

**ZÁPADOČESKÁ UNIVERZITA V PLZNI
FAKULTA ELEKTROTECHNICKÁ**

KATEDRA TECHNOLOGIÍ A MĚŘENÍ

BAKALÁŘSKÁ PRÁCE

**Využití jaderných reaktorů IV. generace pro výrobu
elektrické energie**

ZÁPADOČESKÁ UNIVERZITA V PLZNI

Fakulta elektrotechnická
Akademický rok: 2012/2013

ZADÁNÍ BAKALÁŘSKÉ PRÁCE

(PROJEKTU, UMĚLECKÉHO DÍLA, UMĚLECKÉHO VÝKONU)

Jméno a příjmení: Milan DUŠEK
Osobní číslo: E10B0018P
Studijní program: B2612 Elektrotechnika a informatika
Studijní obor: Komerční elektrotechnika
Název tématu: Využitelnost jaderných reaktorů IV. generace pro výrobu elektrické energie
Zadávací katedra: Katedra technologií a měření

Z á s a d y p r o v y p r a c o v á n í :

- 1. Představte reaktory IV. generace a uveďte jejich základní parametry.**
- 2. Porovnejte jednotlivé typy reaktorů z hlediska jejich potenciálu pro výrobu elektrické energie.**
- 3. Diskutujte rizika a současné technologické výzvy, které je třeba překonat před uvedením jednotlivých reaktorů do provozu.**

Rozsah grafických prací: podle doporučení vedoucího
Rozsah pracovní zprávy: 20 - 30 stran
Forma zpracování bakalářské práce: tištěná/elektronická
Seznam odborné literatury:

1. GENERATION IV INTERNATIONAL FORUM, A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems, GIF, U.S.DOE 2002
2. GENERATION IV INTERNATIONAL FORUM, GIF R&D Outlook for Generation IV Nuclear Energy Systems, GIF 2009
3. BEČVÁŘ, J., Jaderné elektrárny, SNTL 1981

Vedoucí bakalářské práce: **Ing. Luboš Piterka**
Regionální inovační centrum elektrotechniky
Konzultant bakalářské práce: **Ing. Jana Rajzrová**
Katedra elektroenergetiky a ekologie
Datum zadání bakalářské práce: **15. října 2012**
Termín odevzdání bakalářské práce: **7. června 2013**


Doc. Ing. Jiří Hammerbauer, Ph.D.
děkan




Doc. Ing. Vlastimil Skočil, CSc.
vedoucí katedry

V Plzni dne 15. října 2012

Abstrakt

Tato bakalářská práce se zabývá představením jednotlivých reaktorových systémů IV. generace, vybrané z mezinárodního fóra GIF (Generation IV International Forum). Popisuje základní parametry a vlastnosti reaktorových systémů. Další část se zabývá porovnáním reaktorů mezi sebou, zejména účinností přeměny energie. Poslední část je zaměřena na výzkum a vývoj nových technologií pro reaktory IV. generace.

Klíčová slova

Braytonův cyklus, reaktory, palivový cyklus, jaderná elektrárna, jaderné palivo, GEN IV, GFR, VHTR, SCWR, MSR, SFR, LFR,

Abstract

This work deals with the presentation of the Generation IV systems, selected from the Generation IV International Forum (GIF). It describes the basic parameters and properties of the Generation IV systems. The next part work compares each other reactors, particularly energy conversion efficiencies. The last part is focused on the research and development of new technologies for the Generation IV systems.

Key words

Brayton cycle, reactors, fuel cycle, nuclear power plant, nuclear fuel, GEN IV, GFR, VHTR, SCWR, MSR, SFR, LFR.

Prohlášení

Prohlašuji, že jsem tuto bakalářskou práci vypracoval samostatně, s použitím odborné literatury a pramenů uvedených v seznamu, který je součástí této bakalářské práce.

Dále prohlašuji, že veškerý software, použitý při řešení této bakalářské práce, je legální.

.....
podpis

V Plzni dne 29.5.2013

Milan Dušek

Poděkování

Tímto bych rád poděkoval vedoucímu bakalářské práce Ing. Lubošovi Piterkovi za cenné profesionální rady, připomínky a čas, který mi věnoval.

Obsah

OBSAH	7
SEZNAM SYMBOLŮ A ZKRATEK	9
ÚVOD	11
1 HISTORIE	12
2 REAKTOROVÉ SYSTÉMY IV. GENERACE	13
2.1 PLYNEM CHLAZENÝ RYCHLÝ REAKTOROVÝ SYSTÉM (GFR)	13
2.1.1 Základní informace	13
2.1.2 Technologie.....	14
2.1.3 Zhodnocení.....	15
2.2 REAKTOROVÝ SYSTÉM S ROZTAVENÝMI SOLEMI (MSR)	15
2.2.1 Základní informace	15
2.2.2 Technologické problémy	16
2.2.3 Zhodnocení.....	17
2.3 SUPERKRITICKÝ VODOU CHLAZENÝ REAKTOROVÝ SYSTÉM (SCWR)	17
2.3.1 Základní informace	17
2.3.2 Technologie.....	19
2.3.3 Zhodnocení.....	19
2.4 VYSOKOTEPLTNÍ REAKTOROVÝ SYSTÉM (VHTR)	20
2.4.1 Základní informace	20
2.4.2 Technologie.....	21
2.4.3 Zhodnocení.....	21
2.5 OLOVEM CHLAZENÝ RYCHLÝ REAKTOROVÝ SYSTÉM (LFR).....	22
2.5.1 Základní informace	22
2.5.2 Technologie.....	23
2.5.3 Zhodnocení.....	23
2.6 SODÍKEM CHLAZENÝ RYCHLÝ REAKTOROVÝ SYSTÉM (SFR)	23
2.6.1 Základní informace	23
2.6.2 Technologie.....	25
2.6.3 Zhodnocení.....	25
3 SROVNÁNÍ JADERNÝCH REAKTORU IV. GENERACE	26
3.1 ÚČINNOSTI REAKTORŮ.....	26
3.1.1 Výpočet účinnosti z výkonů	27
3.1.2 Výpočet účinnosti z teplot	27
3.1.3 Výpočet teoretických účinností.....	28
3.2 PRODUKCE VODÍKU	29
3.2.1 Jod-sírný proces (I-S proces).....	29
3.2.2 Vápník-bromový proces (Ca-Br proces)	30
4 VÝZKUM A VÝVOJ TECHNOLOGIÍ	31
4.1 PLYNEM CHLAZENÝ RYCHLÝ REAKTOROVÝ SYSTÉM (GFR)	31
4.1.1 Vývoj materiálů.....	31
4.1.2 Bezpečnost	31
4.1.3 Palivový cyklus a palivo.....	31
4.1.4 Héliová turbína	32
4.2 REAKTOROVÝ SYSTÉM S ROZTAVENÝMI SOLEMI (MSR)	32
4.2.1 Chemická odolnost materiálů	32
4.2.2 Chemické čištění solí.....	32
4.3 SUPERKRITICKÝ VODOU CHLAZENÝ REAKTOROVÝ SYSTÉM (SCWR)	33

4.3.1	<i>Materiály pro vnitřní opláštění reaktoru</i>	33
4.3.2	<i>Bezpečnost</i>	33
4.4	VYSOKOTEPLTNÍ REAKTOROVÝ SYSTÉM (VHTR)	33
4.4.1	<i>Materiály</i>	33
4.4.2	<i>Palivo</i>	34
4.4.3	<i>Tepelný výměník</i>	34
4.5	OLOVEM CHLAZENÝ RYCHLÝ REAKTOROVÝ SYSTÉM (LFR).....	35
4.5.1	<i>Bezpečnost</i>	35
4.5.2	<i>Vývoj nového designu paliva</i>	35
4.5.3	<i>Supercritický-CO2 Brayton Cyclus</i>	35
4.6	SODÍKEM CHLAZENÝ RYCHLÝ REAKTOROVÝ SYSTÉM (SFR)	36
4.6.1	<i>Tepelný výměník</i>	36
4.6.2	<i>Opláštění paliva</i>	36
5	ZÁVĚR	37
	SEZNAM LITERATURY A INFORMAČNÍCH ZDROJŮ	38

Seznam symbolů a zkratek

BN - 800.....	Beloyarsk Nuclear Power Plant
BR2	Belgian Reactor
Ca-Br.....	Calcium-Bromine process
CANDU	Canada Deuterium Uranium
EBR – I	Experimental Breeder Reactor Number One
ELSY	European Lead System
GFR.....	Gas-Cooled Reactor
GIF.....	Generation IV International Forum
GCFR.....	Gas Cooled Fast Reactor
GT-MHR.....	Gas Turbine-Modular Helium Reactor
HTGR.....	High Temperature Gas Cooled Reactor
HTR	High Temperature Reactor
HTTR.....	High Temperature Test Reactor
IFR	Integral Fast Reactor
IHX	Internal Heat Exchanger
I-S.....	Iodine-sulfur process
LFR	Liquid Metal-Cooled Fast Reactor
LWR.....	Light Water Reactor
LOCA.....	Loss of Coolant Accident
LOFA.....	Loss of Flow Accident
MSR.....	Molten Salt Fast Reactor
MSRE.....	Molten Salt Reactor Experiment
MW _e	Megawatt elektrický
MW _t	Megawatt tepelný
PBMR	Pebble Bed Modular Reactor System
PEACER	Proliferation-resistant Environment-friendly Accident-tolerant Continuable and Economical Reactors
PWR.....	Pressurized-Water Reactor
SFR	Sodium Cooled Fast Reactors
SCW.....	Supercritical Water
SCWR	Supercritical Water Reactor

SCLWR.....	Supercritical Light Water Reactor
SSTAR.....	Small, Sealed, Transportable, Autonomous Reactor
T_1	Teplota média vstupující do reaktoru
T_2	Teplota média vycházející z reaktoru
T_{\min}	Minimální teplota cyklu
THTR.....	Thorium High-Temperature Nuclear Reactor
UT-3.....	University of Tokyo process
ULOF.....	Unprotected Loss-of-Flow
ULOHS.....	Unprotected Loss of Heat Sink
VHTR.....	Very-High-Temperature Reactor
η	Účinnost
η_{\max}	Teoretická účinnost

Úvod

Poptávka po elektrické energii neustále roste a s tím nárůst produkce emisí CO₂. Nerovnoměrností rozložení zdrojů jako je uhlí, ropa a zemní plyn jsou některé státy závislé na dovozu. Možností jak tyto problémy odstranit je jaderná energetika. Jaderné elektrárny neprodukují téměř žádné skleníkové plyny, proto se považují jako “zelené” zdroje energie. Přírodní zdroje jsou relativně velké a s použitím uzavřeného palivového cyklu a jaderné fúze by mohly zásobovat energií v řádu tisíců let. Panují obavy o bezpečnost jaderných reaktorů, zejména při haváriích a zneužití pro jaderné zbraně. Proto je se třeba poučit předchozích chyb např. havárie v Černobyli a Fukušimě a vyvíjet dokonalejší bezpečnostní prvky, zejména je nutné se zaměřit na pasivní bezpečnostní prvky.

Jaderné reaktory IV. generace jsou dalším milníkem získávání elektrické energie. Mezi jejich hlavní přednosti patří velmi vysoká účinnost přeměny tepelné energie na elektrickou a zamezení zneužití paliva pro jaderné zbraně. Předpokládá se i využití pro výrobu vodíku, s kterým se počítá jako palivo budoucnosti a s tím i nové procesy pro jeho výrobu. Nicméně reaktory IV. generace jsou celkem novým tématem a vyžadují poměrně značný vývoj a výzkum, zejména materiálový. Systémy by měli být nasazeny po roce 2020, ale při vývoji mohou nastat překážky, které mohou značně posunout plánovanou výstavbu reaktorů.

Předložená práce se zabývá přehledem jednotlivých reaktorových systémů IV. generace a jejich porovnání mezi sebou. Dále bych se zaměřil na nové procesy pro výrobu vodíku, pro které jsou díky vysokým provozním teplotám vhodné právě tyto reaktory. V závěru se zaměřil na stručný popis o vývoji nových technologií jednotlivých reaktorů ze získaných výsledků výzkumu a jejich fungujících prototypů.

1 Historie

V roce 1999 v USA zahájen program GIF (Generation IV International Forum). Program měl řešit problémy stále narůstající ceně elektrické energie, stoupající emise skleníkových plynů, zvyšování spotřeby elektrické energie a další problémy, zejména alternativní zdroje.[1]

Program GIF se zabývá soustředěným výzkumem jaderné energetiky. Vychází z dosavadních zkušeností získaných za zhruba posledních padesát let, kde nejen hodnotí úspěchy, ale problémy a nedostatky. Snaží se i co nejvíce odstranit nevýhody spojené s konkurenceschopností. Cílem projektu je propracovat technologie šesti vybraných typů jaderných reaktorů, které by měli být spuštěni po roce 2020. Tyto reaktory umožňují výrobu elektrické energie a zároveň i vodíku.[2]

Vodík je brán jako palivo budoucnosti, který bude využíván jako palivo v dopravě místo ropy.[3] Také je brán velký potaz na zvyšování účinnosti jaderných reaktorů, tu lze chápat dvěma způsoby. Jedním je využití jaderného paliva a druhým parametrem je účinnost přeměny tepelné energie na mechanickou (elektrickou).

Všechny reaktory mají jisté výhody, které ukáže v budoucím vývoji. Zatím se jeví zájem o tři systémy rychlý reaktorový systém chlazený plynem (GFR), superkritický vodou chlazený reaktorový systém (SCWR) a vysokoteplotní reaktorový systém (VHTR). Nejpokročilejšími reaktory jsou sodíkem chlazený reaktor (SFR) a VHTR, ty by mohly být spuštěny okolo roku 2020.[2, 3, 4]

2 Reaktorové systémy IV. generace

Pro výběr vhodných reaktorů byly sestaveny odborné skupiny TWG (Technical Working Groups). Kritéria pro výběr byla vybrána z programu GIF. Dnes je sledováno šest reaktorových systémů, které byli vybráni z mnoha možností a principiálně přicházeli v úvahu. Vývoj těchto reaktorů je naplánována tak, aby některé byly připraveny k použití v letech 2020 až 2030, kdy v tomto období končí životnost mnoha provozovaných reaktorů.

Nastupující reaktory by nám měli zajistit dostatek energie a zároveň by měli zajistit vysokou bezpečnost a nízké ekonomické náklady. Pro nízké náklady je třeba, aby rychlé reaktory umožnily využívat uran ^{235}U i uran ^{238}U a thorium ^{232}Th . Z možných konfigurací by se dala zajistit energie na mnoho let v řádech tisíců. Jednotlivé reaktory jsou podle GIF rozděleny následovně.[4,5]

- Plynem chlazený rychlý reaktorový systém (GFR).
- Reaktorový systém s roztavenými solemi (MSR).
- Superkritický vodou chlazený reaktorový systém (SCWR).
- Vysokoteplotní reaktorový systém (VHTR).
- Olovem chlazený rychlý reaktorový systém (LFR).
- Sodíkem chlazený rychlý reaktorový systém (SFR).

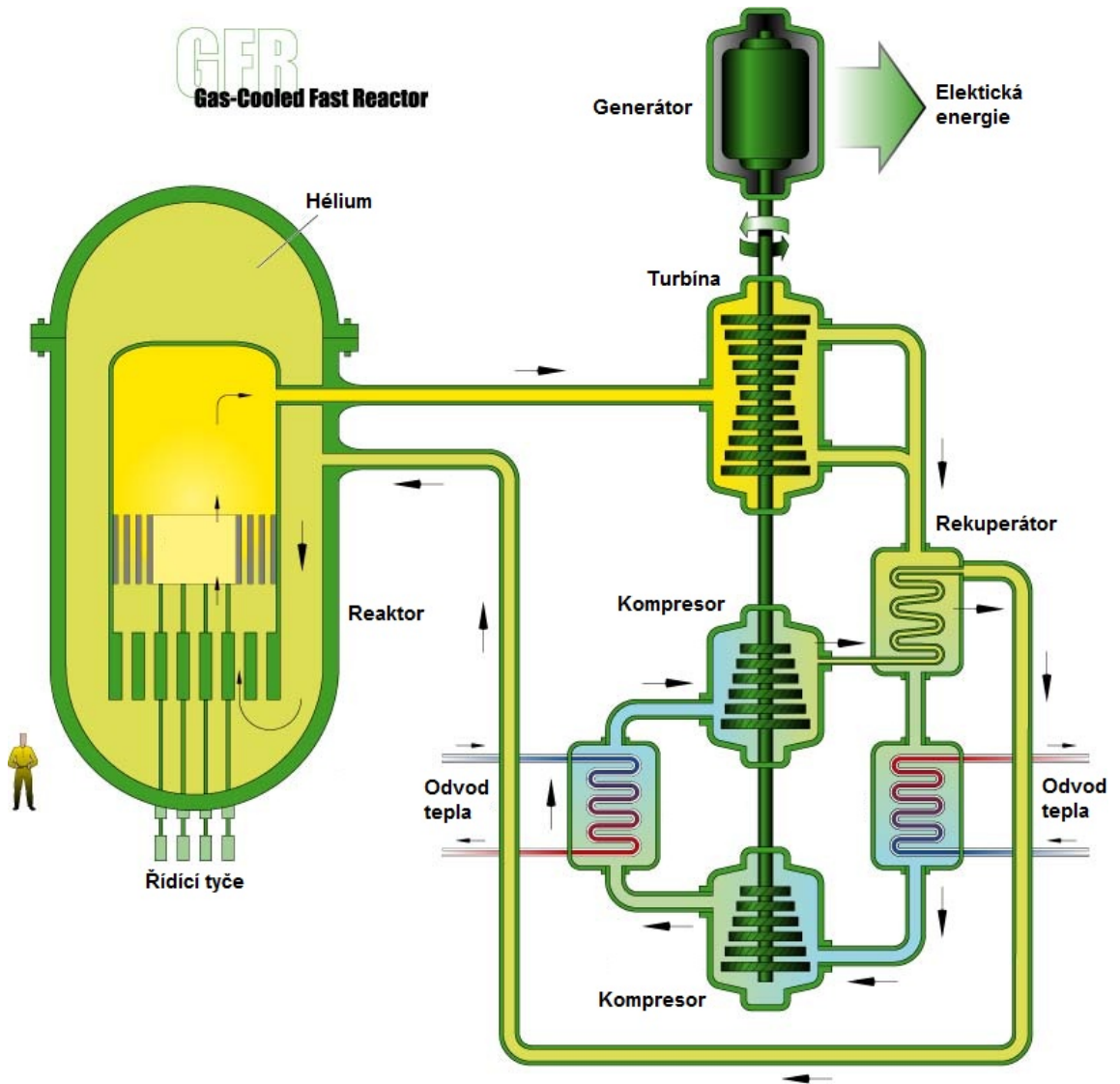
2.1 Plynem chlazený rychlý reaktorový systém (GFR)

2.1.1 Základní informace

Jak název napovídá, jedná se o reaktor, jehož aktivní zóna je chlazená plynem. Jako chladicí médium se uvažuje helium. Štěpná reakce je zajišťována rychlým spektrem neutronů v uzavřeném palivovém cyklu, jak je znázorněno na obr. 1. Za pomoci vysoké výstupní teploty hélia se může vyrábět elektrická energie, vodík nebo teplo s velmi vysokou účinností přeměny.[2, 4]

Helium ohřáté v reaktoru má na vstupu $490\text{ }^{\circ}\text{C}$ a na výstupu až $850\text{ }^{\circ}\text{C}$, to je přivedeno na heliovou turbínu. Turbína využívá přímý Braytonův cyklus, což je tepelný oběh sestávající z adiabatické komprese pracovní látky v kompresoru, izobarického ohřevu, adiabatické expanze v turbíně a z izobarického odvodu tepla plynu v chladiči.[7] Vhodným palivem tohoto systému

se jeví směs UPuC v SiC pokrytí.[4, 5] Výkon jedné reaktorové jednotky by měl být přibližně 2400 MW_t/1100 MW_e. [6] Plány počítají z výstavbou zařízení pro zpracování vyhořelého odpadu a dalších zařízení pro výrobu vodíku v místě elektrárny.[4]



Obr. 1 Schéma GFR, zdroj [1].

2.1.2 Technologie

Základem této technologie je několik prototypů plynem chlazených reaktorů s tepelným, popř. rychlým spektrem neutronů, které jsou pokusné a demonstrační projekty. Patří mezi ně např. již zavřený THTR v Německu. Dnes fungující reaktory jsou Japonský HTTR reaktor a Čínský HTR-10.

Všechny systémy narážejí na různé nedostatky, které se nesmějí přehlížet a musí se intenzivně řešit. Problémem reaktoru GFR je zejména pokrytí paliva, které musí vydržet vysoké teploty. Dále je třeba dořešit několik problémů, která jsou následující.[2, 4]

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

Materiály použité v reaktoru musí odolávat poškození rychlými neutrony a vysoké teplotě, která jsou při mimořádných situacích 1600 °C. Nejvhodnějším materiálem jsou keramické materiály, zejména karbidy, nitridy a oxidy. Intermetalická slitina Zr_3Si_2 je slibný materiál jako reflektor rychlých neutronů.[5]

2.1.3 Zhodnocení

Plynem chlazený rychlý reaktorový systém je díky uzavřenému palivovému cyklu a skvělému využití v řízení aktinoidů velmi dobře hodnocen z dlouhodobého hlediska udržitelnosti. Výstavbou zařízení pro uzavřený palivový cyklus přímo v areálu elektrárny minimalizuje převoz jaderných materiálů. Systém je hodnocen kladně z hlediska bezpečnosti a ekonomičnosti. Primární využití systému je pro výrobu elektrické energie a řízení aktinoidů, ale z důvodů výstupních parametrů chladiva se naskytuje možnost produkce vodíku. Výstavba tohoto typu reaktoru se uvádí kolem roku 2018 a uvedení do provozu kolem roku 2025.[4, 5]

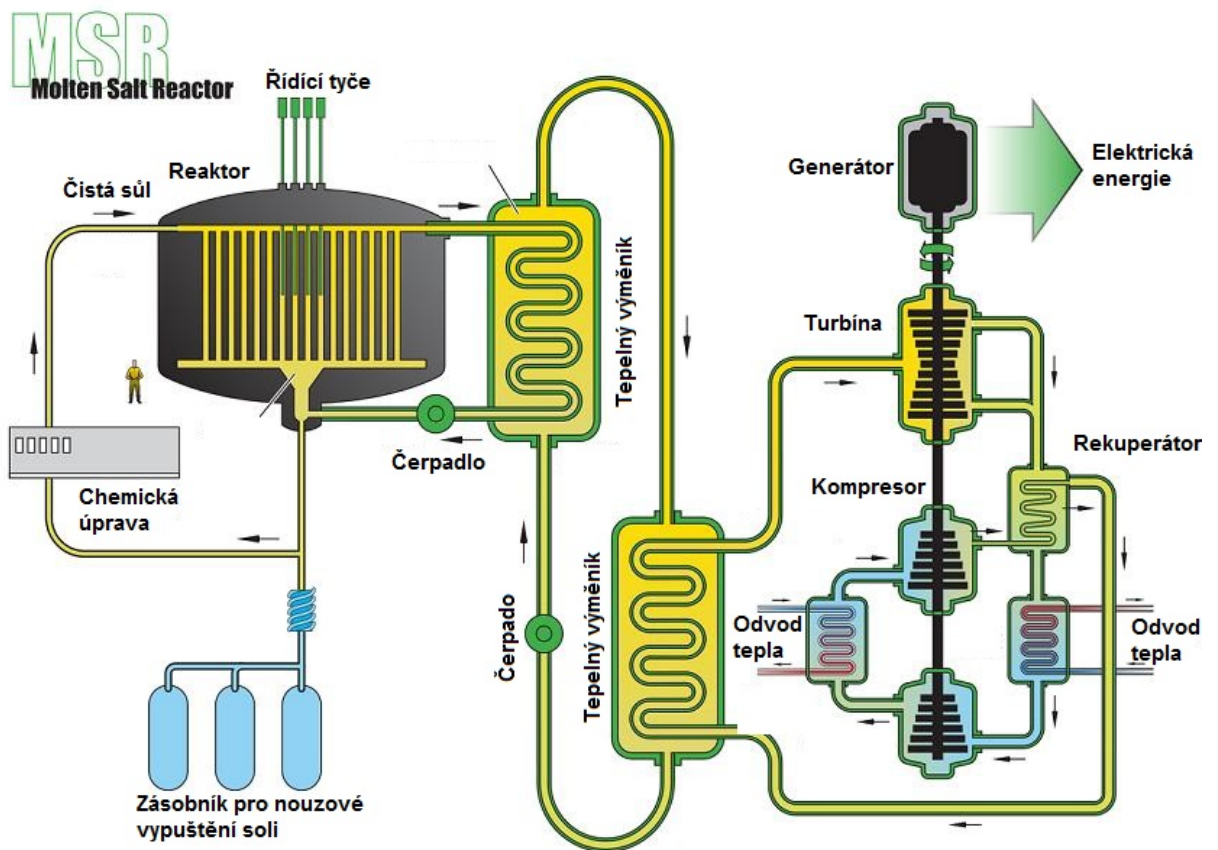
2.2 Reaktorový systém s roztavenými solemi (MSR)

2.2.1 Základní informace

Reaktorový systém MSR patří mezi nejpokročilejší systém IV. generace. Jeho schopnost pracovat od epitermálního až po termální neutronové spektrum a uzavřený palivový cyklus na obr. 2 výborně vyhovují efektivnímu využití plutonia a minoritních aktinoidů. Systém může konfigurován jako transmutor, reaktor pracující v uran – thoriovém palivovém cyklu, nebo

reaktor s nízkou tvorbou odpadu. Palivem a chladivem budou použity roztavené fluoridy uranu, sodíku a zirkonia. Pevný grafit bude složit jako moderátor.[2] Použité soli tají již 425 °C až 510 °C, ale jejich pracovní teplota bude pohybovat v rozmezí přibližně 550 °C až 750 °C, při kterých jsou velice tekuté. Nereagují aktivně se vzduchem ani vodou, tím se značně snižují konstrukční problémy.[4] Soli mají dobré korozní vlastnosti a jsou zkoušeny materiály např. Hastelloy N, který vyhovuje pro daný systém.

Vzniklé produkty z vyhořelého paliva jsou rozpuštěny fluorovodíkem v pomocném provozu. Vzniklé fluoridy se přidávají do směsi paliva a chladiva, která se čistí od produktů štěpení. Způsob odstraňování štěpných produktů se provádí buď radiochemickou separací, nebo pomocí centrifug. Štěpné produkty se mohou dále třídit a znovu transmutovat.[2, 5]



Obr. 2 Schéma MSR ,zdroj [1].

2.2.2 Technologické problémy

Systém MSR byl již vyvíjen v 50. letech pro pohon letadel. V 70. letech v Oak Ridge National Laboratory byl provozován osmimegawattový reaktor s roztavenými solemi MSRE,

při kterém byli demonstrovány základní funkce včetně využití fluoridů soli lithium/beryllium, grafitového moderátoru, použití různých paliv a stabilního výkonu systému.[8] Reaktorový systém MSR má několik nedostatků, které je třeba vyřešit. Velký důraz je kladen na chemické složení solí. Hlavní problémy lze rozdělit následovně.[2, 4]

- Chování roztavených solí po celou dobu života, chemické složení paliva, přepracování jej za provozu a likvidace vzniklých odpadů.
- Vývoj technologií pro zpracování solí včetně jeho zjednodušení technologického postupu.
- Pokovení stěn tepelného výměníku vzácnými kovy.
- Kompatibilita materiálu s čerstvým a ozářeným palivem za vysokých teplot.
- Rozpustnost minoritních aktinoidů a lanthanoidů v roztavených solích fluoridů.

Dále se musí počítat poškození grafitu radiací, který bude zapotřebí měnit každých 4 až 10 let. Zvýšením odolnosti grafitu se úměrně zvyšuje využitelnost elektrárny, protože se systém nemusí vypínat při výměně paliva. Výběr solí sekundárního obvodu je velice důležitý, protože budou pracovat v méně škodlivých podmínkách než primárním okruhu. Nebudou zde štěpné produkty a teplota bude nižší, je tedy možno použít i alternativy např. NaBF_4 , proto bude možná možnost použití jiných kovů.[4, 5]

2.2.3 Zhodnocení

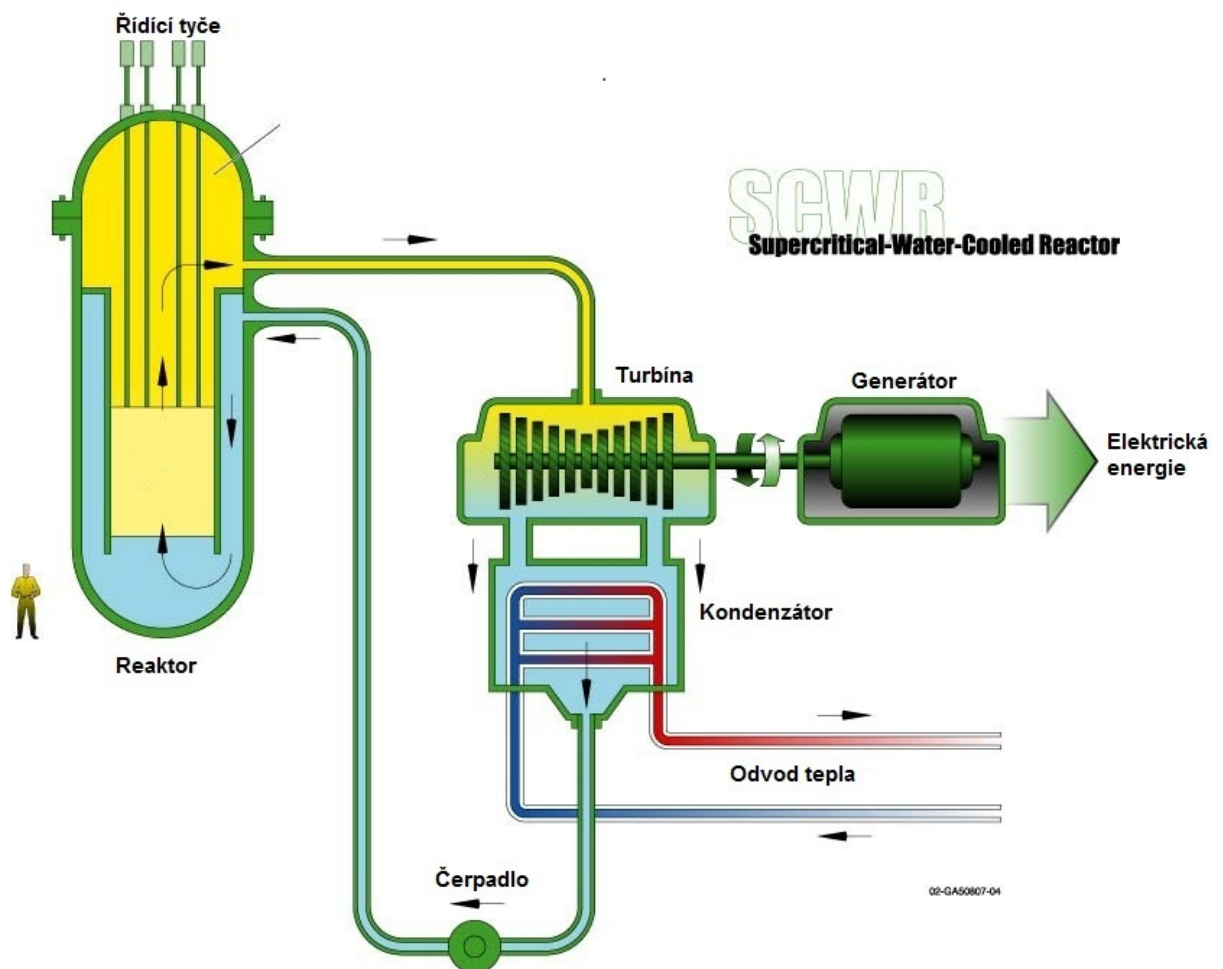
Díky uzavřenému palivovému cyklu a velmi dobrému výkonu ve spalování odpadu, je systém hodnocen nejlépe udržitelnosti. Zabraňuje šíření jaderných materiálů. Z hlediska ekonomického na tom není moc dobře, protože je zde potřeba mnoha subsystémů. Výstavba prvních systému MSR by měla začít po roce 2025.[4]

2.3 Superkritický vodou chlazený reaktorový systém (SCWR)

2.3.1 Základní informace

Reaktorový systém SCWR bude pokračováním současných reaktorů PWR. Vysokotlaký a vysokoteplotní reaktor bude pracovat nad termodynamickým kritickým bodem vody. V tomto případě, se kritičností rozumí parametry vodní (22,1 MPa, 374 °C). Za splnění daných parametrů a superkritického Rankinovu cyklu můžeme dosáhnout tepelné účinnosti až 44 %.

Reaktor může být realizován ve dvou variantách. První varianta je uranový cyklus s reaktorem na tepelné neutrony, druhá pak s uzavřeným, s rychlými neutrony a úplnou recyklací aktinoidů, které jsou založeny na pokročilém vodním zpracování. Varianta s tepelnými neutrony musí být přidán dodatečný moderátor, aby termalizoval neutrony v aktivní zóně. Varianta s rychlými neutrony bude záviset na dalším výzkumu nových technologií. Za použití obou variant bude mít elektrárna výkon asi 1700 MW_e při provozním tlaku 25 MPa a teplotou vody na vstupu $280 \text{ }^\circ\text{C}$ a $510 \text{ }^\circ\text{C}$ na výstupu. Tento systém spojuje tlakovodní a varný reaktor do jedné koncepce.[2, 4, 5]



Obr. 3 Schéma SCWR, zdroj [1].

V reaktoru chladící voda přechází v superkritickou tekutinu. Ta je vedena stejně jako ve varném reaktoru, kde vede přímo do turbíny. Jak je vidět na obr. 3 rozdíl od tlakovodního reaktoru je zde odstranění parogenerátoru, sušiče páry a odlučovače. To způsobuje vyšší účinnost systému. Při podmínkách nad kritickým bodem se zvyšuje korozivita chladiva a

zvyšují se nároky na strukturu použitých materiálů. S porovnáním dnešními systémy LWR má SCWR následující vlastnosti.[2, 4]

- Nižší množství chladiva.
- Nejsou zapotřebí vysoušeče páry, separátoru, parogenerátoru a oběhových čerpadel.
- Vyšší tepelná účinnost.
- Nižší průtok chladiva.

2.3.2 Technologie

Základem tohoto systému jsou již dnes používané LWR reaktory a superkritické, vodou chlazené, uhlí-spalující elektrárny. Přesto se nacházejí méně vyvinuté oblasti. Zatím nebyl již postaven ani testován SCWR reaktor a nebyli testovány materiály vhodné pro primární okruh.[9] V posledních deseti až patnácti letech byl v Japonsku lehkovodní reaktor SCLWR s termálním spektrem předmětem největšího výzkumu, který je základem většině referenčních návrhů.

Nádoba SCLWR je konstrukčně podobná jako u PWR. Chladivo o vysokém tlaku 25,0 MPa vstupuje do nádoby při 280 °C a chladivo v reaktoru se zahřívá na 510 °C a odevzdává se do cyklu výkonové přeměny, který kombinuje technologii LWR a technologii superkritických fosilních elektráren, kde vysokotlaké, středotlaké a nízkotlaké turbíny pracují se dvěma přihřívajícími cykly.[10] I přes tyto výsledky jsou zde zapotřebí vyvinout následující technologie.[2, 4, 5]

- Bezpečnost SCWR, stabilita výkonového toku v průběhu provozu.
- Provedení elektrárny.
- Materiály a jejich struktura – koroze, radiolýza a chemie vody.

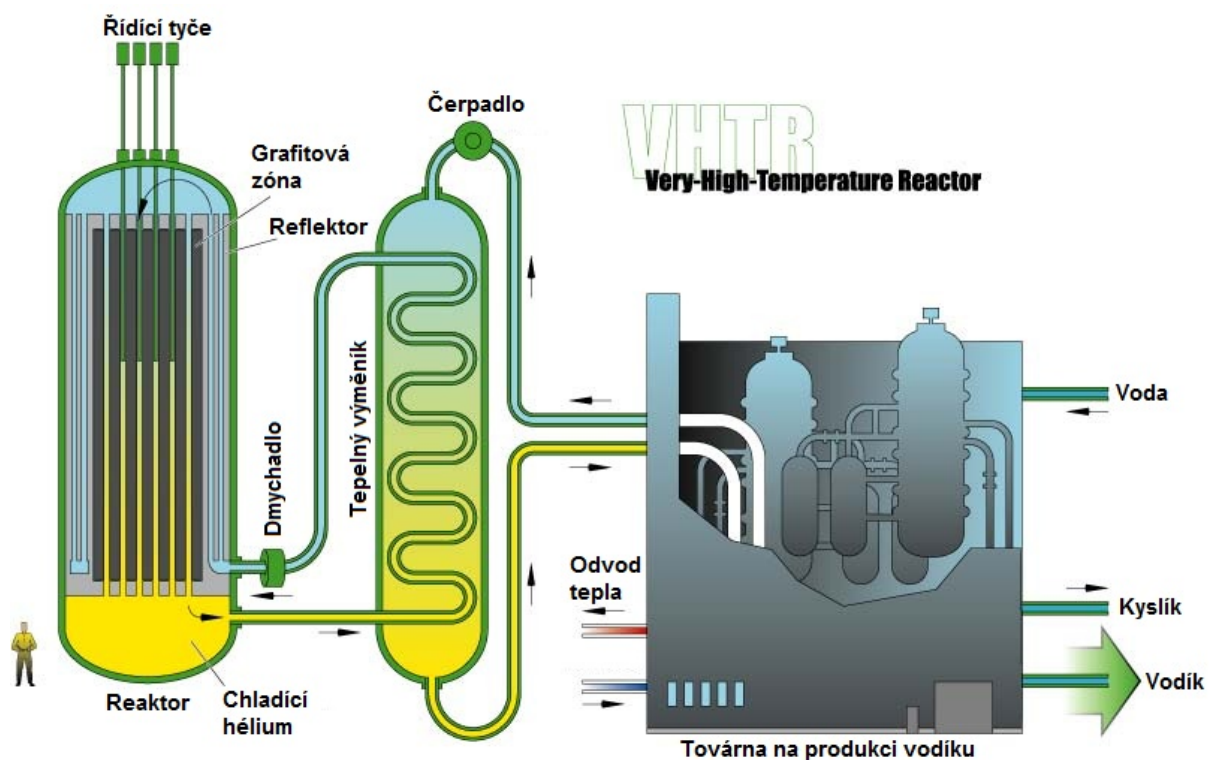
2.3.3 Zhodnocení

Z důvodu vysoké tepelné účinnosti a zjednodušení elektrárny je systém hodnocen z hlediska ekonomičnosti nejlépe. Vysoké hodnocení v udržitelnosti nabývá ve variantě s rychlými neutrony. Dobré výsledky jsou z hlediska bezpečnosti a možnosti zneužití. Kromě primárního využití pro výrobu elektrické energie je zde možnost správy aktinoidů. Vývoj potřebné technologie posouvá výstavbu a uvedení do provozu až po roce 2025.[4]

2.4 Vysokoteplotní reaktorový systém (VHTR)

2.4.1 Základní informace

Systém VHTR má být dalším krokem vysokoteplotních plynem chlazených reaktorů. Budou vynikat vysokou bezpečností při těžkých haváriích. Chladivem zde bude použito nejpravděpodobněji helium, které s jeho výstupními parametry je předurčen pro produkci vodíku a zplyňování uhlí.[5] Výstupní teplotu chladiva přesahující 1000 °C bude možné použít k termochemickému zpracování vody na obr. 4, kde za pomoci jód-sírného procesu je možné získávat vodík přímo z vody s vysokou účinností.[2,4]



02-GA50B07-01

Obr. 4 Schéma VHTR, zdroj [1].

Udává se, že zařízení o výkonu 600 MW_t může produkovat až 2 miliony krychlových metrů vodíku každý den. Systém VHTR také může vyrábět elektrickou energii s poměrně vysokou účinností přeměny přes 50 % při již zmíněné teplotě 1000 °C. V samotném reaktoru bude probíhat štěpení tepelnými neutrony v otevřeném palivovém cyklu.[2, 4]

Grafit zde bude zastávat funkci moderátoru a pro chlazení bude použito zmíněné helium. Palivo bude nejspíše ve tvaru koule se ZrC nebo SiC pokrytím nebo prizmatické bloky

s plynovou turbínou moderovanou héliem. Výroba elektrické energie bude vyráběna přímo v primárním okruhu, kde bude umístěna héliová turbína. Další aplikace budou spojeny přes tepelný výměník.[2, 4, 5]

2.4.2 Technologie

Základní principy a technologie byly s úspěchem vyzkoušeny v několika projektech např. HTGR, pak následovali pokročilejší koncepty jako PBMR a GT-MHR.[4] V letech 1986-1990 byl v Německu provozována elektrárna THTR-300. Tamní reaktor obsahoval 675 000 palivových koulí každá o průměru 6 cm. V každé bylo obsaženo 10 000 mikrokoulí paliva – 1g silně obohaceného uranu a 10 g thoria. Výměna palivových koulí s vyhořelým uranem za nové probíhala sypaním do reaktoru za plného provozu. Teplota chladícího hélia na výstupu se pohybovala okolo 750 °C.[11]

V současné době je ve výstavbě projekt PBMR v JAR. Technologie pro výrobu vodíků termochemickým I-S procesem je zatím vyvíjena. Pro realizaci samotného jádra reaktoru je zapotřebí vyvinout následující materiály a technologie.[2, 4]

- Odolávající teplotu přesahující 1000 °C.
- Odolávající teplotě při přechodných stavech až 1800 °C.
- Vyhnout se výkonovým špičkám a teplotním gradientům.

Dále je zapotřebí vyvinout korozivzdorných materiálů pro I-S proces. Vývoj tepelných výměníků, ventilů a potrubí nutné pro izolaci reaktoru od výrobních procesů. Pro efektivní výrobu elektrické energie je nutné se zaměřit na vývoj výkonné héliové turbíny.[4]

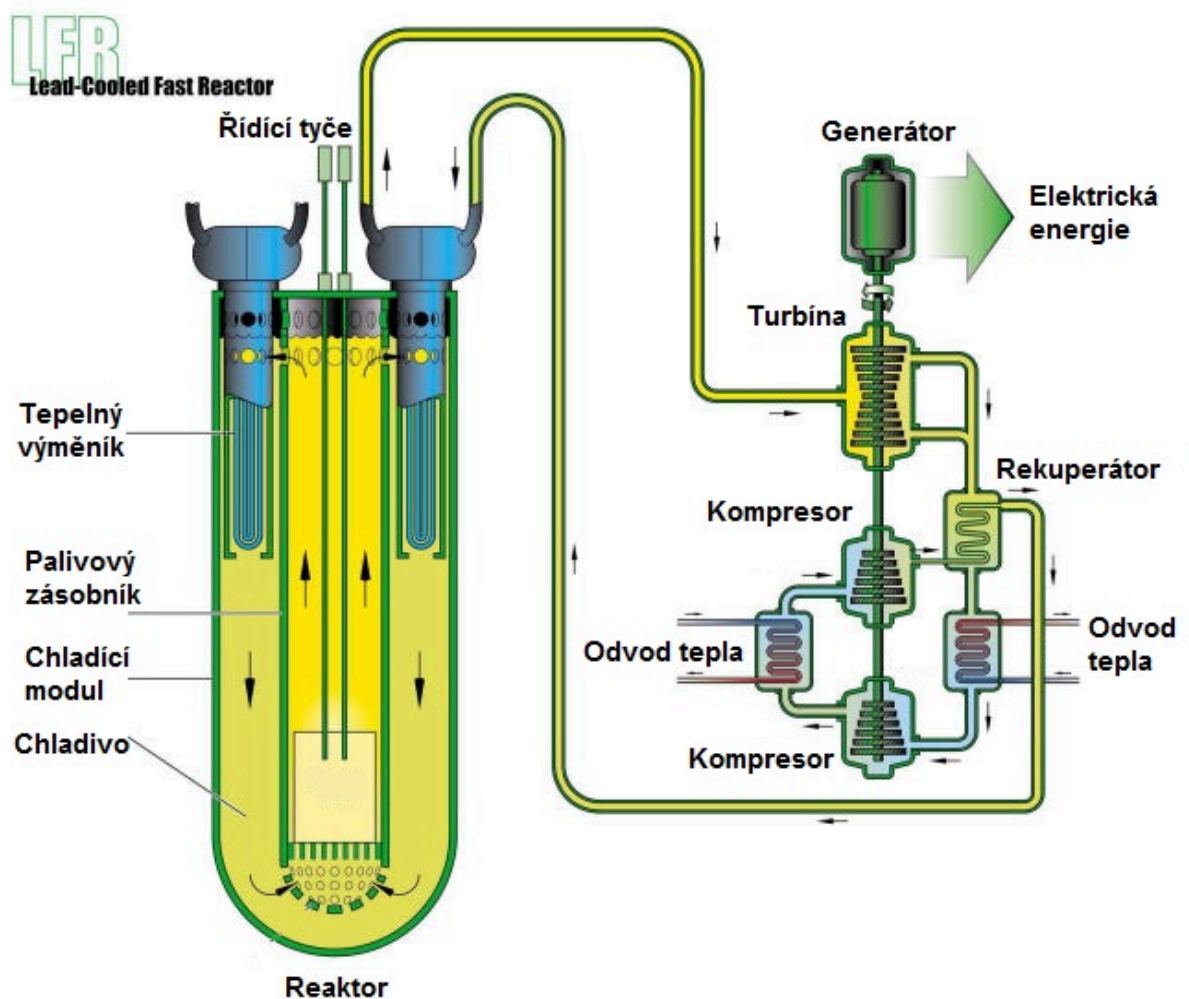
2.4.3 Zhodnocení

Díky vysoké efektivní produkce vodíku, spolehlivosti a bezpečnosti má reaktor VHTR velmi dobré hodnocení z hlediska ekonomičnosti. Z důvodu jeho otevřeného palivového cyklu je z hlediska udržitelnosti hodnocen pouze průměrně. Systém by mohl zaujmout místo v rafinériích a petrochemickém průmyslu, kde by měl sloužit především jako zdroj velkého množství procesního tepla při různých teplotách, včetně výroby vodíku. Z důvodu výstupní teploty přes 1000 °C by mohly nalézt uplatnění v metalurgii, ocelářství a při výrobě hliníku. Spuštění první elektrárny by mělo být kolem roku 2020.[4]

2.5 Olovem chlazený rychlý reaktorový systém (LFR)

2.5.1 Základní informace

Jak název napovídá, bude systém chlazený pomocí roztaveného olova nebo slitinou olovo-bismut. Štěpení bude v uzavřeném palivovém cyklu na obr. 5, kde bude zajišťováno rychlým spektrem neutronů. Systém bude možné provést ve třech variantách modulový systém o výkonu 300 – 1000 MW_e, bateriový systém o výkonu 20 – 180 MW_e a velké monolitické elektrárny s výkonem 600 – 1200 MW_e. Všechny varianty budou moci produkovat i jiné energetické produkty.



Obr. 5 Schéma LFR, zdroj [1].

Bariérový systém by měl být zejména využíván v lokálních oblastech a rozvojových oblastech. Malé rozměry a uzavřený palivový cyklus s výměnou paliva v rozmezí 15 - 20 let bude představovat značnou výhodu. Palivo bude v podobě nitridů nebo kovové slitiny.

Výroba reaktorů bude probíhat v továrně, kde se zapouzdří a transportuje na místo stavby. Chlazení reaktoru bude přirozenou konvekcí chladiva o výkonu 50 – 150 MW_e. V závislosti na vývoji materiálů bude výstupní teplota 550 – 800°C. Systém může produkovat kromě elektrické energie i vodík a pitnou vodu.[2, 4]

2.5.2 Technologie

Výzkum vychází z dnešních ruských ponorek třídy alfa, kde je využíván Pb – Bi slitina jako chlazení. Dále z programu IFR s recyklací paliva z kovových slitin. Kovové palivo a nerezové oceli vyvinuté pro sodíkem chlazený reaktor, jsou vhodné pro použití olovo – bismutem chlazený reaktor s výstupní teplotou 550 °C.[4] Dnes je vyvíjen v projektech SSTAR[13] a ELSY[5]. Přesto je zde mnoho technologií, které jsou potřeba dořešit v následujících oblastech.[2, 4]

- Systém výměny paliva.
- Ekologie s použitým olovem.
- Vývoj nitridového paliva.
- Odvod tepla z jádra.
- Technologie palivového cyklu včetně vzdálené výroby paliva i chladiva.

2.5.3 Zhodnocení

Za pomoci uzavřeného palivového cyklu je nejlépe hodnocen jeho udržitelnosti a zamezení zneužití jaderného odpadu. Kladné hodnocení má z pohledu ekonomičnosti. Systém je určen zejména pro výrobu elektrické energie a vodíku nebo pro správu aktinoidů. Výstavba reaktoru se počítá okolo roku 2025.[4]

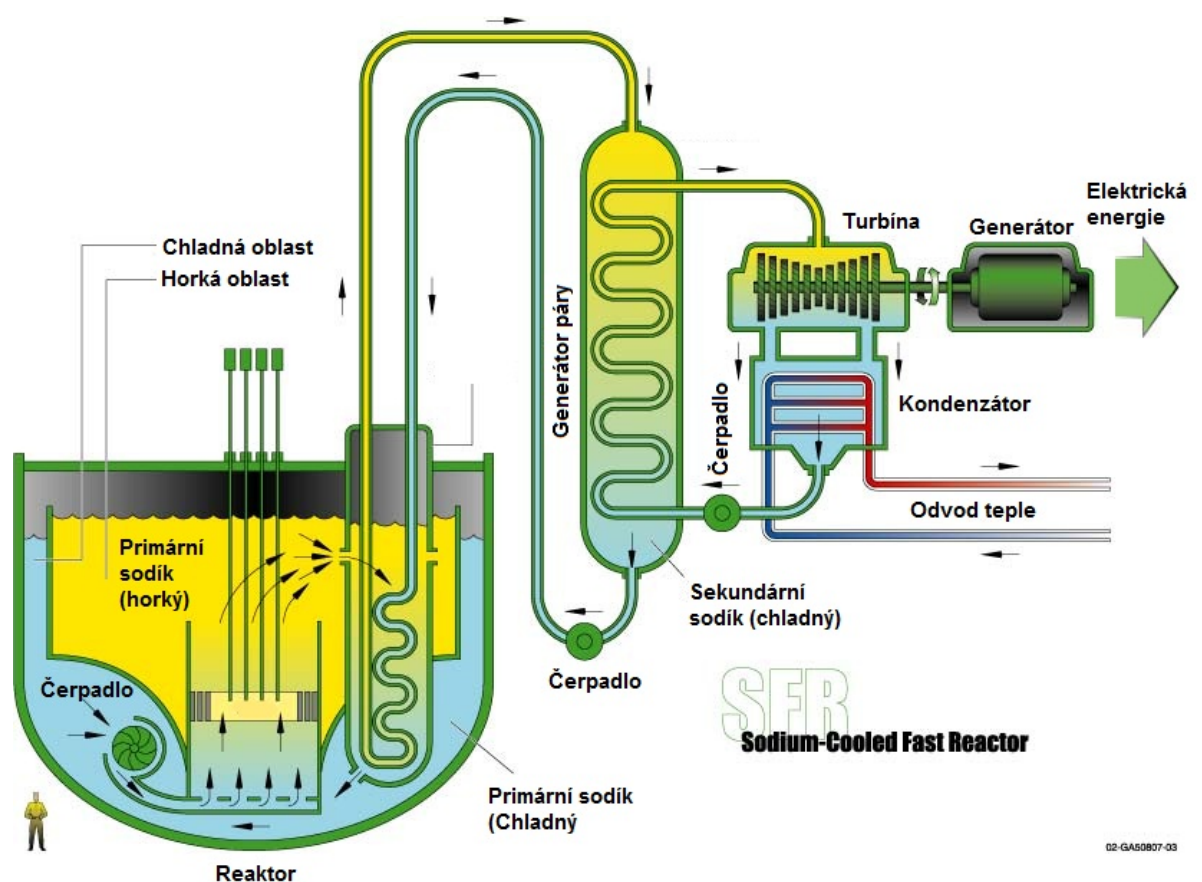
2.6 Sodíkem chlazený rychlý reaktorový systém (SFR)

2.6.1 Základní informace

Sodíkem chlazený rychlý reaktor využívá sodíku jako chladiva reaktoru. To umožňuje přenášet vysokou hustotu energie s použitím zlomku množství chladiva. Zatímco prostředí bez kyslíku zabraňuje korozi. Sodík vysoce reaguje se vzduchem a vodou, proto vyžaduje uzavřený chladicí systém na obr. 6. Uzavřený palivový cyklus umožňuje regeneraci štěpného paliva a usnadňuje správu na vysoké úrovni odpadů, zejména plutonia a aktinoidů. Výstupní

teplota v rozsahu 500 – 550 ° C umožňuje použití materiálů vyvinutých a prokázaných v předchozích programech.[4, 5]

Uvažují se tři varianty velikosti. První tzv. modulární typ o velikosti 50 – 150 MWe. Palivo bude kovová slitina uranu, plutonia, minoritních aktinoidů a zirkonu. Palivový cyklus bude konfigurován pro pyroproces. Druhý systém bazénového typu reaktoru o velikosti 300 – 1500 MWe s oxidovým nebo kovovým palivem. Třetí největší varianta smyčkového typu o velikosti 600 – 1500 MWe. Palivo zde bude směs oxidu uranu a plutonia případně aktinoidů. Palivový cyklus bude doprovázen pokročilým vodním zpracováním pro zpracování odpadu.



Obr. 6 Schéma SFR, zdroj [1].

Výše zmíněné vodní zpracování a pyroproces, které vycházejí z pyrometalurgického zpracování, mají podobné cíle: (1) zákaz separace plutonia v jakékoli fázi procesu, (2) nízký dekontaminační faktor, které činné aktinoidy radioaktivními a (3) zotavení a recyklace 99,9 % všech aktinoidů.[4, 5]

2.6.2 Technologie

Demonstrační reaktor byl spuštěn již v roce 1951 v rámci projektu EBR-I. Sodíkem chlazený reaktor o výkonu 1200 MWe byl spuštěn v roce 1985 a mnoho dalších pracujících do dnes.[12] Přestože je SFR nejvyvinutějším ze všech šesti reaktorů systému IV. generace, je zapotřebí vyřešit opravy a kontroly za provozu, zejména v tekutém sodíku. Také je třeba snížit náklady na konkurenceschopnou úroveň, ty jsou způsobeny dvojestupňovým přenosem tepla mezi aktivní zónou a turbínou. Zapotřebí jsou vyvinout následující technologické nedostatky.[2, 4]

- Rozšíření pyroprocesu pro zotavení většiny minoritních aktinoidů.
- Zajisti pasivní bezpečnostní odezvu na základní poruchy bez odstavení poruchy při krátkodobém působení.
- Redukce hlavních nákladů.
- Test reaktoru při hraničních stavech.

2.6.3 Zhodnocení

SFR reaktory jsou nákladnější kuli dvojestupňovému přenosu tepla. Problémem se stávají tekuté kovy, které jsou neprůhledné, a proto se stěží udržují jednotlivá zařízení. Díky výborné správě aktinoidů a uzavřeného cyklu je velice pozitivně hodnocen z hlediska udržitelnosti. Hůře si vede v bezpečnosti, protože reaktor vyprodukuje více plutonia, než spotřebuje. Jelikož je nejvyvinutějším systémem měl by být nasazen po roce 2015.[4]

3 Srovnání jaderných reaktorů IV. Generace

Výše jsem zmínil vlastnosti a základní princip vybraných reaktorů čtvrté generace. Tyto reaktory byly vybrány z jistých specifických vlastností, které byly podnětem pro další výzkum a vývoj. Systémy mají odlišné parametry, zejména účinnosti, použitého tepelného cyklu, zvýšené bezpečnosti, atd.[4, 5] Dále produkce vodíku je dalším důležitým požadavkem pro reaktorové systémy čtvrté generace. Nastává zde možnost produkce vodíku novými procesy, jako jsou jod-sirný proces a vápník-bromový proces.[14, 15] Přehled základních parametrů a vlastností je uveden v tabulce.[44]

Tab. 3.1 Přehled reaktorů

Reaktor	Neutronové spectrum	Chlazení	Výstupní teplota (°C)	Palivo	Palivový cyklus	Výstupní výkon (MWe)	Aplikace
GFR	rychlé	helium	850	U-238	uzavřený	1100	Elektřina, vodík
LFR	rychlé	Pb, Pb-Bi	480 - 800	U-238	uzavřený	20-180	Elektřina, vodík
						300-1000	
						600-1200	
MSR	tepelné	fluoridové soli	700 - 800	UF v soli	uzavřený	1000	Elektřina, vodík
SFR	rychlé	sodík	530 - 550	U-238, MOX	uzavřený	30-150	Elektřina
						300-1500	
						1000-2000	
SCWR	tepelné	voda	510 - 625	UO ₂ , MOX	otevřený	1700	Elektřina
	rychlé				uzavřený		
VHTR	tepelné	helium	1000	UO ₂	otevřený	250 - 300	Elektřina, vodík

3.1 Účinnosti reaktorů

Účinnost transformace energie je nejvýznamnějším technicko-ekologickým parametrem zařízení, protože udává míru využití energie a nevyužitou energii, která představuje ztráty. Vysoká účinnost přeměny tepelné energie na elektrickou je hlavní vlastností reaktorů IV. generace. Použití héliového a superkritického CO₂ Braytonového cyklu a vodního Rankine-Clausiova superkritického cyklu mají oproti dnešním Rankine-Clausiova cyklu vyšší účinnost. Vliv mají také mnohem vyšší provozní teploty, které dosahují až 1000 °C.[4]

3.1.1 Výpočet účinnosti z výkonů

Nejnámější výpočet pro účinnost je definován jako poměr výkonu a příkonu. V tomto případě bude příkon množství tepelné energie, dodané reaktorem a výkon bude elektrická energie na svorkách generátoru. Pomocí následujícího vztahu bude proveden výpočet účinnosti jednotlivých reaktorů.

$$\eta = \frac{\text{výkon}}{\text{přítko}} \cdot 100\% \quad (3.1)$$

Z výsledků vypočítaných účinností zobrazené v tabulce tab. 3.2 je vidět vysoká účinnost transformace tepelné energie na elektrickou. S porovnání s jadernými elektrárnami v současnosti používané je to poměrně veliký nárůst přeměny tepelné energie na elektrickou.

Tab. 3.2 Výsledky výpočtů účinností

Reaktor	Elektrický výkon (MW_e)	Tepelný výkon (MW_{th})	Účinnost (%)
GFR	1100	2400	45,83
LFR*	300	850	35,29
MSR	1000	2300	43,48
SFR**	880	2100	41,90
SCWR***	1220	2540	48,03
VHTR	300	600	50,00

* PEACER-300 reaktor [5].

** BN-800 reaktor [5].

*** CANDU reaktor [17].

3.1.2 Výpočet účinností z teplot

Výše jsem uvedl jednoduchý výpočet účinností reaktorových systémů, nicméně výsledná účinnost nemusí být přesná, protože parametry výkonů reaktorů jsou zatím dané teoreticky. Mnohem přesnější je výpočet pomocí teplot daného cyklu, tento vztah může být použit i braytonův cyklus, ale je pouze přibližný. Také vztah nezahrnuje proces přehřívání, proto výsledná účinnost bude nižší.[16]

$$\eta = 1 - \frac{T_1}{T_2} \cdot 100\% \quad (3.2)$$

Ve výše uvedeném vztahu je teplota T_1 na vstupu do reaktoru a teplota T_2 výstupní teplota z reaktoru. Výsledky výpočtů v tabulce tab. 3.2 ukazují, že účinnost se snížila oproti předchozímu vztahu 3.2, ale je nutno brát ohled na skutečnost, že vztah nezahrnuje proces přehřívání a použité chladicí médium.[16]

Tab. 3.3 Výsledky výpočtů účinností

Reaktor	Teplota (°C)		Účinnost (%)
	Vstup	výstup	
GFR	490	850	42,35
LFR*	300	400	25,93
MSR	565	800	29,38
SFR**	354	547	35,28
SCWR***	350	625	44,00
VHTR	640	1000	36,00

* PEACER-300 reaktor [5]

** BN-800 reaktor [5].

*** CANDU reaktor [17].

3.1.3 Výpočet teoretických účinností

Teoretická účinnost daného systému vyjadřuje maximální účinnost transformace energie (tepelnou na elektrickou), kterou může systém dosáhnout. K výpočtu je zapotřebí výše uvedený vztah 3.3, do kterého se musí doplnit minimální teplota cyklu. Ta udává, na kolik se teplota chladicího média v cyklu sníží. Upravený vztah vypadá následovně.

$$\eta_{\max} = 1 - \frac{T_1 - T_{\min}}{T_2} \cdot 100\% \quad (3.3)$$

Teplota T_1 označuje vstupní teplotu do reaktoru, teplota T_2 výstupní teplotu z reaktoru a teplota T_{\min} minimální teplotu cyklu, na kterou je možno chladicí médium ochladit. Výsledné teoretické účinnosti jsou zobrazeny v tabulce tab. 3.4. Stejně jako vztah 3.3 nepočítá s procesem přehřívání a použitého chladicího média, je tomu tak i zde, a proto jsou výsledné účinnosti nižší. S použitím přehřívání v dnešních elektrárnách se účinnost zvyšuje o 2 - 4 %.

Tab. 3.4 Výsledky výpočtů teoretických účinností

Reaktor	Teplota (°C)		Min. teplota cyklu (°C)	Teoretická účinnost (%)
	vstup	výstup		
GFR	490	850	33	46,24
LFR*	300	400	31	32,75
MSR	565	800	33	33,50
SFR**	354	547	33	41,32
SCWR***	350	650	33	51,23
VHTR	640	1000	33	39,30

* PEACER-300 reaktor [5].

** BN-800 reaktor [5].

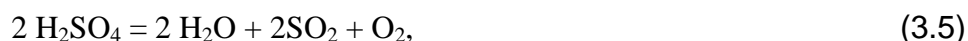
*** CANDU reaktor [17].

3.2 Produkce vodíku

Vodík je nejjednodušší a nejstarší prvek, skládá se s protonu a elektronu. Považuje se za palivo budoucnosti, jako palivo pro automobily a zdroj elektrické energie nebo její uskladnění. Pro jeho výrobu můžeme použít několik způsobů. Vodík můžeme získávat pomocí elektrolýzy, ale ta vyžaduje mnoho elektrické energie.[18] Další možností je rafinací z ropy. Díky vysokým teplotám jaderných reaktorů IV. generace se naskytují další dva způsoby produkce vodíku, jsou to jod-sirný (I-S proces) a vápník-bromový (Ca-Br proces). Tyto dva procesy jsou zatím vyvíjeni a zkoušeni v laboratorních podmínkách, vodík získávají z vody s vysokou účinností a jsou ekologické.[4]

3.2.1 Jod-sirný proces (I-S proces)

Jod-sirný proces tzv. I-S proces byl koncipován již v 80. letech. Jedná se o nejučinnější způsob produkce vodíku z vody. Tento proces umožňuje výrobu vodíku bez použití fosilních paliv. I-S proces vyžaduje pouze teplo a vodu na vstupu, který produkuje vodík a kyslík na výstupu.[19] V tomto procesu probíhají následující tři reakce:



První reakce probíhá při teplotě 20 – 120 °C, při ní vznikají dvě kyseliny HI a H₂SO₄. Další reakcí při teplotě 600 – 900 °C dochází rozkladu kyseliny sírové, ze které získáme kyslík. Třetí reakcí získáme s kyseliny jodovodíkové vodík a jod. Tato reakce probíhá při

teplotě 300 – 450 °C. Pro I-S proces je vhodný VHTR reaktor díky výstupní teplotě 1000 °C, která podmiňuje průběh reakcí. Účinnost I-S procesu je asi 56%. [4, 14]

3.2.2 Vápník-bromový proces (Ca-Br proces)

Vápník-bromový proces tzv. Ca-Br proces byl koncipován v 60. letech. Oproti I-S procesu má nižší účinnost asi 39 - 45 %. Stejně jako I-S proces vyžaduje vysokou teplotu pro vznik reakcí, která je nižší než I-S procesu. Ca-Br proces navazuje na UT-3 proces, ale pro získání vodíku používá plazma-chemický proces. Následující reakce ukazují průběh získávání vodíku z vody: [15]



První reakce probíhá při teplotě 730 °C, při které vzniknou dva produkty oxid vápenatý a kyselina bromovodíková. Druhým krokem při teplotě 550 °C získáme kyslík a vápník bromid. Třetí fázi při teplotě 100 °C a plazma-chemického procesu získáme vodík. Díky nižší teplotě potřebné pro Ca-Br proces mohou být použity reaktory typu GFR, MSR a LFR. [4]

4 Výzkum a vývoj technologií

Nedílnou součástí reaktorových systémů čtvrté generace je výzkum a vývoj nových technologií. Nejvíce je kladen důraz na vývoj palivového cyklu, který by měl zamezit zneužití paliva pro jaderné zbraně. Výzkum bezpečnostních systémů se zaměřuje především na pasivní prvky, kde může například nastat výpadek elektrické energie. Materiály použité uvnitř reaktoru budou vystaveny vysokým teplotám a agresivnímu prostředí, proto je zapotřebí vyvinout žáruvzdorné a především korozivzdorné materiály.[4, 5]

4.1 Plynem chlazený rychlý reaktorový systém (GFR)

4.1.1 Vývoj materiálu

Použitý materiál uvnitř reaktoru musí odolávat vysokým teplotám dosahující až 1600 °C a poškození rychlými neutrony. Vhodnými kandidáty, kteří odolají vysoké teplotě, jsou karbidy, nitridy a oxidy (MgO, ZrO₂). Pro reflektor rychlých neutronů je vhodná intermetalická slitina například Zr₃Si₂. [4] Vývojem materiálu vhodných do reaktoru se zabývá projekt OSIRIS.[20] Jedná se o lehkovodní reaktor bazénového typu. Hlavním účelem projektu je provádět testy ozařování palivových elementů a konstrukčních materiálů reaktoru pod vysokým tokem neutronů.[21]

4.1.2 Bezpečnost

Kvůli vysoké hustotě energie je třeba klást důraz na bezpečnost celého systému. Potřebné systémy zajišťující bezpečnost systému v kritických situacích budou testovány experimentálně například v projektu ALLEGRO, kde bude dbána pozornost na pasivní prvky a jejich vývoj.[6] Reactor BR2 se zabývá bezpečností jaderných reaktorů, hodnocení životnosti a stárnutí součástek. Dále pak bezpečností jaderných paliv a zvýšení jejich vyhoření.[22]

4.1.3 Palivový cyklus a palivo

Rozsah palivových možností potřebuje určení dopadů na systém, především na palivový cyklus. Ten je důležité dále vyvíjet nebo umožnit recyklaci aktinoidů při zachování konkurenceschopnosti. Laboratorní postupy pro zpracování paliva karbidem, nitridem a disperzí oxidů v keramických a kovových maticích jsou technicky proveditelné.[4] Vývojem

paliva se zabývá projekt GCFR. K dispozici jsou dvě možnosti geometrie tvaru paliva. První varianta tvoří palivové matice, kde jsou palivové bloky tvořeny koulemi menších než milimetr obaleny řadou keramických vrstev. Nicméně ukázalo se, že pro tuto aplikaci je nepoužitelné. Další výzkum se zaměřuje na palivové desky. Desky jsou tvořeny ze směsi UC nebo PuC a spojené karbidem křemíku.[23] Bude potřeba zvážit a otestovat vhodnou volbu recyklace paliva mokrým nebo pyrochemickým procesem.[4]

4.1.4 Héliová turbína

S ohledem na materiály použité pro vývoj zejména reaktorů, jsou zapotřebí charakterizovat tepelně odolné slitiny nebo kompozitní materiály pro turbosoustrojí (turbínový disk a lopatky). S tím zároveň související výměníky tepla a rekuperátor Braytonova cyklu.[4] Vzhledem k vlastnostem helia (tj. při nízké molekulové hmotnosti vysoké měrné teplo a vyšší adiabatický index, atd.), je zapotřebí větší počet kompresorů a turbínových stupňů pro daný poměr tlaku. Minimalizace počtu stupňů je důležité z hlediska rotoru dynamickou stabilitu na velmi dlouhou rotoru s tím spojené s tímto mezichladičem helia kompresoru axiálního typu.[24]

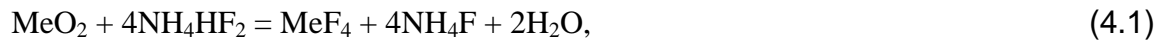
4.2 Reaktorový systém s roztavenými solemi (MSR)

4.2.1 Chemická odolnost materiálů

Chemické chování kovových materiálů velice závisí na okolním prostředí. V případě roztavených solí je zapotřebí definovat především chemické chování konstrukčních solí. Výsledky výzkumu, prováděny na Oak Ridge National Laboratory, ukázaly Ni-W-Cr slitiny, které splňují požadované vlastnosti, zejména pokud jde o komptabilitu s roztavenými solemi a mechanické vlastnosti. Nicméně je třeba slitiny podrobit testu na ozáření.[25]

4.2.2 Chemické čištění solí

Postupy pro odstraňování oxidů sloučenin fluoridových solí, jsou možné provádět za vysokých teplot se směsí plynů, které obsahují fluorovodík. Práce s plynem HF při vysokých teplotách vyžaduje speciální vybavení a monitorovací systémy, což není příliš ekonomické. Další výzkum se zaměřil na vývoj postupu bez použití HF. Místo plynu HF byl zvolen hydrogendifluorid amonný NH_4HF_2 . Ten umožňuje, konverzi oxidu uranu a thoria (UO_2 a ThO_2) na tetrafluoridy (UF_4 a ThF_4). Zahřátí směsi na 350 – 400 °C probíhá následující reakce,



kde Me je Th nebo U. Výhody NH_4HF_2 jsou jednoduchost, nízké náklady a vyšší bezpečnost oproti metodě s HF. Proces probíhá v uzavřeném prostředí a nedostávají se skleníkové plyny do ovzduší. Nevýhodou je rovnoměrný ohřev celého objemu, při lokálním přehřátí mohou nastat nežádoucí reakce.[26]

4.3 Superkritický vodou chlazený reaktorový systém (SCWR)

4.3.1 Materiály pro vnitřní opláštění reaktoru

Superkritická voda v kombinaci vysokými teplotami až 600 °C, velmi vysokého tlaku a radiace uvnitř reaktoru klade značné nároky na použité materiály.[27] Požadované parametry jsou kladeny především na mechanické chování, tepelnou roztažnost a korozivzdornost. Konstrukční slitiny s přijatelnými parametry jsou rozděleny do čtyř základních kategorií: a) feritické nebo martenzitické slitiny, b) austenitické korozivzdorné oceli, c) slitiny na bázi niklu a d) slitiny Fe <50% hmotnosti.[28] Pro správnou interpretaci oxidačních procesů v rámci superkritické vody je třeba stanovit přesněji za jakých podmínek se SCW chová jako kapalina nebo pára. Novými oxidačními experimenty předpokládaných podmínek pro SCWR je zapotřebí, aby bylo možné posoudit kritické podmínky oxidaci materiálu, stejně tak pro jejich odolnost vůči korozním trhlinám.[29]

4.3.2 Bezpečnost

Návrh bezpečnostních systému pro SCWR se nevyhne předchozích simulací a analýz. Nová úspěšně vyvinutá analýza pod jménem SCTRAN umožňuje simulovat přechodné jevy a nehody reaktorů.[30] Další analýzy LOFA a LOCA, které jsou testovány v China Guangdong Nuclear Power Company (CGNPC) SCWR, sledují a hodnotí výkon pasivních bezpečnostních systémů. Dalším krokem vývoje bude tyto výsledky aplikovat na fyzické modely, které budou dále testovány.[30, 31]

4.4 Vysokoteplotní reaktorový systém (VHTR)

4.4.1 Materiály

Chladicí médium může obsahovat nečistoty, které při vysoké teplotě reagují s kovovými materiály, především se strukturami chromu na bázi niklu. Vznikají koroze, které výrazně

ovlivňují mechanickou stabilitu a životnost materiálu. V primárním okruhu reaktoru je zapotřebí udržovat prostředí, kde vzniká chromová oxidace, protože samoregenerace působí jako bariéra proti reaktivním plynům. Nicméně tento proces probíhá při vysoké teplotě, který nevratně snižuje množství chromu. Tato reakce lze potlačit tím, že se zvyšuje parciální tlak CO.[32] Vývojem těchto materiálu se zabývají především testovací zařízení HTTR a HTR.[1]

4.4.2 Palivo

Palivo pro VHTR reaktor vycházelo z programu GT-MHR, kde bylo použito palivo TRISO (Tristructural-isotropic).[33] Palivové jádro složeného z UO_x uprostřed, potažené čtyřmi vrstvami tří izotropních materiálů. První vrstva je z uhlíku, dále pyrolytického uhlíku PyC, po kterém následují keramické vrstvy SiC, které udržují štěpné produkty při vysokých teplotách až 1600 °C.[4] Vývojem tohoto paliva se zabývá Oak Ridge National Laboratory.[34] Nicméně se ukázalo, že prizmatické palivo UO_2 dokáže odolat teplotě až 2800 °C. Navíc může být použito pro snižování obohacování uranu o 10-20 % hmotnosti. Navrhované palivo může být ve formě tyčí nebo pelet o vnějším průměru 2-4 mm. Palivo lze vyrobit již dříve používanými technikami.[33]

4.4.3 Tepelný výměník

Vhodným materiálem pro tepelný výměník se ukázala slitina 617 od společnosti INCONEL.[35] Slitina 617 je pevná, žáruvzdorná, odolná vůči oxidaci při teplotě až 980 °C a lze ji snadno svářet běžnými technikami. Navíc se tato slitina dá použít pro plynové turbíny nebo pro potrubí.[36] Samotný návrh tepelného výměníku je koncipován pro výkon VHTR 600 MW_t. Výzkum ukázal, že optimální velikost IHX má velký poměr stran s krátkou délkou průtoku. Důsledkem velkého poměru stran jsou velikosti mikrokánálu. Mikrokánály sice zvyšují plochu pro výměnu tepla, ale spotřebovávají více energie díky vyššímu tlaku. Možnosti jak problém odstranit jsou dvě. První možností je snížení průtokové plochy, ale ukázalo se, že cena vzrostla až stonásobně. Druhou možností je zvětšení průměru kanálů na 5 mm při tom se náklady zvýšily pouze čtyřnásobně a je to nákladově efektivní způsob k dosažení tepelného výměníku s přijatelnou velikostí a poměrem stran.[35]

4.5 Olovem chlazený rychlý reaktorový systém (LFR)

4.5.1 Bezpečnost

Těžké havárie systému jsou zajímavé, protože mají několik kritických bodů v zniku. Nehody mohou nastat v následujících situacích: 1) ztráta proudění chladiwa (ULOF), 2) ztráta chlazení (ULOHS), 3) nehody vnikající při přechodných stavech a 4) výpadek proudu. Při těchto nehodách vzniká problém s odvodem tepla. Pro tento případ se předpokládá, že bezpečnostní tyče budou zasunuty působením gravitace.[37]

4.5.2 Vývoj nového designu paliva

Podnět pro tento nový vývoj je možnost spolehlivě spočítat ubývání opláštění paliva na modelu pana Ning Li a jeho kolegů. Alespoň v principu, je možné vypočítat efektivní ubývající tloušťku pláště a zajištění mechanické pevnosti v závislosti na čase, vzhledem k opláštění, teplotě a podmínkám proudícího těžkého tekutého kovu v blízkosti pláště. Zbývající tloušťka pláště ztrácí pevnost v čase, především v důsledku tepelného tečení. Při špičkovém výkonu se vyhoření paliva pohybuje dovnitř směrem ke středu tak, že různé piny se dočasně stanou piny, které mají nejvyšší teploty a vyhoření. Proto je třeba vypočítat časový průběh štěpení plynu, tečení, koroze a množství palivových tyčí v různých radiálních místech v jádru, aby se zjistilo, které piny postihuje největší rozsah škod.[38]

4.5.3 Supercritický-CO₂ Brayton Cyclus

Původní koncepční návrh superkritického CO₂ Braytonova cyklu (S-CO₂) byl původně vyvinut s axiálními kompresory a axiální turbínou, založené na předchozí zkušenosti.[38] Nicméně odstředivé (radiální) kompresory vyvinuté S-CO₂ vyvíjeného Barber Nichols Incorporated mohou mít několik výhod ve srovnání s axiálními tokovými kompresory, včetně širšího provozního rozsahu a lepší manipulaci s dvoufázovým tokem, kterým se může vyvinout určitým nehodám. Odstředivé kompresory vykazují také lepší škálovatelnost než axiální kompresory, což může usnadnit smysluplné testování v menším měřítku odstředivého kompresoru pracující s CO₂ za prototypických podmínek, než je možné s axiálním kompresorem. Nevýhodou radiálního kompresoru je nižší účinnost. V S-CO₂ cyklu je práce kompresoru podstatně menší, než práce turbíny a proto účinnost cyklu je méně citlivá na účinnost kompresoru než na účinnost turbíny. Proto odstředivé kompresory efektivnosti nijak výrazně neovlivní účinnost cyklu.[39]

4.6 Sodíkem chlazený rychlý reaktorový systém (SFR)

4.6.1 Tepelný výměník

Konstrukce výměníku tepla si klade za cíl, aby splňoval termodynamický účinek s přijatelným poklesem tlaku. Nicméně množství rekuperace zapojené do koloběhu se podílí na velikosti CO₂ oběhu. Nejvhodnějšími výměníky tepla jsou Printed Circuit Heat Exchangers (PCHE), které vyrábí společnost Heatric Division of Meggitt. Předpokládá se, že budou tepelné výměníky složeny s několika jednotek PCHE. Samotná jednotka se skládá z několika stovek plátu o tloušťce několika milimetrů, ve kterých jsou s jedné strany vyleptány půlkruhové kanály 1-4 mm. Dnes jsme schopni vyrobit jednotku o rozměru 0,6 m výšky i šířky, v blízké budoucnosti se počítá s velikostí 0,9 m.[41] Počet výměníků tepla byly odvozeny od fungujícího reaktoru Monju v Japonsku.[42]

4.6.2 Opláštění paliva

Zmírňující materiály pro opláštění paliva, které zmírňují účinky sodíku, byly již zkoumány. Byly vyvinuty dva různé materiály, které jsou používány v dnešních jaderných reaktorech. Jedním je B₄C, který je používán pro odstavení a řízení tyčí. Druhý materiál UZrH je používán pro výzkumné reaktory a do nedávna byl zkoumán pro použití v LWR. Obě vrstvy silně mění neutronové spektrum v SFR. Vrstva B₄C změkčuje původní referenční spektrum neutronů a vede ke zvýšení toku neutronů v energiích mezi 100 eV až 20 keV. Na rozdíl od vrstvy UZrH, ta snižuje množství neutronů s energií mezi 5 keV a 5 MeV. Více o této problematice pojednává článek.[43]

5 Závěr

Cílem bakalářské práce bylo představit jednotlivé koncepce jaderných reaktorů IV. generace, které by měli být nasazeny po roce 2020 a vzájemně tyto koncepce porovnat. Dále pak diskutovat vývoj a výzkum nových technologií, které jsou pro výstavbu nových konceptů nezbytné. Pro tuto problematiku neexistuje prakticky žádná ucelená literatura, proto jsem použil především internetové zdroje.

První kapitola se zaměřuje na zahájení programu GIF, které vychází z dosavadních zkušeností. Díky tomu bylo vybráno šest konceptů reaktorů pro další výzkum a vývoj. Ve druhé kapitole jsem popsal základní princip a vlastnosti vybraných reaktorů. Zároveň jsem se pokusil definovat chybějící technologie. Třetí kapitolu jsem věnoval vzájemnému porovnání reaktorů IV. generace. Zaměřil jsem se na výpočet účinností, které jsou velmi vysoké s porovnáním s dnešními provozovanými reaktory. Nicméně výše uvedené vztahy, nezahrnují proces přehřívání a použité chladicí médium, proto výsledky výpočtu nemusí být přesné. Vodík jako palivo budoucnosti nejen v dopravě, byl dalším bodem práce, kde jsem se zaměřil na nové procesy (I-S a Ca-Br) pro produkci. K tomu jsou zapotřebí vysoké teploty a ty nové koncepty reaktorů splňují. V závěru práce jsem se zaměřil na postup výzkumu a vývoje některých nových technologií pro jaderné reaktory IV. generace.

Myslím si, že vývoj reaktorů IV. generace je velice nutný, protože v době jejich nasazení budou současně jaderné reaktory na konci životnosti. Navíc jaderné reaktory snižují emise skleníkových plynů CO_2 . Nové koncepty reaktorů budou mít mnohem vyšší účinnost a uzavřený palivový cyklus. Budou moci produkovat vodík s vyšší účinností pomocí nových procesů. Nicméně pro nástup reaktorů IV. generace je zapotřebí velké úsilí ve výzkumu těchto systémů.

Seznam literatury a informačních zdrojů

- [1] *Gen IV International Forum* [online]. 2010 [cit. 2013-04-07]. Dostupné z: <<http://www.gen-4.org/index.html>>.
- [2] VESECKÝ, R. *Jaderné reaktory IV. generace* [online]. Praha: 2006. [cit. 2013-04-07]. Dostupné z: <<http://vesecky.wz.cz/work/Diplomka.pdf>>.
- [3] Vodík jako alternativní ekologické palivo. *Ústav elektroenergetiky* [online]. 2010 [cit. 2013-04-07]. Dostupné z: <http://www.ueen.feec.vutbr.cz/~mastny/vyuka/mmze/prednasky/10_pr.pdf>.
- [4] U. S. DOE A GIF. *A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems* [online]. 2002 [cit. 2013-04-07]. Dostupné z: <<http://www.gen-4.org/Technology/roadmap.htm>>.
- [5] ABRAM, Tim a ION, Sue. *Generation-IV nuclear power: A review of the state of the science* [online]. 2008 [cit. 2013-05-1]. Dostupné z: <<http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0301421508004448>>.
- [6] *ALLEGRO a Gas-Cooled Fast Reactor Demonstrator: Status of the Project* [online]. [cit. 2013-04-7]. Dostupné z: <http://www.snetp.eu/www/snetp/images/4.%20r.stainsbya.horvarth%20allegro_esnii.conf.pdf>.
- [7] MONTI, Stefano. *NENP. Status of Fast Reactor Research and Technology Development* [online]. 2013 [cit. 2013-04-24]. ISBN 978-92-0-130610-4. Dostupné z: <<http://www-pub.iaea.org/books/iaeabooks/8667/Status-of-Fast-Reactor-Research-and-Technology-Development>>.
- [8] ALEXANDER, L. G. Oak Ridge National Laboratory. *Molten-salts fast reactors* [online]. [cit. 2013-04-24]. Dostupné z: <<http://moltensalt.org/references/static/downloads/pdf/ANL-6792.pdf>>.
- [9] BUONGIORNO, Jacopo a MACDONALD, Philip E. *Supercritical Water Reactor (SCWR): Progress Report for the FY-03 Generation-IV R&D Activities for the Development of the SCWR in the U. S* [online]. 2003. vyd. [cit. 2013-04-24]. Dostupné z: <http://nuclear.inl.gov/gen4/docs/scwr_annual_progress_report_gen-iv_fy-03.pdf>.
- [10] VAN HOVE, Prof. W., BEAUWENS, Prof. R a GIOT, Prof. M. Icenés. *Supercritical light water reactor (schwr) with intermediate heat exchanger (ihx)* [online]. 2005 [cit. 2013-04-24]. Dostupné z: <<https://biblio.ugent.be/input/download?func=downloadFile&recordOid=345963&fileOid=456619>>.
- [11] RÖLLIG, K. HOCHTEMPERATUR-REAKTORBAU GMBH. *The THTR-300 coolant gas activity, an indicator of fuel performance* [online]. Mannheim [cit. 2013-04-25]. Dostupné z: <<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML0215/ML021510121.pdf>>.

- [12] RAGHEB, M. *Experimental Breeder Reactor Number One* [online]. 2010 [cit. 2013-04-24]. Dostupné z: <<http://mragheb.com/NPRE%20457%20CSE%20462%20Safety%20Analysis%20of%20Nuclear%20Reactor%20Systems/Experimental%20Breeder%20Reactor%20Number%201%20%20EBRI%20Criticality%20Accident.pdf>>.
- [13] SMITH, Craig F., HALSEY, William G., BROWN, Neil W., SIENICKI, James J., MOISSEYTSSEV, Anton, WADE, David C., *SSTAR: The US lead-cooled fast reactor (LFR)* [online]. 2008 [cit. 2013-04-25]. ISSN 0022-3115. Dostupné z: <<http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0022311508000627>>.
- [14] HUANG, Dan. *Sulfur-iodine thermochemical cycle for hydrogen production* [online]. Central Ostrobothnia University of Applied Sciences, 2009 [cit. 2013-04-26]. Dostupné z: <http://publications.theseus.fi/bitstream/handle/10024/4379/dan_huang.pdf?sequence=1>.
- [15] DOCTOR, Richard D., Christopher L. MARSHALL a David C. WADE. *Hydrogen cycle employing calciumbromine and electrolysis* [online]. 2002 [cit. 2013-04-29]. Dostupné z: <http://web.anl.gov/PCS/acsfuel/preprint%20archive/Files/47_2_Boston_10-02_0263.pdf>.
- [16] Thermodynamics and Propulsion. *Brayton Cycle* [online]. [cit. 2013-05-1]. Dostupné z: <<http://web.mit.edu/16.unified/www/FALL/thermodynamics/notes/node28.html>>.
- [17] SHAN, Jianqiang, PAN, Junjie a JIANG, Yang. *Thermal consideration of CANDU-SCWR sliding pressure startup through subchannel analysis* [online]. 2010 [cit. 2013-05-2]. Dostupné z: <<http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0029549310000233>>.
- [18] Vodík – palivo budoucnosti. [online]. [cit. 2013-05-3]. Dostupné z: <www.gymun.cz/ekokonference/doc/2a.doc>.
- [19] Hydrogen Production - Sulfur-Iodine Thermochemical Process. TANTALINE. [online]. [cit. 2013-05-2]. <Dostupné z: <http://www.tantaline.com/thermochemical-h2-465.aspx>>.
- [20] NUCLEAR ENERGY AUTHORITY. *The OSIRIS reactor* [online]. [cit. 2013-05-6]. Dostupné z: <http://www.cad.cea.fr/rjh/Add-On/osiris_gb.pdf>.
- [21] BRUNEL, L., MIZUNO, T., POUCHON, M. A., a SOMERS, J.. *The generation IV project "GFR fuel and other core materials"* [online]. 2009 [cit. 2013-05-6]. Dostupné z: <<http://www.gen-4.org/GIF/About/documents/24-Session2-2-Brunel.pdf>>.

- [22] BR2 - Belgian Reactor 2. SCK CEN. *Belgian Nuclear Research Centre* [online]. 2013 [cit. 2013-05-5]. Dostupné z: <<http://www.sckcen.be/en/Our-Research/Research-facilities/BR2-Belgian-Reactor-2>>.
- [23] Gas Cooled fast Reactor. *Generation IV nuclear power systems* [online]. [cit. 2013-05-6]. Dostupné z: <http://www.iri.tudelft.nl/~rooijen/gen4_en.html>.
- [24] MCDONALD, Colin F. Applied Thermal Engineering. *Helium turbomachinery operating experience from gas turbine power plants and test facilities* [online]. 2012 [cit. 2013-05-20]. Dostupné z: <<http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S1359431112001445>>.
- [25] DELPECH, S., MERLE-LUCOTTE, E., AUGER, T., DOLIGEZ, X., HEUER, D. a PICARD, G. *MSFR: material issues and the effect of chemistry control* [online]. 2009 [cit. 2013-05-3]. Dostupné z: <<http://www.gen-4.org/GIF/About/documents/31-Session2-9-Delpech.pdf>>.
- [26] AFONICHKIN, V., BOVET, A., a SHISHKIN, V. Institute of High-Temperature Electrochemistry. *Salts purification and redox potential measurement for the molten LiF-ThF₄-UF₄ mixture* [online]. 2010 [cit. 2013-05-20]. Dostupné z: <<http://www.acsept.org/AIWOproc/AIWO1-PR41-Afonichkin.pdf>>.
- [27] KHARTABIL, H. Atomic Energy of Canada Ltd. *SCWR: OVERVIEW* [online]. 2009 [cit. 2013-05-4]. Dostupné z: <<http://www.gen-4.org/GIF/About/documents/25-Session2-3-Khartabil.pdf>>.
- [28] BAINDUR, Satyen. Ottawa Policy Research Associates. *Materials challenges for the supercritical water-cooled reactor (SCWR)* [online]. 2008 [cit. 2013-05-5]. Dostupné z: <<http://satyen.baindur.org/satyen-baindur-materials-challenges-scwr.pdf>>.
- [29] GÓMEZ-BRICEÑO, D., BLÁZQUEZ, F. a SÁEZ-MADERUELO, A. Structural material division (CIEMAT). *Oxidation of austenitic and ferritic/martensitic alloys in supercritical water* [online]. 2013 [cit. 2013-05-5]. Dostupné z: <<http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0896844613001125>>.
- [30] WU, Pan, GOU, Junli, SHAN, Jianqiang, JIANG, Yang, YANG, Jue a ZHANG, Bo. *Safety analysis code SCTRAN development for SCWR and its application to CGNPC SCWR* [online]. 2013 [cit. 2013-05-6]. Dostupné z: <<http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0306454913000455>>.
- [31] LIU, X. J., FU, S. W., XU, Z. H., YANG, Y. H., a CHENG, X. *LOCA analysis of SCWR-M with passive safety system* [online]. 2013 [cit. 2013-05-7]. Dostupné z: <<http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0029549313001490>>.

- [32] CABET, C. a ROUILLARD, F. *Corrosion of high temperature metallic materials in VHTR* [online]. 2009 [cit. 2013-05-7]. Dostupné z: <<http://www.ewp.rpi.edu/hartford/users/papers/engr/ernesto/barthc2/EP/Other/References/%5b13%5d.pdf>>.
- [33] STERBENTZ, James W. INL. *Low-Enriched Fuel Design Concept for the Prismatic Very High Temperature Reactor Core*[online]. 2007 [cit. 2013-05-20]. Dostupné z: <<http://www.inl.gov/technicalpublications/documents/3693718.pdf>>.
- [34] NAGLEY, Scott G. Oak Ridge National Laboratory. *TRISO Fuel Manufacturing* [online]. [cit. 2013-05-8]. Dostupné z: <<https://www.ornl.gov/fhr/presentations/Nagley.pdf>>.
- [35] KIM, E.S., OH, C.H. a SHERMAN, S.. *Simplified optimum sizing and cost analysis for compact heat exchanger in VHTR*[online]. 10. vyd. 2008 [cit. 2013-05-8]. <Dostupné z: <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0029549308002677>>.
- [36] SPECIALS METALS. *INCONEL® alloy 617* [online]. [cit. 2013-05-9]. Dostupné z: <<http://www.specialmetals.com/documents/Inconel%20alloy%20617.pdf>>.
- [37] TUČEK, Kamil, CARLSSON, Johan, VIDOVIĆ, Dragan a WIDER, Hartmut. *Comparative study of minor actinide transmutation in sodium and lead-cooled fast reactor cores* [online]. 2-6. [cit. 2013-05-9]. Dostupné z: <<http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0149197007001643>>.
- [38] SIENICKI, James J., MOISSEYTSEV, Anton, YANG, Won Sik, WADE, David C., NIKIFOROVA, Anna, HANANIA, Pierre, RYU, Ho Jin, KULESZA, Konrad P., KIM, Sang Ji, HALSEY, William G., SMITH, Craig F., BROWN, Neil W., GREENSPAN, Ehud, CARO, Magdalena de, LI, Ning, HOSEMANN, ZHANG, Peter Jinsuo a YU, Huidan *Status Report on the Small Secure Transportable Autonomous Reactor (SSTAR)/Lead-Cooled Fast Reactor (LFR) and Supporting Research and Development* [online]. 2006 [cit. 2013-05-20]. Dostupné z: <http://nuclear.inl.gov/deliverables/docs/09-30-06_sstar_lfr_level%20_1_rev_02-23-07.pdf>.
- [39] FULLER, Robert, PREUSS, Jason a NOALL, Jeff. *Turbomachinery for supercritical CO2 power cycles*[online]. 2012 [cit. 2013-05-10]. Dostupné z: <<http://www.barber-nichols.com/sites/default/files/wysiwyg/images/turbomachinery-for-supercritical-co2-power-cycles.pdf>>.
- [41] FLOYD, J., ALPY, N., MOISSEYTSEV, A., HAUBENSACK, D., RODRIGUEZ, G., SIENICKI, J. a AVAKIAN, G. *A numerical investigation of the sCO2 recompression cycle off-design behaviour, coupled to a sodium cooled fast reactor, for seasonal variation in the heat sink temperature* [online]. 2013 [cit. 2013-05-20]. Dostupné z: <<http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0029549313001660>>.

- [42] MOCHIZUKI, Hiroyasu a TAKANO, Masahito. *Heat transfer in heat exchangers of sodium cooled fast reactor systems* [online]. 2009 [cit. 2013-05-10]. Dostupné z: <<http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0029549308005414>>.
- [43] MERK, Bruno, FRIDMAN, Emil a WEIß, Frank-Peter. *On the use of a moderation layer to improve the safety behavior in sodium cooled fast reactors* [online]. 2011 [cit. 2013-05-11]. Dostupné z: <<http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0306454911000417>>.
- [44] *World Nuclear Association* [online]. 2013 [cit. 2013-04-07]. Dostupné z: <<http://www.world-nuclear.org/>>.