik Alexander Leypunsky představil návrh, jak by bylo možné pomocí speciálního reaktoru vyrobit větší množství štěpného paliva, než samotný reaktor spotřebuje. Využití této technologie se pro Rusko zdálo vhodným řešením, jak zásobovat rychle rostoucí ruský jaderný průmysl při nedostatku uranu. V listopadu roku 1949 rozhodla ruská vláda o vzniku programu s cílem vývoje rychlého množivého reaktoru.

Program se rozvíjel pomalu, protože rusové měli z této oblasti málo zkušeností. Jednalo se o nedostatek znalostí chování reaktorových nádob, aktivní zóny a vliv radioaktivity na chladící médium. Další faktor, který zpomalil výzkum byly následky války, která skončila čtyři roky před začátkem výzkumu. Chyběly dodávky specifických materiálů a vědci s dostatečnými znalostmi.

8.1 BR-1/ BR-2/ BR-5

V roce 1955 byl dostaven první ruský prototyp BR-1 (Bystry Reactor-1). Jako palivo bylo použito plutonium ve formě kovu. Reaktor nebylo nutné chladit. Malá aktivní zóna obložená uranem měla koeficient reprodukce paliva 1,8. [7]

O rok později byl uveden do provozu reaktor BR-2. Jako chlazení byla použita rtuť. Plutoniové palivo v kovové formě však nebylo při ozáření stabilní. Dále docházelo ke korozi potrubí a k únikům rtuti ze spojů chladících systémů.[7]

Nástupcem reaktoru BR-2 byl reaktor BR-5. Byl uveden do provozu v roce 1959. Jeho výkon byl 5 MWt a ke chlazení byl použit sodík. Kvůli problémům s kovovým plutoniem byl jako palivo použit oxid plutonia. To umožnilo zvýšení teploty v aktivní zóně. Výkon reaktoru

se postupně dostal až na 10 MWt a jeho provoz byl ukončen v roce 2004. Reaktor se používal k výrobě izotopů využívaných v medicíně a k ozařovacím terapiím určených k léčbě rakoviny krku. [7]

8.2 BFS-1

V roce 1961 byl uveden do provozu reaktor BFS-1. Tento reaktor umožnil vědcům simulovat chování rychlých reaktorů s velikostí aktivní zóny do 3 m³. Dále bylo možné zkoumat vlastnosti kombinací složení paliv a jejich hodnot obohacení. Dalším přínosem pro ruský výzkum bylo testování různých konfigurací řídicích tyčí a zkoumání vlivu sodíku na reaktivitu v aktivní zóně. [7]

8.3 BN-350

Tento projekt původně začal jako BN-50, reaktor o výkonu 50 MWt. Později byl jeho výkon zvýšen na 1000 MWt. Název BN-350 má podle jeho elektrického výkonu. Po sérii důležitých testů provedených v BFS-1 začala v roce 1964 stavba reaktoru BN-350. Bylo rozhodnuto, že reaktor bude postaven u Kaspického moře, kde bude využit k desalinizaci vody a k výrobě elektrické energie. Jako palivo byla použita směs oxidů uranu a plutonia. Reaktor zahájil provoz v roce 1972. [7]

V roce 1973 došlo k úniku sodíku v parogenerátoru, což způsobilo požár. Reaktor byl mimo provoz po dobu čtyř měsíců a po jeho opravení byl provozován až do roku 1999.[7]

8.4 BN-600

Ještě před zahájením provozu BN-350 rozhodla vláda o vývoji komerčního rychlého reaktoru BN-600. Byl postaven v Beloyarsku a do provozu byl uveden v roce 1980. Výkon tohoto reaktoru byl 600 MWe. Na rozdíl od BN-350 byla u BN-600 použita bazénová koncepce chlazení. Reaktor je umístěn v betonové budově, která zajišťuje filtraci a případné zadržení unikajícího plynu. [21][22]

Aktivní zóna reaktoru je 1,03 m vysoká a má průměr 2,05 metru. Je složená ze 369 vertikálních souborů. Každý ze souborů obsahuje 127 palivových proutků s obohaceným uranem (17-26 % ²³⁵U). Řízení a systém nouzového vypnutí zajišťuje 27 tyčí. Reaktor umožňuje výměnu palivových souborů za provozu. [21][22]

Reaktor používá tři chladicí okruhy. V primárním a sekundárním cirkuluje sodík. Ve třetím je voda a vodní pára. Maximální teplota sodíku je 550°C. Teplo je z „bazénu“ odváděno

třemi nezávislými chladícími smyčkami. Sodík v nich je poháněn elektromagnetickou pumpou. [21][22]

Reaktor se potýkal s úniky sodíku, za celou dobu provozu jich bylo 27. Čtrnáct z nich způsobilo požár. Poslední z těchto úniků nastal v roce 1994, tedy před 26 lety. Parogenerátory jsou odděleny od reaktoru, což umožnilo opravy bez nutnosti zastavení reaktoru. [21][22]

Koeficient využití tohoto reaktoru je 74,25 % (k roku 2018) a jeho účinnost je 42 %. Licence tohoto reaktoru původně umožňovala provoz po dobu 30 let. Díky prodloužení může být tento reaktor provozován až do roku 2025. [21][22]

8.5 BN-800

Reaktor BN-800 je rychlý reaktor chlazený sodíkem. Jeho stavba začala v roce 1983 v Bloyarsku. Po jaderné havárii v Černobylu (1986) byla stavba přerušena. Stavba BN-800 byla dokončena v roce 2006 a poprvé byl reaktor uveden do provozu v roce 2014. Komerční provoz BN-800 začal až v roce 2016. [20]

Aktivní zóna je velikostí a mechanickými vlastnostmi velice podobná BN-600. Hlavní rozdíl je složení paliva. Oproti BN-600, který používá obohacený oxid uranu, BN-800 spaluje směs oxidů uranu a plutonia. Reaktor BN-800 může používat uzavřený palivový cyklus. Tento reaktor je specifický v tom, že pro provoz nevyžaduje separované plutonium, a tak ho není třeba chemicky upravovat. [20]

Chlazení je velmi podobné jako u BN-600. BN-800 je reaktorem bazénové koncepce. Reaktor používá tři chladící okruhy. V primárním a sekundárním cirkuluje sodík. Ve třetím je voda a vodní pára. Maximální teplota sodíku je 547°C. Teplo je z „bazénu“ odváděno třemi nezávislými chladícími smyčkami. [20]



Obrázek č. 7: Reaktor BN-800. Na tomto obrázku jsou vidět 3 oddělené chladicí okruhy.[43]

Elektrárna zahájila komerční provoz s novou směsí paliva v lednu 2020. Jako palivo bylo použité přepracovaná směs oxidů uranu a plutonia. Koeficient reprodukce má hodnotu 1,04. Termální výkon je 2100 MWt a elektrický výkon je 885 MWe. Elektrický výkon se liší od názvu reaktoru, protože při konstrukci elektrárny byly použity turbíny s lepší účinností. Projekt BN-800 stál 140,6 miliard rublů (47,7 miliard Kč).[7][20]

Elektrárna byla součástí dohody mezi Spojenými státy a Ruskem. Tato dohoda měla zajistit likvidaci 34 tun plutonia použitelného k výrobě zbraní (weapon grade). BN-800 měla spálit ruské zásoby plutonia. Barack Obama rozhodl, že Spojené státy plutonium chemicky rozpustí a uloží do podzemních skladů. Na to reagoval Vladimir Putin zrušením dohody, protože chemicky rozpuštěné plutonium lze konvertovat zpět do původního stavu. [40][39]

8.6 BN-1200

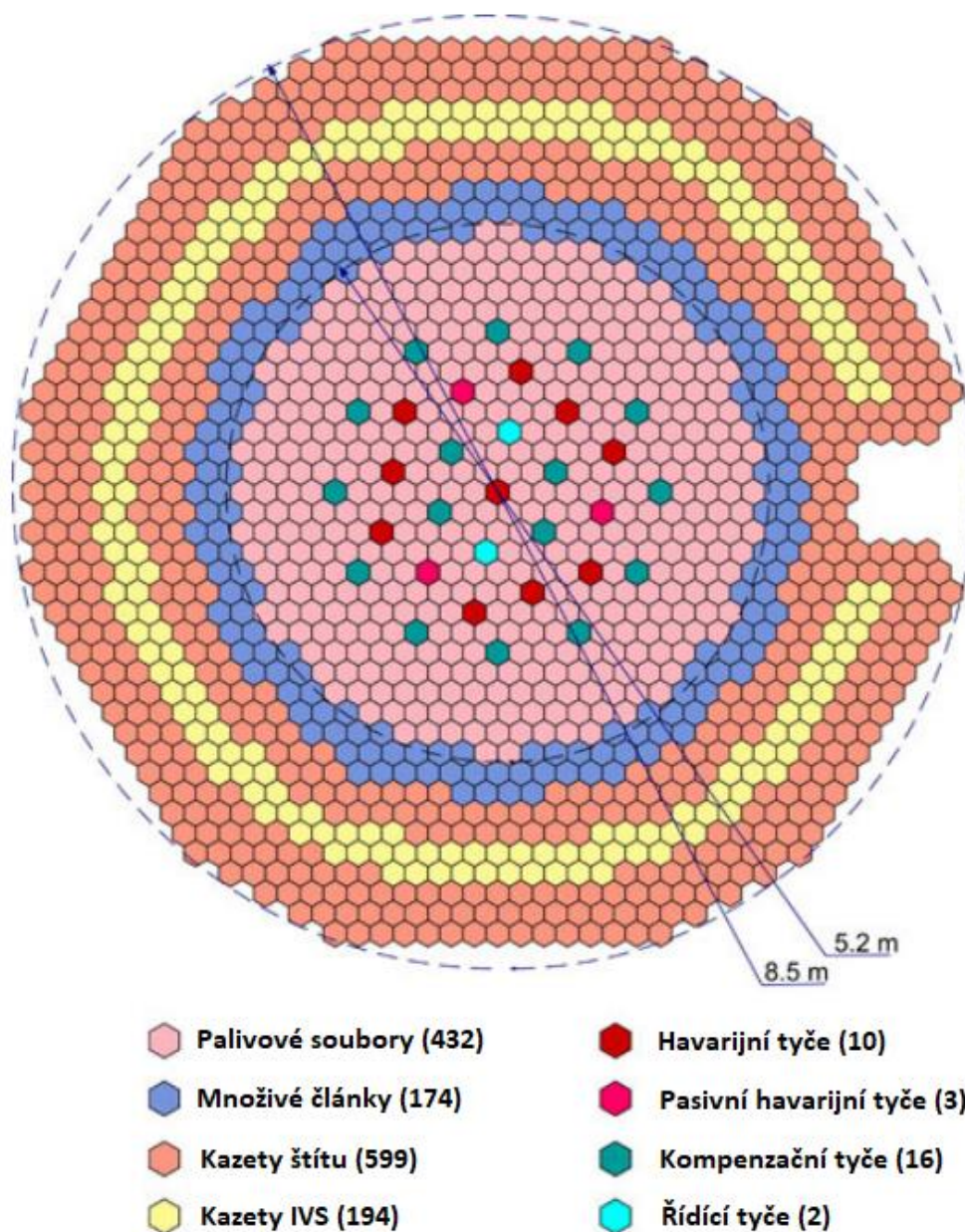
BN-1200 bude sodíkem chlazený rychlý reaktor. Design je založen na předešlých modelech BN-600 a BN-800. Po problémech s BN-800 v roce 2015 byla stavba BN-1200 odložena na neurčito. [26]

Koncept reaktoru BN-1200 je podobný BN-800. Výška aktivní zóny je 0,85 m a průměr je 5,2 m. Aktivní zóna je složena z 432 souborů a každý soubor obsahuje 271 proutků. Zásadní změnou oproti BN-800 jsou kazety IVS (In Vessel Storage). Je to prostor v konfiguraci určený ke skladování vyhořelého paliva po dobu dvou let. Dále jsou v konfiguraci použity různé typy havarijních tyčí. Čtyři havarijní tyče pracují automaticky a jsou do aktivní zóny spuštěny, když

teplota aktivní zóny přesáhne 800°C. Tři pasivní havarijní tyče jsou spuštěny při zásadním snížení průtoku chladiva aktivní zónou. [26]

Výkon reaktoru bude 2900 MWt respektive 1220 MWe. Jako palivo bude používat směs uranu a plutonia ve formě oxidů nebo ve formě nitridů. Očekávaný koeficient reprodukce je 1,2-1,45. Délka kampaní bude jeden rok a koeficient využití bude 90%. [26]

Ekonomicky by se stavba a provoz měla vyrovnat reaktoru VVER-1200. Se stavbou se čeká na různé certifikace, vylepšení designu a na úspěch provozu BN-800. [26]



Obrázek č. 8: Konfigurace aktivní zóny reaktoru BN-1200[26]

8.7 BREST

BREST je ruský rychlý reaktor olovem určený k testování olova jako chladícího média. Stavba začala v květnu letošního roku (2020). Reaktor bude mít výkon 700 MWt (300 MWe). Jako palivo bude použita směs nitridů uranu a plutonia. Koeficient reprodukce paliva bude 1,05 a reprodukce bude probíhat pouze v aktivní zóně. Doba kampaně tohoto reaktoru bude 5 let. [33]

BREST-300 bude demonstrační prototyp. Po dostatečném otestování je v plánu konstrukce BREST-1200. [33]

8.8 MBIR

Tento reaktor je malý rychlý modulární reaktor o výkonu 150 MWt. Aktuálně probíhá jeho konstrukce. Měl by být dostavěn v roce 2024. Jako palivo bude používat směs oxidů uranu a plutonia. Je určen k testování chladiv. Mezi ty patří sodík, olovo nebo slitina olova s bismutem a plynná chladiva. Reaktor by měl testovat všechna tyto chladiva současně ve třech paralelních smyčkách. [33]

9. Čína

9.1 CEFR

V Číně začal výzkum rychlých reaktorů v roce 1964. Experimentální reaktor CEFR (Chinese Experimental Fast Reactor) byl navržen v roce 2003 ve spolupráci s Ruskem. Byl postaven u Pekingu a do provozu byl uveden v roce 2010. V roce 2011 byl připojen k síti a operuje s výkonem 20 MWe.[33]

9.2 CFR600

CFR600 je demonstrační rychlý reaktor. Stavba tohoto reaktoru začala v roce 2017 v Xiapu. Zahájení provozu se odhaduje na rok 2023. Výkon tohoto reaktoru má být 1500 MWt, 600 MWe. Jako palivo bude použita směs oxidů uranu a plutonia. Vyhoření paliva bude dosahovat hodnoty 100 GWd/t a po přechodu na palivo v kovové formě bude hodnota vyhoření 120 GWd/t. Koeficient reprodukce paliva bude 1,1. [33]

9.3 CFR1000

CFR1000 bude komerční reaktor o výkonu 1000-1200 MWe. Stavba by měla začít v roce 2028 a reaktor by měl být uveden do provozu v roce 2034. Jako palivo bude použita kovová směs uranu, plutonia a zirkonia. Hodnoty vyhoření budou 120-150 GWd/t. [33]

10. Evropa

10.1 Allegro

Reaktor Allegro bude rychlý reaktor chlazený plynem. Jako chladící médium bude použito hélium nebo superkritický oxid uhličitý. Koncept tohoto reaktoru vznikl ve Francii. K projektu se následně připojila Česká republika, Maďarsko a Slovensko. [33]

Výkon reaktoru Allegro bude 50-100 MWt. Tento reaktor není primárně určen k výrobě elektrické energie, ale jako experimentální prototyp k testování a vývoji použitých materiálů a technologií. Cílem je výzkum zdokonalených paliv z keramického kompozitu a vlivu vysokého tepla na jednotlivé komponenty. Další důležitou částí programu je ověřit, zda plynové chladivo bude dostatečně a spolehlivě odvádět z aktivní zóny reaktoru. [33]

Do projektu jsou v tuto chvíli zapojeny instituce ze tří států střední Evropy. První institucí je Ústav jaderného výzkumu Řež v České republice, druhou maďarský výzkumný ústav pro atomovou energii (UJV, MTA, KFKI) a třetí je slovenský výzkumný ústav jaderné energie (VUJE). Hlavní technickou podporu a předávání know-how provádí CEA z Francie. [32]

10.2 ALFRED

ALFRED (Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator) je rychlý reaktor chlazený olovem. Je to projekt, na kterém pracuje Itálie a Rumunsko. Reaktor s výkonem 300 MWt bude postaven v Rumunsku. Jako palivo bude používat směs uranu a plutonia ve formě oxidů. [33]

11. Ekonomika rychlých reaktorů

V indické studii byly porovnány reaktory PFBR a PHWR z ekonomického hlediska. Do výpočtu byly zahrnuty ceny stavby reaktoru, paliva, údržby a provozu, náklady na zbourání

budovy a na uložení radioaktivního paliva. Zahrnuta byla také cena doplňované těžké vody do PHWR a také náklady potřebné na přepracování paliva vyrobeného v PFBR. [27]

Odhadovaná cena stavby PFBR, o výkonu 500MWe, byla 645 milionů dolarů. Tato cena je pouze odhad a pravděpodobně se zvýší. Reaktor Phénix stál 800 milionů dolarů a Superphénix stál 28 miliard francouzských franků (\$4.9 miliard). [27]

V PFBR reaktoru bude 1,9 tun plutonia a každý rok bude potřeba vyměnit 1022 kg. Toto plutonium je upraveno na formu oxidu a smícháno s oxidem uranu. Dále je aktivní zóna obalena vrstvou uranu určeného k produkci paliva o hmotnosti 2622 Kg. Cena výroby paliva je \$1,400/kg a příprava uranu \$500/kg. Plutonium vyrobené tímto reaktorem by stálo i s úpravou \$43/g. [27]

Cena elektrárny tvořené dvěma reaktory PHWR o výkonu 2x700 MW byla odhadnuta na 1,58 miliard dolarů. Cena uranu byla \$200/kg a přepracování na palivo stálo \$200/kg. Dva reaktory o výkonu 700 MW potřebují k provozu 194 tun uranu. Cena uranu je tedy \$78.2 milionů. Cena těžké vody byla odhadnuta na \$601 za kilogram. Množství vody potřebné k provozu je 850 tun, cena tedy bude 511 milionů dolarů. [27]

	PFBR	PHWR
Cena stavby [miliony dolarů]	646	1588
Zásobonání palivem do konce životnosti [mil. dolarů]	1480	697
Celková cena [mil. dolarů]	2212	2550
LCOE (Levelised cost of electricity) [US cents/kWh]	6,3	3,49
Procentuální rozdíl cen	80%	

Tabulka 1: Porovnání cen PFBR a PHWR [27]

Cena elektřiny vyrobené PFBR bude o 80 % dražší než elektřina vyrobená PHWR. U PFBR je nejdražší položkou cena plutonia. Ta tvoří 67 % z celkových nákladů. U PHWR tvoří cena paliva 27 %. Tento rozdíl je daný náročným a drahým přepracováním plutonia. U tohoto případu je vidět, že pro instalaci a provoz do konce životnosti, byla u obou variant byla celková cena přibližně stejná. Zásadní rozdíl je v tom, že PFBR bude pracovat s výkonem 500 MWe a PHWR 2x700 MWe, tedy 1400 MWe. [27]

12. Souhrn

Reaktor	Typ, chladicí médium	Výkon [MW]	Palivo	Země	Provoz
		tepelný/elektrický	(budoucnost)		
BOR-60	Experimentální, smyčka, sodík	55/10	oxid	Rusko	1969-2020
BN-600	Demonstrační, bazén, sodík	1470/600	oxid	Rusko	Od roku 1980
BN-800	Experimentální, bazén, sodík	2100/864	oxid	Rusko	Od roku 2014
FBTR	Experimentální, bazén, sodík	40/13	karbid (kov)	Indie	1985-2030
PFBR	Demonstrační, bazén, sodík	1250/500	oxid (kov)	Indie	(2020?)
CEFR	Experimentální, bazén, sodík	65/20	oxid	Čína	Od roku 2010
Joyo	Experimentální, smyčka, sodík	140/-	oxid	Japonsko	1978-2007, možný restart 2021

Tabulka 2: Rychlé reaktory v provozu[33]

12.1 Rychlé reaktory ve výstavbě nebo v pokročilém stádiu vývoje

Reaktor	Typ, chladicí médium	Výkon, [MW]	Palivo	Země	Provoz
		tepelný/elektrický			
PRISM	Demonstrační, bazén, sodík	840/311	kov	USA	Po roce 2020
ARC-100	Prototyp, bazén, sodík	260/100	kov	USA	?
Astrid	Prototyp, bazén, sodík	100-200 MW	oxid	Francie, Japonsko	Odloženo, projekt pravděpodobně ukončen
Allegro	Experimentální, plyn	75 MWt	oxid	France	2030?
MYRRHA	Experimentální, Pb-Bi	57 MWt	oxid	Belgie, Čína	Po roce 2020
ALFRED	Demonstrační, olovo	300/120	oxid	Rumunsko, Itálie	V roce 2025
BN-1200	Komerční, bazén, sodík	2800/1220	oxid, nitrid	Rusko	V roce 2025
BREST-300	Demonstrační, smyčka, olovo	700/300	nitrid	Rusko	Po roce 2020
SVBR-100	Demonstrační, bazén, olovo	280/100	oxid	Rusko	Zrušeno

MBIR	Experimentální, smyčka, sodík (Pb-Bi, plyn)	100-150 MWt	oxid	Rusko	Po roce 2020
CDFR-1000	demonstrační, bazén, sodík	1000 MWe	oxid	Čína	Po roce 2023
CDFBR-1200	Komerční, bazén, sodík	1200 MWe	kov	Čína	Po roce 2028
PGSFR	Prototyp, bazén, sodík	392/150	kov	Jižní Korea	Po roce 2029
JSFR	Demonstrační, smyčka, sodík	500 MWe	oxid	Japonsko	V roce 2025?
TWR	Prototyp, sodík	600 MWe	kov	Čína, USA	V roce 2025?
FBR 1&2	Komerční, sodík	600 MWe	oxid, kov	Indie	?

Tabulka 3: Rychlé reaktory ve výstavbě nebo v pokročilém stádiu vývoje [33]

12.2 Nevýhody rychlých reaktorů

Mezi nevýhody rychlých reaktorů patří vysoké výkonové zatížení a vysoká teplota. Kvůli tomu je nutné použít tekutý sodík jako chladicí médium, protože voda by takové zatížení nedokázala uchládit. Při úniku sodíku vznikají nebezpečné situace.

Poruchovost sodíkových chladících systémů způsobila ukončení provozů několika rychlých reaktorů. Havárie jsou ovlivněny vzniklým hydroxidem sodným a vysokými teplotami požáru. Z toho důvodu jsou opravy finančně náročné.

Další z nevýhod je proces přepracování paliva (fuel reprocessing). Palivo čerstvě vynášené z aktivní zóny musí být nejprve uskladněno po dobu dvou let, aby se rozpadly prvky s krátkým poločasem rozpadu. Následně je z něj extrahováno plutonium pomocí chemických reakcí. Celý tento proces je velmi finančně náročný.

Se získaným plutoniem je potřeba nakládat velice opatrně. Jedná se o velice toxický prvek, který by mohl způsobit ekologickou katastrofu. Při vdechnutí může plutonium způsobit rakovinu plic.

Další nevýhodou plutonia je jeho možnost zneužití k výrobě atomových zbraní.

12.3 Vznik jaderné fúze

Jedna z technologií, která bude konkurovat rychlým reaktorům je jaderná fúze. V současné době není postavené žádné zařízení, které by generovalo větší množství energie, než samo

spotřebuje. Aktuálně vývoj postupuje stavbou větších reaktorů typu Tokamak a vývojem nových supravodivých materiálů.

Tato technologie by byla bezpečnější, protože by nehrozilo riziko jaderných havárií. Navíc by oproti jaderným elektrárnám nevznikal žádný radioaktivní odpad.

13. Závěr

V současné době, kdy je uranu dostatek, je využití těchto reaktorů z ekonomického hlediska problematické. Náklady na výstavbu a cena provozu se při dnešní ceně uranu nevyplatí. Z dlouhodobého hlediska je však rozvoj těchto reaktorů důležitý, protože zásoby uranu nejsou neomezené. Pomocí technologie rychlých reaktorů by bylo možné využívat zásoby uranu po tisíce let. To platí pouze za předpokladu, že by se do té doby nepovedlo zprovoznit reaktory s jadernou fúzí.

Další možností, jak v dnešní době využít rychlé reaktory, je likvidace vojenského plutonia. Při tomto procesu je do aktivní zóny přidáno palivo vyrobené z plutonia původně určeného k výrobě jaderných zbraní. To je při používání reaktoru spáleno a nemůže být dále použito k jeho původnímu účelu.

Jako jeden z hlavních problémů je a do budoucna bude postoj veřejnosti. Ve Francii, ve které jsou tlakovodní elektrárny veřejností podporovány, se stavba reaktoru Superphénix setkala s velkým odporem veřejnosti. Útočníci používali molotovky koktejly a byli rozehnáni policií. Ne všechny země podporují jadernou energetiku tak jako Francie, a tak v nich prosazení této technologie bude ještě obtížnější.

V letošním roce má být uveden do provozu indický reaktor PFBR. I v ideálních podmínkách bude však mít elektrárna s tímto reaktorem elektrinu téměř dvakrát dražší než indické reaktory PHWR.

Rusko je v současné době jedinou zemí, která provozuje dva rychlé reaktory. Ruské reaktory jsou aktuálně nejbezpečnější, protože nejsou tak poruchové jako ty v ostatních zemích. Reaktor BN-600 už je provozován 26 let bez havárie. Současně s ním je provozován i reaktor BN-800.

Provozem reaktoru BN-800 Rusové zkoumají, jak tento typ reaktoru ještě zdokonalit. Jeho nástupce bude BN-1200, který bude plně komerční a cena jeho provozu bude srovnatelná s reaktorem VVER-1200.

14. Seznam obrázků

Obrázek č. 1: Povrchový důl	5
Obrázek č. 2: diuranan amonný.....	6
Obrázek č. 3: Kaskáda centrifug	7
Obrázek č. 4: Štěpná reakce Plutonia.....	9
Obrázek č. 5: Schéma FBR [41].....	10
Obrázek č. 6: Obrázek ze stavby PFBR z roku 2018 [42]	17
Obrázek č. 7: Reaktor BN-800. Na tomto obrázku jsou vidět 3 oddělené chladicí okruhy.[43].....	28
Obrázek č. 8: Konfigurace aktivní zóny reaktoru BN-1200[26].....	29

15. Seznam tabulek

Tabulka 1: Porovnání cen PFBR a PHWR [27]	32
Tabulka 2: Rychlé reaktory v provozu[33]	33
Tabulka 3: Rychlé reaktory ve výstavbě nebo v pokročilém stádiu vývoje [33].....	34

16. Seznam použité literatury a zdroje

- [1] Heřmanský B., Jaderné reaktory, 1981
- [2] A-1400 Vienna, Austria. FAST REACTOR DATABASE. 2006 UPDATE. IAEA, VIENNA, 2006. IAEA-TECDOC-1531. ISBN 92-0-114206-4. ISSN 1011-4289
- [3] Status of Fast Reactor Research and Technology Development. IAEA TECDOC No. 1691. English IAEA-TECDOC-1691 978-92-0-130610-4. 844 35.00 2013L
- [4] Operational and Decommissioning Experience with Fast Reactors, IAEA-TECDOC-1405, IAEA, Vienna (2004), 92-0-107804-8
- [5] Walter Mitchell, Stanley E. Turner, U.S. Atomic Energy Commission, Division of Technical Information, 1971 - Breeder reactors
- [6] Cameco, Management's discussion and analysis, 2019
- [7] Thomas B. Cochran, Harold A. Feiveson, Walt Patterson, Gennadi Pshakin, M.V. Ramana, Mycle Schneider, Tatsujiro Suzuki, Frank von Hippel, Fast Breeder Reactor Programs: History and Status, 2010

-
- [8] Jean-François SAUVAGE, Phénix 30 years of history: the heart of a reactor, 2004
- [9] Guidez, Joël & Fontaine, Bruno & Vanier, Marc. (2008). Fast Reactor Operation and Reactivity Control: Report on the Phenix Experience.
- [10] W. Marth, The Story of the European Fast Reactor Cooperation, KfK 5255, 1993
- [11] Walt Patterson, Super-Phenix: Ashes To Ashes?, 2012
- [12] Hossam Zein, LMFBR – Superphenix, 2015
- [13] Kakodkar, Anil (2001). Shaping the third stage of Indian Nuclear Power Programme. India: Indian Nuclear Society.
- [14] Bucher, Roberto. “India's baseline plan for nuclear energy self-sufficiency.” (2009).
- [15] Ramana, M.V.. (2009). India and Fast Breeder Reactors. Science and Global Security. 17. 54-67. 10.1080/08929880902953187.
- [16] Puthiyavinayagam, Pillai & Selvaraj, Poovarasan & Balasubramaniyan, V. & Raghupathy, Sundararajan & Velusamy, K. & Dr, K. & Nashine, B.K. & Kumar, G. & Kumar, K.V. & Varatharajan, S. & Prabhakaran, Mohanakrishnan & Srinivasan, G. & Bhaduri, Arun. (2017). Development of fast breeder reactor technology in India. Progress in Nuclear Energy. 10.1016/j.pnucene.2017.03.015.
- [17] Gopalakrishnan, A.. (2002). Evolution of the Indian Nuclear Power Program. Annual Review of Energy and the Environment. 27. 10.1146/annurev.energy.27.122001.083448.
- [18] Wattal P.K., Recycling Challenges of Thorium-based fuels, 2013
- [19] CHETAL, S & CHELLAPANDI, P. (2013). Indian fast reactor technology: Current status and future programme. Sadhana. 38. 10.1007/s12046-013-0167-8.
- [20] ATOMENERGOPROJEKT St. Petersburg Research and Design Institute, BN-800 NPP, 2011
- [21] Mr. Iliia Pakhomov, BN-600 AND BN-800 OPERATING EXPERIENCE, 2018
- [22] Poplavski, V.M., Ashurko, Yu.M., & Zverev, K.V. (1998). Status of fast reactor activities in Russia (IWGFR--95). International Atomic Energy Agency (IAEA)
- [23] Zrodnikov, A.V., Chitaykin, V.I., Gromov, B.F., Grigoryv, O.G., Dedoul, A.V., Toshinsky, G.I., Dragunov, Yu.G., & Stepanov, V.S. (2000). Use of Russian technology of ship reactors with lead-bismuth coolant in nuclear power (IAEA-TECDOC--1172). International Atomic Energy Agency (IAEA)
- [24] Moritz Kutt, Friederike Frieß, Matthias Englert, Plutonium Disposition in the BN-800 Fast Reactor: An Assessment of Plutonium Isotopics and Breeding, 2014
-

- [25] Toshinsky, Georgy & Petrochenko, Vladimir. (2012). Modular Lead-Bismuth Fast Reactors in Nuclear Power. Sustainability. ISSN 2071-1050, 4. 2293-2316. 10.3390/su4092293.
- [26] V.M. Poplavsky, A.M. Tsiboulia, Yu.S. Khomyakov, V.I. Matveev, V.A. Eliseev, A.G. Tsikunov (SSC RF – IPPE, Russia), B.A. Vasiliev, S.B. Belov, M.R. Farakshin (OKBM, Russia), CORE DESIGN AND FUEL CYCLE OF ADVANCED FAST REACTOR WITH SODIUM COOLANT, 2009
- [27] Suchitra, J. Y. and Motakuri V. Ramana. “The costs of power: plutonium and the economics of India's prototype fast breeder reactor.”, 2011.
- [28] <https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/mining-of-uranium/uranium-mining-overview.aspx>
- [29] https://web.archive.org/web/20120825192521/http://www.ornl.gov/info/press_releases/get_press_release.cfm?ReleaseNumber=mr20120821-00
- [30] <https://cna.ca/technology/energy/uranium-processing/#:~:text=After%20mining%2C%20uranium%20ore%20is,a%20nearby%20mill%20for%20processing.&text=The%20uranium%20is%20now%20part,and%20solidified%20through%20chemical%20precipitation.>
- [31] Thomas H. Fanning, Nuclear Engineering Division, Sodium as a Fast Reactor Coolant, 2007, https://web.archive.org/web/20130113134710/http://www.ne.doe.gov/pdfFiles/SodiumCoolant_NRCpresentation.pdf
- [32] Evropský rychlý reaktor ALLEGRO, 2015, <https://atominfo.cz/2015/09/evropsky-rychly-reaktor-allegro/>
- [33] Fast Neutron Reactors, <https://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/fast-neutron-reactors.aspx>
- [34] Status report 105 - Indian 700 MWe PHWR (IPHWR-700), <https://aris.iaea.org/PDF/IPHWR-700.pdf>
- [35] <https://www.japantimes.co.jp/news/2014/04/11/national/falsified-inspections-suspected-at-monju-fast-breeder-reactor/#.XvXmfigzaUk>
- [36] <https://archive.vn/20130130012503/http://www.neimagazine.com/story.asp?storyCode=2059044>
- [37] <https://www.world-nuclear-news.org/NP-Japanese-government-says-Monju-will-be-scraped-2212164.html>

- [38] <https://www.world-nuclear-news.org/WR-Monju-decommissioning-plan-approved-1606174.html>
- [39] <http://publication.pravo.gov.ru/Document/View/0001201610030004>
- [40] <https://www.world-nuclear-news.org/UF-Obama-seeks-to-terminate-MOX-project-at-Savannah-River-10021601.html>
- [41] http://www.risk.boku.ac.at/download/ehnur/EHNUR_WP04_report_final.pdf
- [42] <https://www.hindustantimes.com/india-news/biz-dae-reactor-bcm8/story-653iEz-GRSXhmq25L4hjoWL.html>
- [43] http://mntk.rosenergoatom.ru/mediafiles/u/files/2016/Materials_2016/Plenar_rus/Golovnoj_blok_novogo_pokoleniya._Osobennosti_VE.pdf
- [44] <https://www.fourmilab.ch/documents/nuclear/uranium.html>
- [45] https://www.researchgate.net/figure/A-drum-of-yellowcake-a-mixture-of-uranium-precipitates-Source_fig2_290490309
- [46] <https://thetimesofafrica.com/opportunities-unmissable-the-mining-series-part-1/>