

**České vysoké učení technické v Praze, Fakulta strojní**

**Czech Technical University in Prague, Faculty of Mechanical Engineering**

Ing. Václav Dostál, Sc.D.

**Jaderné reaktory IV. generace**

**Generation IV Nuclear Reactors**

## Summary

This habilitation lecture focuses on the Generation IV nuclear reactors. Generation IV was an initiative of 10 countries in the year 2002 to select the nuclear reactors necessary to meet the future population's needs. Ultimately, six reactor systems were selected. The gas cooled fast reactor (GFR), the lead cooled fast reactor (LFR), the molten salt cooled reactor (MSR), the sodium cooled fast reactor (SFR), supercritical water cooled reactor (SWCR) and the very high temperature reactor (VHTR). Following the initiative the research programs started accordingly.

The lecture discusses the designs and envisioned missions of these reactor systems. Under the Generation IV initiative also the cross-cutting groups were formed. The most important were the Fuel cycle and Energy products group. Fuel cycle selection and R&D are the most crucial point, given that all generation IV reactors require to some extent reprocessing. The reprocessing methods are not widely used recently. The advanced aqueous process and the pyroprocess are envisioned as the primary options. The cross-cutting group on Energy products listed the possible power cycles for electricity production and the processes for hydrogen production. The development of the helium Brayton cycle and the supercritical CO<sub>2</sub> cycle was recommended as another alternative to the superheated steam cycle. For the hydrogen production the I-S process and Ca-Br process were recommended.

The original Generation IV initiative has foreseen the earliest deployment of the generation IV reactors between 2020 and 2030. As of now the most promising system is the SFR, the demonstration units are currently planned in France and Japan. Other reactors are at different stages of development, but do not seem to be deployable before 2050. Also, the necessity for their mission is questionable.

My contribution in this area lies mainly in the field of the supercritical CO<sub>2</sub>, which is attractive for the most of the generation IV. Reactors and was added to the generation IV. after my research. I have started the research of this cycle while researching another generation IV. reactor – the LFR. For LFR my research focused on the thermal hydraulics of the core and the design of the primary and secondary loop components. When the supercritical CO<sub>2</sub> cycle was found attractive I worked on its design for the fast supercritical CO<sub>2</sub> cooled reactor in the direct and indirect cycle. Recently, in the frame of the joint research with the Nuclear Research Institute in Řež I work on the design of the experimental loops for the most of the generation IV. reactors. Mainly the supercritical CO<sub>2</sub> loops are very promising, since the supercritical CO<sub>2</sub> cycle was never tested as a whole.

## Souhrn

Tématem této habilitační přednášky jsou reaktory IV. Generace, které vzešly z mezinárodní iniciativy 10 zemí v roce 2002. Cílem bylo vybrat jaderné reaktory nutné pro zajištění budoucích energetických potřeb lidstva. Celkem bylo vybráno šest reaktorových systémů. Rychlý plynem chlazený reaktor (GFR), rychlý olovem chlazený reaktor (LFR), reaktor chlazený tekutými solemi (MSR), rychlý sodíkem chlazený reaktor (SFR), reaktor chlazený nadkritickou vodou (SWCR) a reaktor s velmi vysokými teplotami (VHTR). Následně se rozběhly jednotlivé výzkumné programy.

Tato habilitační přednáška se věnuje popisu jednotlivých reaktorových systémů a jejich předpokládaných misí. V rámci iniciativy IV. generace byly zformovány též tzv. průnikové skupiny. Mezi nejdůležitější patří skupina věnující se problematice palivového cyklu a skupina věnující se energetickým produktům. Volba palivového cyklu a jeho výzkum a vývoj je klíčový vzhledem k tomu, že všechny reaktory IV. generace vyžadují v určitém rozsahu přepracování paliva, které dnes není běžně využíváno. Jako primární volba byl vybrán pokročilý vodní proces a pyroproces. Skupina na energetické produkty vybrala možné termodynamické cykly pro výrobu elektrické energie a vodíku. Kromě tradičního parního oběhu byl doporučen výzkum Braytona oběhu s heliem a tepelného oběhu s nadkritickým  $\text{CO}_2$ . Pro výrobu vodíku by 1 doporučen I-S proces nebo Ca-Br proces.

Původně bylo očekáváno nasazení těchto reaktorů již mezi lety 2020-2030. V současnosti nejspíše vyhlíží SFR, kde se plánuje výstavba demonstračních jednotek ve Francii a Japonsku. Ostatní reaktory jsou v různých stádiích vývoje, ale nevypadá to, že by byly nasazeny do roku 2050. Další otázkou zůstává, zda jsou vůbec zapotřebí.

K výzkumu v této oblasti jsem přispěl hlavně v oblasti již zmiňovaného tepelného oběhu s nadkritickým  $\text{CO}_2$ , který je atraktivní pro většinu reaktorů IV. generace a byl sem zařazen právě po mém výzkumu. Tento tepelný oběh jsem začal studovat během výzkumu jednoho z reaktorů IV. generace – reaktoru LFR, u kterého jsem zkoumal především problematiku chlazení aktivní zóny a návrh komponent primárního a sekundárního systému. Poté, co byl tepelný oběh s nadkritickým  $\text{CO}_2$  shledán jako atraktivní jsem se věnoval jeho návrhu pro rychlý plynem chlazený reaktor s přímým a nepřímým cyklem. V rámci společného výzkumu s Ústavem jaderného výzkumu v Řeži se v současnosti věnuji návrhu experimentálních smyček pro většinu reaktorů IV. generace. Hlavně smyčky s nadkritickým  $\text{CO}_2$  by mohly v budoucnosti přinést zajímavé výsledky, protože tento tepelný oběh nebyl nikdy komplexně vyzkoušen.

**Klíčová slova:** jaderná energetika, jaderné reaktory, jaderné reaktory IV. generace, plynem chlazený jaderný reaktor, jaderný reaktor chlazený tekutými kovy, jaderný reaktor chlazený tekutými solemi, jaderný reaktor chlazený nadkritickou vodou, rychlý jaderný reaktor, chlazení sodíkem, chlazení olovem, chlazení olovo-vizmut

**Keywords:** nuclear engineering, nuclear reactors, generationIV. Nuclear reactors, gas cooled nuclear reactor, liquid metal cooled nuclear reactor, molten salt cooled reactor, supercritical water cooled nuclear reactor, fast nuclear reactor, sodium coolant, lead coolant, lead-bismuth coolant

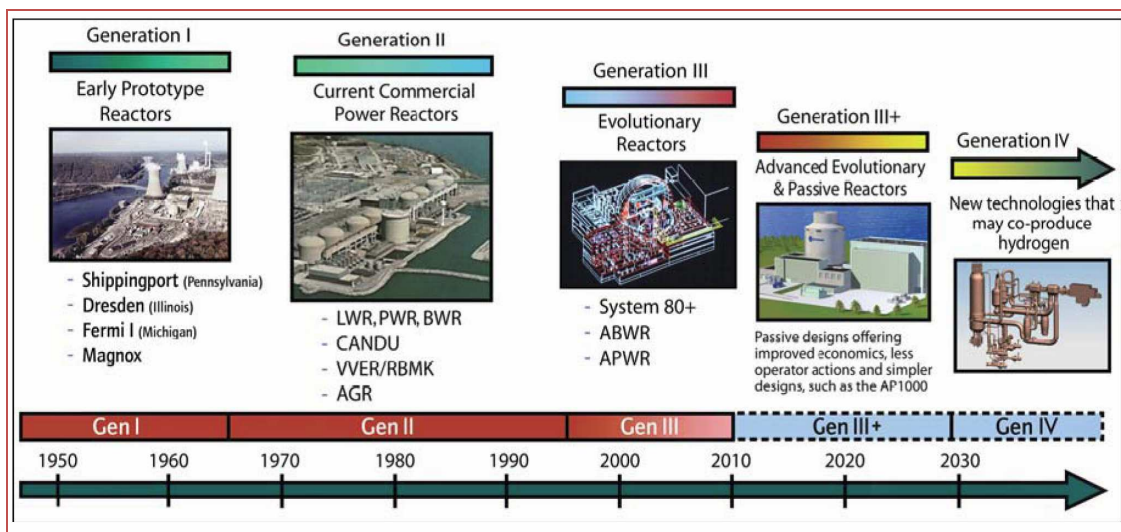
## Obsah

Summary	2
Souhrn	3
Klíčová slova	4
Keywords	4
Obsah	5
1. Role jaderné energetiky v zásobování lidstva energií	6
2. Iniciativa IV. generace	6
2.1 Průniková skupina – palivový cyklus	8
2.2 Průniková skupina – energetické produkty	10
3. GFR-Plynem chlazený rychlý reaktor	11
4. LFR-Rychlý olovem chlazený reaktor	12
5. MSR-Reaktor chlazený tekutými solemi	14
6. SFR-Rychlý sodíkem chlazený reaktor	16
7. SCWR-Reaktor chlazený nadkritickou vodou	17
8. VHTR-Reaktor s velmi vysokými teplotami	18
9. Závěr	20
Literatura	21
Odborný životopis - Ing. Václav Dostál, Sc.D.	22

## 1. Role jaderné energetiky v zásobování lidstva energií

Vzhledem k očekávanému růstu světové populace je třeba zvýšit podíl energetických zdrojů, které jsou šetrné k životnímu prostředí, jsou bezpečné a ekonomické. Mezi tyto zdroje bude zcela jistě patřit jaderná energetika. Kromě náhrady dnes provozovaných reaktorů novými a dalšího zvyšování podílu jaderné energetiky na výrobě elektrické energie bude nejspíš nutné začít využívat jadernou energetiku v jiných aplikacích, jako např. výroba vodíku, pitné vody, procesního tepla nebo centrálního zásobování teplem. K dosažení těchto cílů je zapotřebí nových jaderných energetických systémů, které jsou dnes označovány jako jaderné reaktory IV. generace.

Stávající jaderná energetika je postavena především na jaderných reaktorech lehkovodního typu. Aktuální reaktory v provozu jsou převážně považovány za druhou a třetí generaci (Obr. 1).



Obr. 1 Dělení reaktorů na jednotlivé generace

## 2. Iniciativa IV. generace [1]

Systémy IV. generace byly vybrány na základě mezinárodní iniciativy „Generation IV. International Forum“. V rámci této aktivity byly nejprve zvoleny cíle, které musí jaderné systémy IV. generace splňovat. Mezi těchto 8 cílů patří:

- Udržitelnost 1 – reaktory IV. generace nabízí udržitelné zásobování energií, které splňuje cíle ochrany ovzduší a podporuje dlouhodobou životnost systémů a efektivní využití paliv pro celosvětovou dodávku energií,
- Udržitelnost 2 – reaktory IV. generace minimalizují a cíleně nakládají se svým jaderným odpadem a snižují dlouhodobou zátěž, čímž zvyšují ochranu zdraví veřejnosti a životního prostředí,

- c) Ekonomika 1 – reaktory IV. generace mají z pohledu celého životního cyklu nižší cenu než ostatní zdroje energie,
- d) Ekonomika 2 – reaktory IV. generace mají míru finančního rizika srovnatelnou s ostatními zdroji energie,
- e) Bezpečnost a spolehlivost 1 – bezpečnost a spolehlivost reaktorů IV. generace je na špičkové úrovni,
- f) Bezpečnost a spolehlivost 2 – reaktory IV. generace budou mít velmi malou pravděpodobnost a rozsah tavení aktivní zóny,
- g) Bezpečnost a spolehlivost 3 – reaktory IV. generace nebudou potřebovat havarijní plánování,
- h) Fyzická ochrana a zabránění zneužití jaderného materiálu – reaktory IV. generace zvýší povědomí, že jsou velmi nevhodnou a poslední volbou pro zneužití nebo ukradení materiálu použitelného pro výrobu jaderné zbraně a mají lepší fyzické zabezpečení proti teroristickým útokům.

Výběr ze zhruba 100 zaslaných systémů probíhal v několika kolech. Nejprve byly systémy definovány a ohodnoceny ve 4 pracovních skupinách specialistů na jednotlivé jaderné technologie (vodou chlazené reaktory, plynem chlazené reaktory, tekutými kovy chlazené reaktory a netradiční koncepty). V druhém kole byla provedena revize hodnocení a diskuze k zamyšleným misím systému (na základě národních priorit). Poté bylo provedeno finální ohodnocení a potenciál pro splnění misí. Na závěr byly vybrány systémy IV. generace a identifikace jejich nasaditelnosti. Kromě pracovních skupin, bylo vytvořeno i šesti průnikových skupin (palivový cyklus, paliva a konstrukční materiály, rizika a bezpečnost, ekonomika, energetické produkty a zabránění zneužití jaderného materiálu a fyzická ochrana), které se zabývaly příslušnou problematikou související se všemi reaktory IV. generace. Závěry těchto průnikových skupin budou diskutovány pouze pro palivový cyklus a energetické produkty. Ostatní průnikové skupiny nepřišly se zásadními návrhy. U paliv a konstrukčních materiálů bylo konstatována nutnost výzkumu nových materiálů, hlavně vysokoteplotních a testování všech typů paliv, včetně jejich výrobních procesů. U rizika a bezpečnosti bylo konstatováno, že bude třeba přijít s novými přístupy k licencování těchto reaktorů. Ekonomická skupina připomněla nutnost vývoje lepších modelů pro predikci ceny reaktorů IV. generace. Konečně skupina pro zabránění zneužití jaderného materiálu a fyzickou ochranu definovala nutnost detailně se zabývat touto problematikou.

Mezi reaktory IV. generace bylo nakonec vybráno následujících šest reaktorů: Rychlý plynem chlazený reaktor (GFR), rychlý olovem chlazený reaktor (LFR), reaktor chlazený tekutými solemi (MSR), rychlý sodíkem chlazený reaktor (SFR), reaktor chlazený nadkritickou vodou (SCWR) a reaktor s velmi vysokými teplotami. Stručný přehled těchto reaktorů je v tabulce 1.

Tab. 1 Přehled reaktorů IV. generace

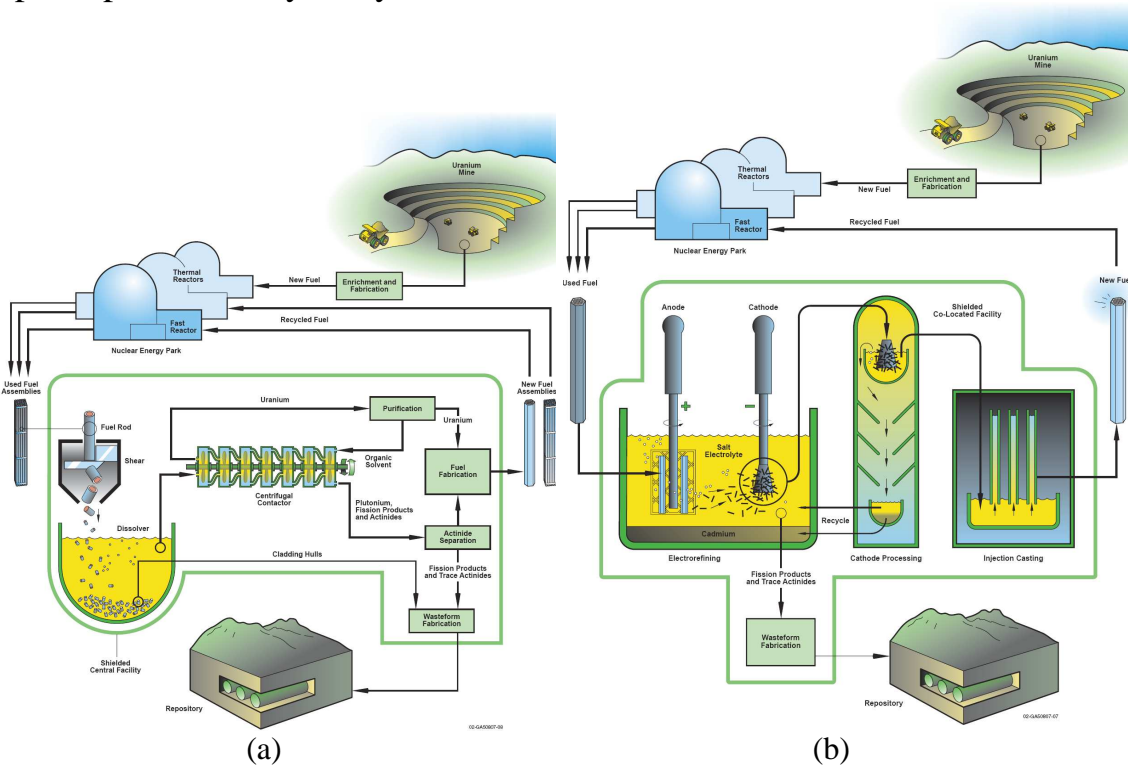
	GFR	LFR	MSR	SFR	SCWR	VHTR
Výkon	600 MWth	Baterie ~50MWe Modul. ~300MWe Monolit. ~1200MWe	1000 MWe	1000 – 5000 MWth	1700 MWe	600 MWth
Hustota výkonu (MWth/m <sup>3</sup> )	100		22	350	100	6 – 10
Spektrum	Rychlé	Rychlé	Tepelné (epitermální)	Rychlé	Tepelné (rychlé)	Tepelné
Tlak (MPa)	9	~ atm.	~ atm.	~ atm.	25	Podle procesu
Teplota výstup z AZ (°C)	850	550 (800)	700 (850)	530 – 550	510	1000
Teplota vstup do AZ (°C)	490		565		280	640
Účinnost (%)	48		44 – 50		44	> 50
Palivo	UPuC/SiC (70:30, 20% Pu)	Kovové (nntridy)	NaF-ZrF <sub>4</sub> (BeF <sub>2</sub> )	Oxidy nebo kov	UO <sub>2</sub>	ZrC povlakované částice
Povlak		Ferit. oele (keramické povlaky, slitiny refractory	---	Ferit. ocele nebo ODS	SS (aust. nebo ferit/mart.) Ni-slitiny	Bloky nebo koule
Konverzní poměr		1 – 1,02		0,5 – 1,3		
Moderátor	---	---	Grafit	---	H <sub>2</sub> O	Grafit
Vyhoření (GWD/MThm)	60 dpa, 5% FIMA	100 – 150		150 - 200	45 (10-30 dpa)	
Cirkulace	Nucená	Nucená (přirozená)	Nucená	Nucená	Nucená	Nucená
Cena (\$/kWe)					900	
rok nasazení (nejdřívejší)	2025	2025	2025	2015	2025	2020

## 2.1. Průniková skupina – palivový cyklus

Současné jaderné reaktory jsou schopny z přírodních jaderných paliv využívat jenom izotop U-235. Tohoto izotopu je v přírodním uranu pouze 0,7%. Pro využití veškerého U a případně i Th jsou zapotřebí jiné typy reaktorů. Reaktory IV generace jsou schopny tyto paliva využívat, čímž se výrazně zvyšují palivové zdroje jaderných reaktorů a tím i doba, po kterou lze jadernou energii využívat (na několik 1000 let).



Pro reaktory IV. generace se uvažují čtyři formy paliva: oxidické, kovové, nitridické a karbidické a dva přepracovací procesy: pokročilý vodní proces a pyroproces. Vzhledem k vysokým investicím do výzkumu přepracování by se měly používat společná výzkumná pracoviště. Zmíněné přepracovací procesy jsou založeny na dnes používaných technologiích pro SFR (pokročilý vodní proces pro oxidická paliva a pyroproces pro kovová paliva) a očekává se jejich adaptace pro ostatní systémy.



Obr. 2 Pal. cyklus s pokročilým vodním procesem (a) a pyroprocesem (b)

Pokročilý vodní proces se skládá ze zjednodušeného procesu PUREX s přidáním kroku s krystalizací uranu a separací minoritních aktinidů. Schéma uzavřeného palivového cyklu s pokročilým vodním procesem je znázorněno na obrázku 2a. Čistící krok U a Pu v konvenčním procesu PUREX je vynechán a U a Pu je separováno s Np. Krystalizace U odstraní většinu těžkých kovů, které pak není třeba odstraňovat později. Hlavní proces nepoužívá sole, čímž se snižuje množství nízkoaktivních odpadů. U takového procesu se očekává recyklace 99% U a transuranů. Vzhledem k tomu, že je tento proces založen z větší části na procesech používaných pro lehkovodní a rychlé reaktory lze očekávat jeho rychlý vývoj.

Pyroproces používá tekuté sole a kovy, je schopen přepracovat kovová paliva z rychlých reaktorů a přidáním kroků k redukci oxidů aktinidů na kovy může získávat z paliva současných lehkovodních reaktorů transurany pro palivo rychlých reaktorů. Schéma uzavřeného palivového cyklu s pyroprocesem je znázorněno na obrázku 2b. Pyroproces však vyžaduje rozsáhlý výzkum.

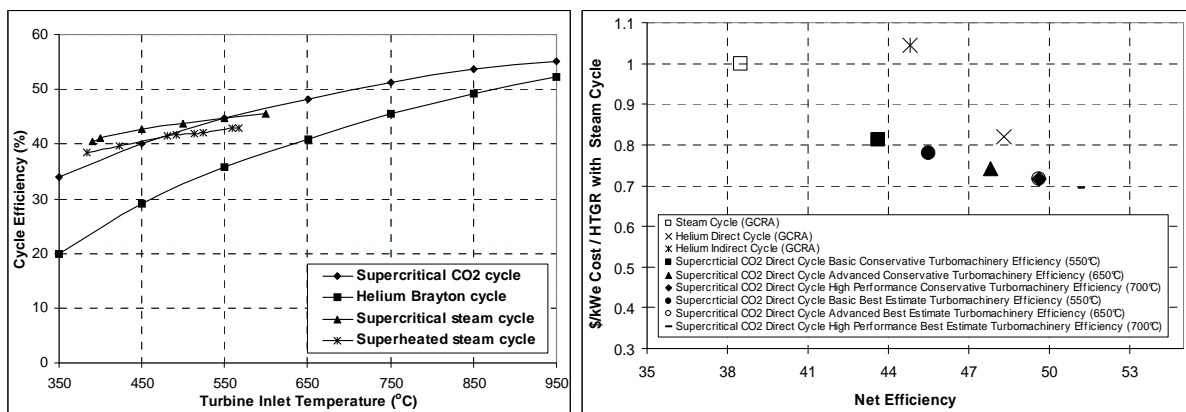
Výzkum technologií palivového cyklu je klíčový pro všechny reaktory IV. generace, neboť všechny systémy se mohou různými způsoby a s různou účinností podílet na využití množivých materiálů a na minimalizaci vysoce aktivních jaderných odpadů a v současnosti není tomuto výzkumu věnována příliš velká pozornost.

## 2.2. Průniková skupina – energetické produkty

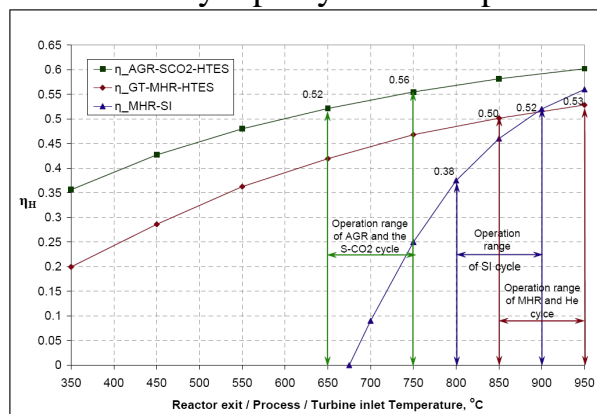
Vyšší teploty, na kterých jsou provozovány reaktory IV. generace, umožňují dodávky nových produktů, jako například vodík nebo procesní teplo. Očekávaná je též vyšší účinnost při výrobě elektrické energie. Všechny reaktory IV. generace lze použít i pro výrobu pitné vody.

Pro výrobu elektrické energie se předpokládají čtyři možnosti. Rankin-Clausiův cyklus s přehřátou parou, nadkritický Rankin-Clausiův cyklus, Braytonův oběh s heliem a tepelné oběhy s nadkritickým CO<sub>2</sub>. Porovnání potenciálu jednotlivých tepelných oběhů jsem se věnoval během svých studií na MIT. Obrázek 3, který jsme publikovali v [2], porovnává účinnosti jednotlivých tepelných oběhů a jejich ekonomický potenciál.

Pro výrobu vodíku se očekává nasazení chemických procesů (hlavně I-S proces a Ca-Br proces). Překvapivě se nepočítá s nasazením vysokoteplotní elektrolýzy, která se jeví jako nejvhodnější volba (obr. 4 [3]).



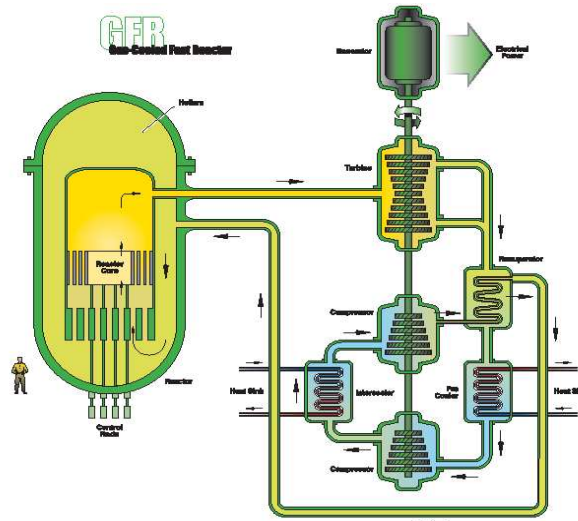
Obr. 3 Porovnání účinností a ceny tepelných oběhů pro reaktory IV. generace



Obr. 4 porovnání účinností výroby vodíku z jednotlivých možností

### 3. GFR-Plynem chlazený rychlý reaktor (Gas-Cooled Fast Reactor)

Primární koncepce GFR je reaktor s rychlým spektrem neutronů, chlazený heliem s uzavřeným palivovým cyklem s následujícími parametry: vstupní a výstupní teplota chladiva 490°C a 870°C, tlak v primárním okruhu 9 MPa, výkon 600 MW<sub>th</sub>/288 MWe, hustota výkonu 100 MW/m<sup>3</sup>, chladivo – helium, palivo - keramické mikročástice a keramické kompozity z U a Pu ve formě kuliček nebo bloků, alternativně směs karbidů a dusíkatých sloučenin aktinidů. Schéma GFR je na obr. 5.



Obr. 5 Schéma rychlého plynem chlazeného reaktoru

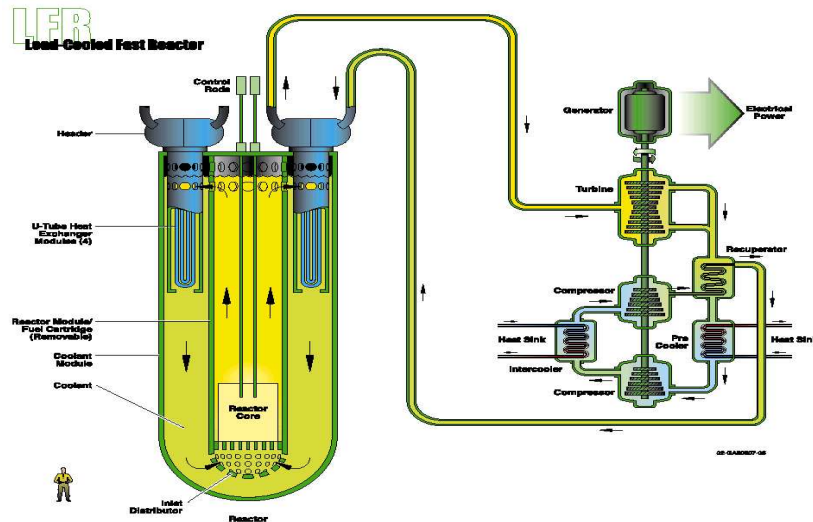
Očekávaná doba nasazení prototypu je v roce 2025. Vzhledem k předpokládané vysoké teplotě se očekává možná aplikace pro výrobu vodíku, procesního tepla nebo elektřiny s vysokou účinností. Předpokládá se použití přímého s heliovým Braytonovým oběhem. Vzhledem k tomu, že systémy IV. generace byly vybírány v roce 2002, kdy ještě běžel projekt PBMR, který očekával vývoj vysokoteplotního tepelného reaktoru s přímým heliovým Braytonovým oběhem. Bylo logické usuzovat na nasazení tohoto oběhu i pro GFR. Bohužel projekt PBMR byl neúspěšný a vývoj heliového Braytonova oběhu se nezdařil a s největší pravděpodobností nebude realizován ani samostatný vysokoteplotní reaktor. Tím GFR přišel o synergický projekt, který měl odstranit hlavní překážky jeho nasazení, tj. vysokoteplotní materiály a nevyzkoušené technologie. Vzhledem k tomu, že se tak nestalo je nasazení GFR v původním časovém horizontu nemožné. V současnosti o vývoj tohoto reaktoru usiluje konzorcium výzkumných ústavů z ČR, SR a Maďarska. Vzhledem k neúspěchu PBMR je otázkou, zda nebude celý systém GFR přehodnocen. Alternativou by byl například přímý cyklus s nadkritickým CO<sub>2</sub>. V tomto případě by celý systém mohl být provozován na podstatně nižších teplotách, což by výrazně zkrátilo dobu pro jeho komerční nasazení. Této variantě v nepřímém cyklu jsem se s kolegy věnoval v [4]. Aplikace s vodíkem by stále byla možná, jak bylo

ukázáno v [3], kde bylo diskutováno zapojení vysokoteplotní elektrolýzy právě s reaktorem s tepelným oběhem s nadkritickým CO<sub>2</sub>.

Technologie GFR vychází z předchozích pilotních a demonstračních projektů (Dragon Project, AVR, THTR, Peach Bottom, Fort St. Vrain) a v současnosti běžících projektů HTTR a HTR-10. Hlavními neznámými jsou: formy paliva, návrh aktivní zóny pro množení bez množivého blanketu, bezpečnostní systémy (hlavně odvod zbytkového tepla a snížení tepelné setrvačnosti vzhledem k absenci grafitu) a technologie přepracování paliva. Nutný je vývoj vysokoteplotních materiálů odolávajících fluenci rychlých neutronů, vývoj vysoce účinné heliové turbíny a vývoj připojení technologií pro odběr vysokopotenciálního procesního tepla. Pro materiály aktivní zóny se počítá s vývojem keramickým materiálů (jako druhá volba jsou cermetové kompozity nebo intermetalické sloučeniny) hlavně karbidy (SiC, ZrC, TiC, NbC), nitridy (ZrN, TiN) a oxidy (MgO, Zr(Y)O<sub>2</sub>). Intermetalické sloučeniny jako Zr<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> mají potenciál pro použití v reflektoru. Pro ostatní části aktivní zóny se uvažují povlakované nebo nepovlakované feriticko-martensitické ocele, slitiny Fe-Ni-Cr (Inco 800) a slitiny Ni. Je nutné ověřit výrobní postupy, svařitelnost, mechanické vlastnosti, stabilitu fází při ozařování, napuchání a kompatibilitu s He a jeho příměsemi. Pro celý systém je třeba vyvinout systém čištění, doplňování a metody provozních měření (hlavně interakcí chladiva a materiálů). Nutný je též výzkum proudění a přestupu tepla v aktivní zóně a dynamika celého systému. Vzhledem k vysoké hustotě výkonu je z hlediska bezpečnosti nutné spoléhat na vhodné vlastnosti aktivní zóny doplněné podle potřeby dalšími bezpečnostními systémy při minimalizaci potřeby aktivních systémů. Očekává se bezpečnostní test na zařízení kolem 20MWth,

#### **4. LFR-Rychlý olovem chlazený reaktor (Lead-Cooled Fast Reactor)**

Systémy LFR jsou založeny na reaktorech používaných v ruských jaderných ponorkách typu alfa, jsou chlazeny roztaveným olovem nebo roztavenou eutektickou slitinou olovo-vismut. Mají rychlé štěpné spektrum a uzavřený palivový cyklus. Je navrhováno několik systémů: jaderná baterie (50 – 150 MWe) [5, 6, 7], modulární systém (300 – 400 MWe) [8, 9] a monolitický systém (1 200 MWe) [10]. Systém jaderné baterie je zamýšlen pro rozvojové země nebo země, které nemají centralizovanou síť nebo obecně pro odlehlé lokality. Plánuje se buď varianta s kazetovou aktivní zónou nebo s výměnným reaktorovým modulem. Ze všech systémů LFR systém baterie nejlépe vyhovuje cílům reaktorů IV. generace, vyžaduje však největší výzkum a vývoj. Práci na tomto typu reaktoru jsem se okrajově věnoval na Tokyo Institute of Technology, kde jsme vytvořili koncepční návrh tohoto reaktoru transportovatelného po železnici [7]. Jinak se většina mé práce na LFR zaměřovala na modulární systém [9].



Obr. 6 Schéma rychlého olovem chlazeného reaktoru

Systémy LFR jsou plánovány s výstupní teplotou z reaktoru  $550^{\circ}\text{C}$  pro výrobu elektrické energie (a případně vodík vysokoteplotní elektrolýzou). Do budoucna se očekává její posun až na teploty kolem  $800^{\circ}\text{C}$  což umožní výrobu vodíku chemickými procesy a dodávky vysokopotenciálního procesního tepla. Hlavní výhodou tohoto systému je, že olovo ani olovo-vizmut nereagují bouřlivě s vodou, což je hlavním rizikem sodíkem chlazených systémů. Pro cirkulaci primárního média se plánuje využívat jak přirozenou cirkulaci (u systému baterie), tak nucenou cirkulaci (u ostatních) a to buď klasickým čerpadlem, nebo pomocí vztlaku vyvozeného přidáváním jiného média. Nejčastěji se počítá s vodou a její párou, protože kompresní práce nekondenzujících plynů je příliš velká. Hlavním důvodem k těmto netradičním způsobům je koroze a eroze cirkulačního čerpadla a nevhodnost olova a olovo-vizmutu pro použití v elektromagnetických čerpadlech. Nucenou a přirozenou konvekcí jsem se zabýval na Massachusetts Institute of Technology [11] a aplikací pomocí vztlaku jiného média a použití elektromagnetických čerpadel na Tokyo Institute of Technology [12, 7].

Pro systémy LFR se počítá s pokročilými tepelnými oběhy. První alternativou je samozřejmě klasický Rankin-Claussiův oběh s přehřátou párou. Logickým dalším krokem je Rankin-Claussiův oběh s nadkritickou párou. Mnohem inovativnější pak je Braytonův oběh s nadkritickým  $\text{CO}_2$ . Jistou specialitou je rozšíření nucené cirkulace pomocí nástřiku vody a varu v přímém kontaktu na úroveň, kdy veškerá pára pro turbínu se vyrábí touto cestou. Jedná se pak o klasický parní oběh jaderné elektrárny s přímým cyklem. Hlavním problémem v tomto případě je únos kapek olova do turbíny. Během svého výzkumu jsem poukázal na nutnost použití elektrostatického odlučovače a demonstroval jeho použitelnost [13]. I přesto zůstává tento problém nedořešen. Je nutný výzkum křehnutí materiálu za přítomnosti tekutých kovů (liquid metal embrittlement).

Z hlediska neutroniky má olovo a olovo-vizmut vynikající vlastnosti. Vzhledem k velké atomové hmotnosti je olovo vynikajícím reflektorem, to přispívá k vysokému využití neutronů a minimalizuje jejich únik z aktivní zóny. Výsledkem je vysoký konverzní faktor a velký potenciál pro množení nebo transmutování.

Užití metalických paliv U/TRU/Zr se předpokládá pouze pro počáteční nasazení. Pro vysokoteplotní aplikace je nutné nitridické palivo. U toho je třeba obohacovat izotop N-15, což je ekonomicky velice náročné. Pro vyšší teploty jsou rovněž nutné nové materiály. Již pro teploty 550°C je problematický materiál povlaků palivových proutků a pro vyšší teploty i ostatní materiály aktivní zóny. Bude nutné používat SiC nebo ZrN kompozity nebo povlaky. Pro monitorování a řízení koroze a aktivaci chladiva je nutné věnovat vyvinout nové měřicí metody. Hlavně se jedná o měření koncentrace kyslíku. Je nutné též vyvinout systém pro odstraňování Po-210 vzniklého aktivací chladiva. Pro termohydraulické modelování jsou třeba detailnější korelace pro přestup tepla, tlakové ztráty, dělení proudů apod. Nová data mikroskopických účinných průřezů jsou též nutností. Určitým specifickým tohoto reaktoru je, že olovo a olovo-vizmut má větší hustotu než konstrukční ocele, které budou v chladivu plavat. Samozřejmě je též nutné zkoumat nové metody přepracování.

## 5. MSR-Reaktor chlazený tekutými solemi (Molten Salt Reactor)

MSR je jediným systémem IV. generace, který používá palivo v roztavené formě. Palivem a zároveň chladivem je roztavená sůl, ve které jsou rozpuštěny štěpné, plodící nebo transmutované materiály. Přednostní volbou je sůl NaF-ZrF<sub>4</sub> (teplota tavení zhruba 450°C). Pro vysoký konverzní poměr je možné použít sole FLiBe. Podle typu palivového cyklu může MSR existovat ve 4 variantách:

- a) maximální konverzní poměr (až 1,07) při Th - <sup>233</sup>U palivovém cyklu,
- b) denaturovaný konvertor Th - <sup>233</sup>U s minimálním obsahem materiálů zneužitelných pro výrobu jaderné zbraně,
- c) denaturovaný otevřený palivový cyklus pro likvidaci aktinidů
- d) likvidace aktinidů s kontinuálním doplňováním paliva.

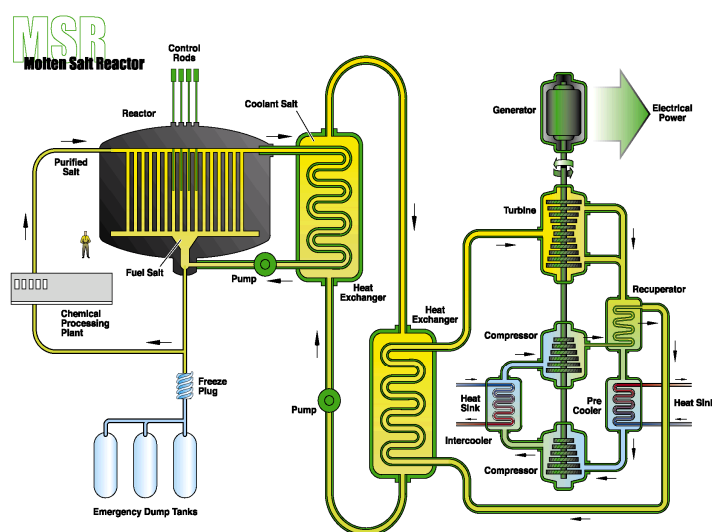
Varianta d spolu s výrobou elektrické energie je preferována. Systém MSR bude provozován mezi 565°C a 700°C (850°C pro výrobu vodíku), na atmosférickém tlaku, výkon jednotky 1000 MWe a jako moderátor bude použit grafit.

Jednou z hlavních výhod tohoto systému je inherentní bezpečnost díky možnosti vypustit ze systému palivo. Mezi další výhody se řadí možnost provádět výměnu paliva, přepracování a odstraňování štěpných trosk on-line, což může zvýšit součinitel využití. V porovnání s jinými typy reaktorů je i jednodušší příprava paliva, která umožňuje použití různých kompozicí aktinidů do homogenního roztoku solí bez nutnosti je míchat a vyrábět. Jako plodící materiál lze použít jak <sup>232</sup>Th tak <sup>238</sup>Pu rozpuštěné ve fluoridové soli. Hlavní



funkcí grafitu je moderovat neutrony. Radiační poškození vyžaduje výměnu grafitu každých 4 – 10 let.

MSR navazuje na předchozí reaktory vyvinuté pro pohon bombardérů v rámci projektu Molten Salt Reactor Experiment. Tyto programy demonstrovaly použitelnost této technologie. Další výzkum a vývoj se bude zaměřovat rozpustnost minoritních aktinidů a lanthanoidů ve fluoridových solích, aspekty související s chemií palivových solí a metod výroby paliva, komptabilita materiálů pro vyšší teploty a depozice vzácných kovů (metal clustering). V případě ztráty odvodu tepla by tepelný výkon zářením přenášený přes depozity vzácných kovů, mohl způsobit vážné poškození mezivýměníku tepla. Je tedy nutno použít pračky vizmutu, filtry a dávkování aditiv do palivové sole, aby se zbránilo tvorbě těchto depozitů.



Obr. 7 Schéma reaktoru chlazenými tekutými solemi

K tomu je zapotřebí vývoj paliva a nová data mikroskopických účinných průřezů, korozní a zkoušky a zkoušky křehnutí, vývoj systému pro kontrolu tritia, kontrola chemie palivových solí, vývoj grafitu a detailní návrh celého systému. Hlavním cílem palivového výzkumu je navrhnout jednoduchý a spolehlivý chemický proces. Nová data mikroskopických účinných průřezů jsou nutná pro ověření teplotních koeficientů reaktivity. Je též třeba ověřit možné reakce štěpných trosk s konstrukčními materiály. Testované materiály by měly být niklové slitiny, které byly používány v MSR programu v letech 1950-1960, tj: INOR-8, Hastelloy B a N a Inconel, jakož i další slibné materiály např: slitiny Nb-Ti. INOR 8 je pevný, stabilní, odolný korozi, s dobrou svařitelností a tvařitelností. Je plně kompatibilní s grafitem (do 815°C v nesodíkových solích a do 700°C v sodíkových solích). Modifikovaný Hastelloy N vyvinutý pro použití se sodíkovými solemi za vysokých teplot (do 800°C) je sice odolný korozi, ale vyžaduje dlouhodobější testování. Niklové slitiny jsou při ozařování citlivé k He křehnutí.

Pro sekundární okruh jsou vhodné buď NaF nebo NaBF<sub>4</sub>. Pro výrobu elektrické energie se předpokládalo se použití parního cyklu. V současnosti je preferován Braytonův oběh s heliem. Tím by se zvýšila účinnost, snížila cena, zabránilo se nežádoucím reakcím mezi sekundárním a terciárním médiem a vznikl by účinný mechanismus pro zachycení tritia. Vývoj heliového Braytonova oběhu však ještě nebyl ukončen. Jako alternativu jsem zkoumal i použití tepelného oběhu s nadkritickým CO<sub>2</sub> [14].

Na výzkumu pro reaktor MSR se podílíme spoluprací s Ústavem jaderného výzkumu Řež pomocí doktorských a diplomových prací, například [15].

## **6. SFR-Rychlý sodíkem chlazený reaktor (Sodium-Cooled Fast Reactor)**

Rychlý sodíkem chlazený reaktor má rychlé spektrum a uzavřený palivový cyklus. Hlavní misí tohoto reaktoru je likvidace vysoce radioaktivních odpadů, hlavně Pu a dalších aktinidů současně s výrobou elektrické energie. Existují návrhy několika výkonových hladin od modulárního systému s několika sty MWe až po velký monolitický systém s výkonem 1500 – 1700 MWe. Výstupní teploty sodíku jsou typicky 530 – 550 °C. Uspořádání je buď bazénové, nebo kompaktní smyčkové. Primární okruh je na atmosférickém tlaku. Sodík reaguje se vzduchem i s vodou a proto musí konstrukce omezovat potenciál pro tyto reakce a jejich následky. Jedním z opatření je vložený sodíkový okruh, který zabraňuje styku mezi radioaktivním sodíkem a vodou. SFR je zapojen ke konvenčnímu Rankin- Clausiovu cyklu. Palivem bude buď MOX nebo U – Pu – Zr kovová slitina.

Reaktory SFR jsou nejvíce vyvinutými reaktory mezi reaktory IV. generace. Byly postaveny a provozovány ve Francii, Japonsku, Německu, Velké Británii, Rusku a Spojených Státech Amerických. Demonstrační jednotky měly výkon od 1.1 MWth (EBR-1 v roce 1951) po 1200 MWe (SuperPhenix v roce 1985). I přesto je zapotřebí další výzkum. Je třeba zajistit pasivní odezvu na všechny projektové iniciátory, včetně očekávaného přechodového stavu bez havarijního odstavení reaktoru. Pro úspěšné nasazování těchto reaktorů je zapotřebí snížit jejich cenu, protože žádný z postavených SFR nebyl ekonomický. Pro úspěšnou recyklaci paliva je třeba zvýšit výkon pyroprocesu s demonstrací vysoké účinnosti separace minoritních aktinidů. V neposlední řadě je třeba vyvinout technologii pro výrobu oxidického paliva s dálkovým ovládním a údržbou. V současnosti jsou minimální zkušenosti s výrobou (s dálkovým ovládním a údržbou)keramických pelet, které obsahují minoritní aktinidy a stopová množství štěpných produktů. Velkým problémem je též inspekce a oprava komponent v sodíku.

Vývoj a výběr konstrukčních materiálů pro komponenty a potrubí je důležitý pro vývoj ekonomického systému. Feritické oceli s 12% obsahem Cr namísto austenitických ocelí se jeví z tohoto hlediska velmi slibně, vzhledem k jejich



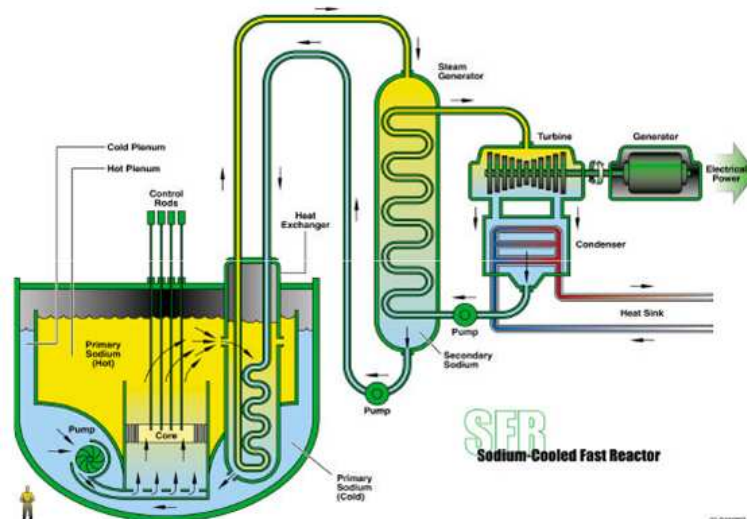
lepší pevnosti za vysokých teplot a tepelným vlastnostem jako například vysoké tepelné vodivosti a nízkému součiniteli roztažnosti.

Aby se zabránilo šíření trhlin trubek a zajistil se rychlý návrat do provozního stavu, je třeba vyvinout nové detekční systémy, zvláště ty, které detekují malé úniky. Zároveň je třeba zvýšit spolehlivost ostatních včasných detekčních systému vodních vniků.

Vzhledem k teplotě, na které bude SFR provozován, bude je zájem i o výzkum tepelného oběhu s nadkritickým oxidem uhličitým.

Z hlediska bezpečnosti se jako největší problém jeví prokázat, že zbytky z případného roztaveného paliva budou vždy bezpečně uchlazeny v reaktorové nádobě a zároveň prokázat existenci pasivních systému, které zabrání případné reaktivitě poškozeného reaktoru.

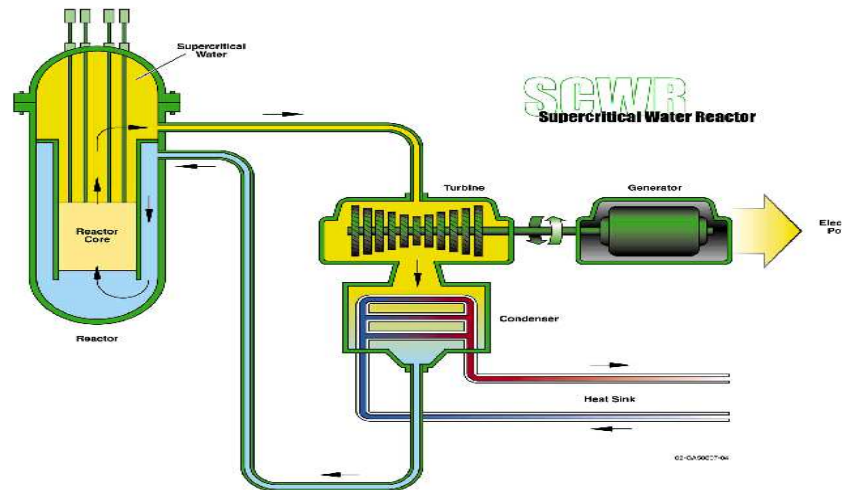
Ve výzkumu SFR jsme zapojeni do výzkumu v Evropské unii. S doktorskými studenty se podílím na návrhu experimentální sodíkové smyčky v Ústavu jaderného výzkumu v Řeži. Původně byla plánována v Plzni [16].



Obr. 8 Rychlý sodíkem chlazený reaktor

## 7. SCWR-Reaktor chlazený nadkritickou vodou (Supercritical-Water-Cooled Reactor)

Systémy SCWR jsou vysokoteplotní, vysokotlaké vodou chlazené reaktory, které jsou provozovány nad kritickým bodem vody ( $374^{\circ}\text{C}$  a  $22,1\text{ MPa}$ ). Tyto systémy mohou mít jak tepelné tak rychlé spektrum podle návrhu aktivní zóny. Účinnost SCWR může dosahovat až 44% v porovnání s 33 – 35% u LWR. Vyšší tepelný obsah chladiva umožňuje zmenšit hlavní cirkulační čerpadla, potrubí a sním spojená zařízení a snížení práce čerpadla. To též umožňuje menší kontejnment. Vzhledem k nadkritickému stavu vody zde nedochází ke krizi varu a navíc lze vynechat některé komponenty jako separátory páry, vysoušeče páry, parní generátory a recirkulační čerpadla.



Obr. 9 Schéma reaktoru chlazeného nadkritickou vodou

Vysokotlaké chladivo (25 MPa) vstupuje do reaktorové nádoby na teplotě 280°C a dělí se částečně do sestupné šachty a částečně do horní směšovací komory odkud proudí dolů speciálními vodními kanály (tyčemi). Tyto vodní tyče zajišťují moderaci neutronů v aktivní zóně. Chladivo se v aktivní zóně ohřeje na 510°C. Takto vyrobená pára vstupuje do dvakrát přehřívajícího parního cyklu. SCWR může být též navržen pro rychlé spektrum.

Je navrženo několik konceptů a to jak s tlakovou nádobou, tak s tlakovými kanály. U nadkritické vody je zapotřebí snížit nepřesnosti transportních vlastností, více vyvinout korelace pro přestup tepla z povlaku paliva do chladiva v geometriích aktivní zóny. U LOCA havárie je nutné provést integrální test a validovat výpočetní programy.

Mnoho technologií pro SCWR lze najít v současných lehkovodních reaktorech a v komerčních nadkritických fosilních blocích. Nicméně je nutný výzkum materiálů hlavně v oblasti koroze a koroze pod napětím, radiolýzy a vodní chemie, dále bezpečnost SCWR, a obecně návrh celého systému. Jednou z největších nevyřešených otázek systému SCWR jsou nestability výkonu a proudění. Pro výzkum tohoto problému byl v rámci mnou vedené diplomové navržen aktivní kanál pro experimentální aktivní stend s nadkritickou vodou pro Ústav jaderného výzkumu v Řeži [17].

Velkou neznámou je chování konstrukčních materiálů při ozařování v nadkritické vodě při provozních teplotách a tlacích. U varianty s rychlým spektrem budou dávky na povlak paliva a konstrukční materiály zhruba 5x větší než u varianty s tepelným spektrem.

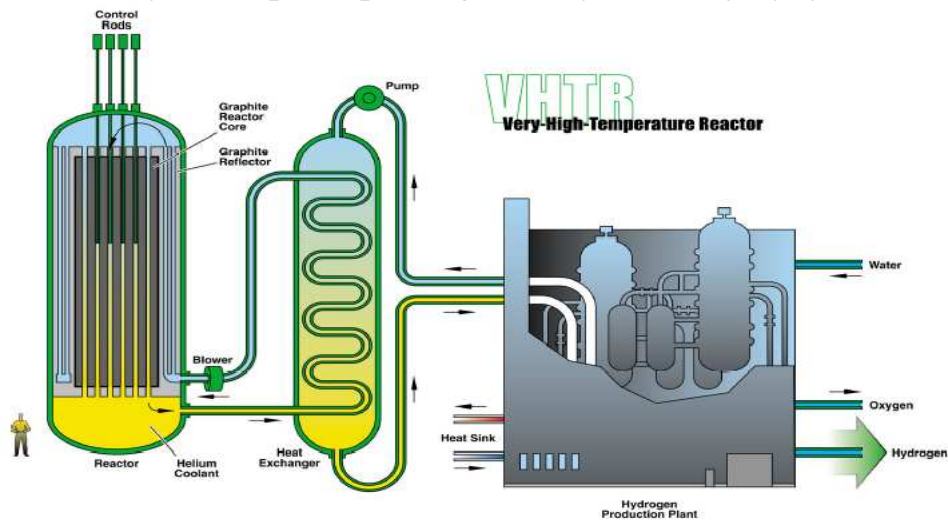
## 8. VHTR-Reaktor s velmi vysokými teplotami (Very-High-Temperature Reactor)

VHTR je dalším evolučním krokem vysokoteplotního plynem chlazeného reaktoru. V systému s VHTR lze vyrábět vodík pouze z tepla a vody, pomocí

terochemického jodo-sírového procesu (I-S) nebo z tepla, vody a zemního plynu pomocí parní reformace metanu. Teplota na výstupu z reaktoru bude větší než 1000°C. Výroba elektrické energie by tak bude možná s účinnostmi nad 50%. Kogenerace elektrické energie a tepla dělá ze systému VHTR atraktivní tepelný zdroj pro velké průmyslové komplexy. VHTR staví na zkušenostech s HTGR jako například projekt Dragon, Peach Bottom, AVR, THTR a Fort St. Vrain a pokračuje v HTTR a HTR-10. Probíhající 30 MWth Japonský projekt HTTR má demonstrovat schopnost provozu při teplotách 950°C

VHTR je moderován grafitem, má tepelné spektrum a je chlazen héliem. Aktivní zóna může být buď z prismatických bloků nebo z palivových koulí. Heliový Braytonův oběh může být připojen jako přímý cyklus a tepelné procesy jsou obvykle připojovány přes mezivýměník v cyklu nepřímém.

Je zapotřebí vyvinout nová paliva a materiály pro teploty 1000°C i vyšší. Paliva navíc musí v havarijních stavech snést teplotu do 1800°C. Vyhoření těchto paliv by mělo dosáhnout 150 – 200 GWd/MThm. Je třeba minimalizovat nerovnoměrnost vývinu tepla, teplotní gradienty a horké jazyky v chladivu.



Obr. 10 Reaktor s velmi vysokými teplotami

Samozřejmostí je výzkum vysokoteplotních slitin a povlaků odolných proti korozivním plynům jako např. vodík, oxid uhličitý a metan. Výroba vodíku pomocí I-S procesu vyžaduje ověření v poloprovozu a běžném provozu. Pro tuto aplikaci je třeba vyvinout hlavně výměníky, potrubí a armatury pro oddělení jaderného ostrova od procesních zařízení.

Při teplotách paliva nad 1200°C jsou zapotřebí nové povlakové materiály, jako například karbid zirkonia a je třeba též zlepšit povlakové technologie. Použití karbidu zirkonia umožňuje též zvýšit výkonovou hustotu. Výroba paliva povlakovaného karbidem zirkonia byla zatím demonstrována pouze laboratorně.

Pro zvýšení vyhoření je třeba vyvinout nové vyhořívající absorbátory, které by umožnily kompenzovat přebytečnou reaktivitu.

Pro dosažení teplot z aktivní zóny více než 1000°C je nutné vyvinout nové slitiny. Pro tyto teploty přesáhne teplota tlakové nádoby 450°C, tlakové nádoby

lehkovodních reaktorů byly vyvinuty pro 300°C a tlaková nádoba pro HTTR pro 400°C. Hasteloy-XR je používána pro mezivýměníky a spojovací potrubí u HTTR s teplotami 950°C. Pro VHTR bude ale zapotřebí zkoumat super slitiny Ni-CR-W a další slibné slitiny kovů. Vestavby reaktoru a chladicí systém mohou používat současné kovové materiály, pro teploty nad 1000°C budou muset být vyvinuty keramické materiály.

Pro provoz VHTR musí být vyvinut systém pasivního odvodu tepla. Bezpečný systém pro izolování reaktoru při poruchách v systému zásobování teplem je klíčovým problémem v demonstraci mezivýměníku a těsnosti vysokoteplotních ventilů po odtakování sekundárního okruhu. Projektové havárie musí zahrnovat chemické reakce grafitu a materiálů aktivní zóny při vniknutí vzduchu nebo vody do primárního systému. Tomuto problému je věnována doktorská práce pro kterou jsem školitelem specialistou [18].

Je třeba definovat optimální formu použitého paliva u VHTR pro dlouhodobé skladování. Radiační poškození bude vyžadovat výměnu grafitu každých 4 – 10 let. Optimální přístup jak nakládat s grafitem (jeho recyklace, nízkoaktivní odpad nebo integrální s vyhořelým palivem) musí být též určen.

Schopnost VHTR využívat různé typy směsí štěpného a plodícího materiálu, která byla demonstrována v experimentálním reaktoru AVR v Německu, umožňuje oddělit optimalizaci geometrie aktivní zóny od neutroniky.

## 9. Závěr

Výzkum pro reaktory IV. generace se musí zaměřit na výzkum konstrukčních materiálů, paliv a technologií přepracování. V oblasti technologických celků pak na pokročilé tepelné oběhy pro výrobu elektrické energie a výrobu vodíku. Samotný termín reaktory IV. generace je poněkud vágní, neboť obsahuje reaktory, které ještě nebyly nasazeny a jejichž nasazení se u většiny zatím ani neplánuje. Skutečné reaktory IV. generace se tak budou muset teprve etablovat podle potřeb zásobování energiemi. Iniciativa IV. generace tak přinesla hlavně zformulování výzkumných potřeb pro další rozvoj jaderné energetiky.

Výzkum v oblasti jaderné energetiky se dnes zaměřuje hlavně na výzkum pro reaktory IV. generace. V této oblasti jsem se věnoval a věnuji většině reaktorů IV. generace a do této práce zapojuji studenty (bakalářské, magisterské i doktorské). Největší přínos mého výzkumu je v oblasti tepelného oběhu s nadkritickým CO<sub>2</sub>, který by mohl nahradit parní oběh u většiny reaktorů IV. generace a je velmi atraktivní mají-li reaktory IV. generace ekonomicky vyrábět elektrickou energii. Může být ale použit i při výrobě vodíku vysokoteplotní elektrolýzou. U reaktoru LFR jsem se věnoval koncepčnímu návrhu technologických systémů. Pro reaktory GFR, VHTR, SFR a SCWR se podílím na přípravě experimentálních smyček v rámci velkého projektu Udržitelná energetika.

## Literatura

- [1] U.S. DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV Int. Forum “A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems”, 2002.
- [2] Dostal V, Hejzlar P, Driscoll MJ., „The supercritical carbon dioxide power cycle: Comparison to other advanced power cycles, Nuclear Technology, vol. 154, no. 3, s. 283-301. ISSN 0029-5450, 2006.
- [3] Bilge Yildiz and Mujid S. Kazimi “Nuclear Energy Options for Hydrogen and Hydrogen-Based Liquid Fuels Production”, MIT-NES-TR-001, 2003
- [4] Hejzlar P., Dostal V., Driscoll M.J., Dumaz P., Poullennec G., Alpy N., „Assessment of Gas Cooled Fast Reactor with Indirect Supercritical CO<sub>2</sub> Cycle“, Nuclear Engineering and Technology, vol. 38, no. 2, s. 109-118. ISSN 1738-5733, 2006.
- [5] Greenspan, E., “ENHS general information, technical features, and operating characteristics”, The IAEA Status Report on Innovative Small and Medium-Sized Reactors (SMRs), 2006.
- [6] Craig F. Smith, William G. Halsey, Neil W. Brown, James J. Sienicki, Anton Moisseytsev, David C. Wade, “SSTAR: The US lead-cooled fast reactor (LFR)” Journal of Nuclear Materials, Volume 376, Issue 3, Pages 255-259, 2008.
- [7] Dostal V, Rival A. K., Takahashi M., „A rail transportable lead-bismuth cooled reactor“ Progress in Nuclear Energy, vol. 50, no. 2-6. 192-196. ISSN 0149-1970, 2008.
- [8] Todreas NE, MacDonald PE, Hejzlar P, et al., “Medium-power lead-alloy reactors: Missions for this reactor technology “, Nuclear Technology, Volume: 147 Issue: 3 Pages: 305-320, 2004.
- [9] Dostal V, Hejzlar P, Todreas NE., „Medium-power lead-alloy fast reactor balance-of-plant options“, Nuclear Technology, vol. 147 no. 3 s 388-405, ISSN: 0029-5450, 2004.
- [10] ELSY WorkProgram, EuropeanLead-CooledSystem(ELSY)Project.Technical Report, EURATOM,ManagementofRadioactiveWaste.ELSYWorkProgram, 2006.
- [11] Dostal V., Todreas N. E., Hejzlar P., Kazimi M. S., “Plant Design and Cost Assessment of a Forced Circulation Lead-Bismuth Cooled Reactor with Conventional Power Conversion Cycles”, MIT-ANP-TR-082, August, 2001
- [12] Novitrian, Dostal V, Takahashi M., „Boiling heat transfer behavior of lead-bismuth-steam-water direct contact two-phase flow“, Progress in Nuclear Energy, vol. 50, no. 2-6. 625-630. ISSN 0149-1970, 2008.
- [13] Dostal V., Takahashi M., “Study on lead-bismuth droplets' generation and their removal by an electrostatic precipitator” Progress in Nuclear Energy, Vol. 50, Issue: 2-6, pp 582-586, 2008.
- [14] Pospíšil V., Dostál V., „Teplototechnický výpočet reaktorové smyčky pro tekuté sole“, Jaderná energetika v pracích mladé generace, 9. Mikulášské setkání Mladé generace České nukleární společnosti, ISBN 978-80-02-02209-1, 2009.
- [15] Hart R. S., Dostal V., „A Way Forward, The Supercritical CO<sub>2</sub> – Molten Salt Reactor Power Plant, Part 2: The Supercritical CO<sub>2</sub> Cycle”, Proceedings of the Canadian Nuclear Society Meeting, June, 2003.
- [16] Dostál V, Zácha P, Prah J, Gregor K, Železný V., „Zabezpečení sodíkové smyčky na Borských polích v projektovém záměru udržitelná energetika“, Power System Engineering, Thermodynamics&Fluid Flow, ISBN 978-80-7043-804-6, 2009.
- [17] Vojáček A., Dostál V., „Návrh experimentálního palivového kanálu reaktoru chlazeného nadkritickou vodou“, Jaderná energetika v pracích mladé generace, 9. Mikulášské setkání Mladé generace České nukleární společnosti, ISBN 978-80-02-02209-1, 2009.
- [18] Karel Gregor, Václav Dostál, „Separate Effects Simulations in an HTGR Lower Plenum under Air Ingress Condition, 5th International Conference on High Temperature Reactor Technology, 2010.

## **Ing. Václav Dostál, Sc.D.**

Václav Dostál (\*1976 v Praze) po ukončení studia na gymnasiu Na Vítězné pláni v Praze 4 absolvoval Fakultu strojní ČVUT v Praze v oboru tepelná energetická zařízení v roce 2000 obhajobou diplomové práce na téma „Návrh tlakového fluidního zplyňovacího generátoru pro zplyňování hnědého sokolovského uhlí k paroplynové elektrárně 300 MW<sub>el</sub>“.

Po té nastoupil jako doktorský student na katedru tepelných a jaderných energetických zařízení Fakulty strojní ČVUT v Praze. Po půl roce přestoupil k doktorskému studiu na katedru jaderné energetiky Massachusetts Institute of Technology v Cambridge, Massachusetts, U.S.A. Zde se věnoval hlavně návrhu reaktorů chlazených olovem a olovo-vizmutem a rychlému reaktoru chlazenému nadkritickým oxidem uhličitým. Disertační práci na téma „Tepelný oběh s nadkritickým oxidem uhličitým pro jaderné reaktory příští generace“ obhájil v roce 2004. Práce položila základy pro prudký rozvoj výzkumu tepelného oběhu s nadkritickým oxidem uhličitým ve světě.

Po návratu do České Republiky se na odboru tepelných a jaderných energetických zařízení ústavu mechaniky tekutin a energetiky Fakulty strojní ČVUT v Praze zapojil do práce na projektu „Nový jaderný zdroj pro Českou Republiku“. V roce 2005 získal dvouleté stipendium od Japan Society for the Promotioin of Science pro výzkum v Research Laboratory for Nuclear Reactors na Tokyo Institute of Technology v Tokiu v Japonsku. Zde pokračoval ve výzkumu jaderných reaktorů chlazených směsí olovo-vizmut. Po skončení stipendia mu bylo nabídnuto místo pracovníka výzkumu na tomtéž pracovišti. Po půl roce, v srpnu 2007, se vrátil do České Republiky a nastoupil jako odborný asistent na odbor tepelných a jaderných energetických zařízení. Připravil k akreditaci nový studijní program Fakulty strojní ČVUT v Praze – „Jaderná energetická zařízení“, který byl poprvé otevřen ve školním roce 2010/2011. Ing. Václav Dostál, Sc.D. je zároveň zaměstnán v Ústavu jaderného výzkumu v Řeži a přispívá k úzké spolupráci s tímto výzkumným ústavem, který se podílí i na výuce již zmíněného studijního programu. Dále je místopředsdou sdružení CENEN (Czech Nuclear Education Network).

Ing. Václav Dostál Sc.D. se významně podílí na řešení vědeckovýzkumných a vzdělávacích projektů. Například výzkumný záměr „Bezpečnost jaderných energetických zařízení“ nebo projekt inovací studijních plánů na Fakultě strojní ČVUT v Praze v oblasti energetiky (projekt ENARETE) a projekt pro prohlubování spolupráce pražských VŠ v oblasti jaderné energetiky (FERMI-2010).