



# VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ

BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY

## FAKULTA STROJNÍHO INŽENÝRSTVÍ

FACULTY OF MECHANICAL ENGINEERING

## ENERGETICKÝ ÚSTAV

ENERGY INSTITUTE

# SOUČASNÝ STAV VÝSTAVBY REAKTORŮ VYUŽÍVAJÍCÍ ROZTAVENÝCH SOLÍ (MSR)

CURRENT STATE OF THE CONSTRUCTION OF MSR REACTORS

## BAKALÁŘSKÁ PRÁCE

BACHELOR'S THESIS

## AUTOR PRÁCE

AUTHOR

Daniela Kotrnetzová

## VEDOUCÍ PRÁCE

SUPERVISOR

Ing. Ladislav Šnajdárek

BRNO 2016



# Zadání bakalářské práce

Ústav: Energetický ústav  
Studentka: **Daniela Kotrnetzová**  
Studijní program: Strojírenství  
Studijní obor: Energetika, procesy a životní prostředí  
Vedoucí práce: **Ing. Ladislav Šnajdárek**  
Akademický rok: 2015/16

Ředitel ústavu Vám v souladu se zákonem č.111/1998 o vysokých školách a se Studijním a zkušebním řádem VUT v Brně určuje následující téma bakalářské práce:

## **Současný stav výstavby reaktorů využívající roztavených solí (MSR)**

### **Stručná charakteristika problematiky úkolu:**

Student provede rešerši současného stavu výstavby reaktorů IV. generace se zaměřením na typ MSR (Molten Salt Reactor). Z dostupných literárních pramenů a vědeckých publikací provede výtah termofyzikální vlastnosti základních chladiv a vybraných konstrukčních materiálů. Provede základní tepelný výpočet vybrané komponenty.

### **Cíle bakalářské práce:**

Popis současného stavu výstavby reaktorů IV generace se zaměřením na typ MSR.

Stručný popis reaktoru MSR.

Popis základních termofyzikálních vlastností vybraných konstrukčních materiálů a chladiva.

Základní výpočet prostupu tepla vybrané komponenty.

### **Seznam literatury:**

Challenges related to the use of liquid metal and molten salt coolants in advanced reactors : report of the collaborative project COOL of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO). – Vienna : International Atomic Energy Agency, 2013. p.; ISBN 978-92-0-139910-6

The molten salt reactor (MSR) in generation IV: Overview and perspectives, Jérôme Serp, Michel Allibert, Ondřej Beneš, 2014, DOI: 10.1016/j.pnucene.2014.02.014

Fluid Fuel Reactors, James A Lane, 979 p., Addison-Wesley, 1958

Termín odevzdání bakalářské práce je stanoven časovým plánem akademického roku 2015/16

V Brně, dne

L. S.

---

doc. Ing. Jiří Pospíšil, Ph.D.  
ředitel ústavu

doc. Ing. Jaroslav Katolický, Ph.D.  
děkan fakulty

## **Abstrakt**

Práce se zabývá popisem reaktorů IV. Generace s podrobným zaměřením na reaktor využívající rozpuštěných solí. Jednotlivě je popsána celá šestice těchto reaktorů i jejich současný výzkum. Je rozebrán AHTR reaktor a jeho možné konfigurace zapojení. Na závěr této bakalářské práce je zpracován výpočet prostupu tepla stěnou potrubí.

## **Abstract**

This thesis describes Generation IV reactors with a detailed view on the molten salt reactors. There are described all types of these reactors individually and their current research. There is analyse of AHTR reactor and his possible configuration. At the end of this bachelor thesis is a processing of a heat loss from a pipe.

## **Klíčová slova**

MSR, GIF, jaderná energie, roztavené soli, niklové slitiny, výměník

## **Key words:**

MSR, GIF, nuclear energy, molten salts, nickel alloys, exchanger



## Bibliografická citace

KOTRNETZOVÁ, D. *Současný stav výstavby reaktorů využívající roztavených solí (MSR)*. Brno: Vysoké učení technické v Brně, Fakulta strojního inženýrství, 2016. 61 s. Vedoucí bakalářské práce Ing. Ladislav Šnajdárek.





## Čestné prohlášení

Prohlašuji, že jsem bakalářskou práci vypracovala samostatně s použitím uvedených zdrojů. Dále prohlašuji, že citace použitých pramenů je úplná, a že nedošlo k porušení autorských práv (ve smyslu zákona č. 121/2000 Sb. O právu autorském a o právech souvisejících s právem autorským).

V Brně dne 27. 5. 2016

.....  
Podpis



---

## Obsah

Úvod .....	11
1. Palivový cyklus .....	12
1.1. Otevřený palivový cyklus .....	12
1.2. Uzavřený palivový cyklus.....	12
1.2.1. Vodná metoda - PUREX ( Plutonium Uranium Recovery Extraction) .....	13
1.2.2. MOX (Mixed Oxide).....	13
1.2.3. Bezvodé metody.....	13
1.3. Shrnutí – palivový cyklus.....	13
2. Plynem chlazené rychlé reaktory (GFR – Gas - Cooled Fast Reactor).....	14
3. Rychlé reaktory chlazené tekutým olovem (LFR – Lead – Cooled Fast Reactor).....	16
4. Sodíkem chlazené reaktory (SFR - Sodium - Cooled Fast Reactor).....	18
4.1. Spojené státy americké.....	19
4.2. Francie.....	19
4.3. Japonsko.....	20
4.4. Rusko.....	20
4.5. Čína .....	20
5. Reaktory chlazené vodou se superkritickými parametry (Supercritical Water Cooled Reactors – SCWR) .....	21
5.1. Superkritické kapaliny – voda.....	21
5.2. Výzkum.....	22
6. Reaktory chlazené vysokoteplotním plynem (Very High Temperature Reactors – VHTR).....	23
7. Reaktory chlazené rozpuštěnými solemi (MSR – Molten Salt Reactors).....	24
7.1. USA.....	25
7.2. Francie.....	27
7.3. Japonsko.....	28
7.4. Rusko.....	29
7.5. Čína .....	31
7.6. Indie.....	32
7.7. Kanada.....	33
7.8. Evropa .....	33
7.8.1. ČR .....	34
7.9. Dánsko.....	34
7.10. Spojené Království .....	34
8. Systémy využívající roztavené soli .....	35

---

---

8.1.	Koncepce reaktoru AHTR .....	37
9.	Termofyzikální vlastnosti solí .....	41
9.1.	Toxicita a hořlavost – Flibe .....	41
9.2.	Hustota .....	42
9.3.	Tepelná kapacita .....	42
9.4.	Viskozita .....	42
9.5.	Tepelná vodivost .....	42
10.	Termofyzikální vlastnosti konstrukčních materiálů .....	45
10.1.	HASTELLOY N .....	45
10.2.	MoNiCr .....	46
10.3.	INCOLOY 800H .....	46
10.4.	TZM .....	46
10.5.	SiC .....	47
10.6.	Koroze slitin v roztavených solích .....	47
11.	Výpočet prostupu tepla vybrané komponenty .....	49
	Závěr .....	52
	Seznam použitých zdrojů .....	53
	Seznam použitých zkratk a symbolů .....	60

## Úvod

Reaktory IV. generace jsou založeny na chlazení pomocí jiných látek než vody, což by umožňovalo provoz při vyšších teplotách a zároveň také větší účinnost. V roce 2001 vzniklo mezinárodní fórum pro reaktory IV. generace (Generation IV Nuclear Reactors – GIF), které je zastoupeno vládami 13-ti zemí, ve kterých je nyní jaderná energetika jedním z primárních zdrojů energie nebo také velmi podstatným zdrojem do budoucna. Toto mezinárodní fórum je vedené Spojenými státy americkými, následovanými hlavně Čínou, dále pak Japonskem, Francií, Kanadou, Argentinou, Brazílií, Ruskem, Jižní Koreou, Jižní Afrikou, Švýcarskem, Spojeným královstvím a jako kolektivní člen vystupuje také Evropská Unie pod názvem Euratom. Právě toto společenství v roce 2002 předvedlo šestici perspektivních návrhů (z celkových cca sta návrhů) v otázce rozvoje jaderné energetiky, kdy se vybíralo převážně na základě bezpečnosti, čistoty a finanční nenáročnosti projektů. Přehled nejvýznamnějších koncepcí je uveden v Tab. 1 níže.

Jednotlivé typy reaktorů IV. generace:

- Plynem chlazené rychlé reaktory (GFR)
- Rychlé reaktory chlazené tekutým olovem (LFR)
- Rychlé reaktory chlazené tekutým sodíkem (SFR)
- Reaktory chlazené vodou se superkritickými parametry (SCWR)
- Reaktory chlazené vysokoteplotním plynem (VHTR)
- Reaktory chlazené rozpuštěnými solemi (MSR) (AHTR)

Tab. 1 přehled nejvýznamnějších koncepcí reaktorů IV. Generace

Typ reaktoru	Pracovní spektrum	Moderátor	Chladicí medium	Výstupní teplota [°C]	Předpokládaný tepelný výkon [MWt]	Předpokládaná účinnost [%]
GFR	rychlé	-	hélium	850	600	48
LFR	rychlé	-	olovo - bismut	540	2800	43
SFR	rychlé	-	sodík	883	1000-5000	40-42
SCWR	tepelné	těžká voda	voda	500	1600	45
VHTR	tepelné	grafit	hélium	1000	600	>50
MSR	rychlé	-	fluoridové nebo chloridové soli	700	2400	44-50
MSR - AHTR	tepelné	grafit	fluoridové nebo chloridové soli	700-1000	2400	44-50

## 1. Palivový cyklus

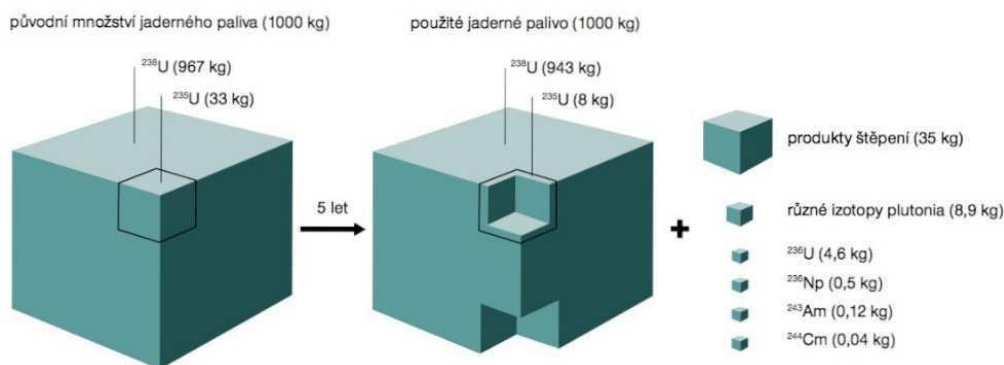
Recyklace, nebo uložení? Tato otázka trápí všechny země podílející se na provozu jaderných elektráren. Část reaktorů 4. generace by mohla usnadnit, popř. úplně vyřešit tento problém, jelikož jsou schopné využít přepracované vyhořelé jaderné palivo. I když metoda otevřeného palivového cyklu je používána již dlouhá desetiletí, stále více přibývají další přepracovatelské závody. Místo uložení do hlubinných úložišť, se kterým jsou také v České republice dlouholeté spory, by se využilo použité palivo pro další výrobu jaderné energie.

### 1.1. Otevřený palivový cyklus

Na otevřeném palivovém cyklu funguje převážně většina jaderných elektráren světa. Celý proces začíná těžbou uranové rudy, která obsahuje 0,5 až 4% uranu. Také v České republice – jako v jediném státě střední Evropy – se těží uranová ruda, a to poblíž obcí Rožná a Dolní Rožínka. Důl Rožná je momentálně jediný funkční uranový důl v ČR. Přírodní uran je směsí izotopů uranu 235 a uranu 238, obsahující 71 %hm. uranu 235. Po vytěžení dohází k mechanickým úpravám rozmělnění a roztřídění. Výsledkem je pak tzv. žlutý koláč – žlutý prášek oxidu uranu  $U_3O_8$ . Pro zvýšení koncentrace U-235 musí být uran obohacený. Vzhledem k tomu, že obohacení se děje v plynné formě, se žlutý koláč převede na hexafluorid uranu  $UF_6$ . Používají se čtyři metody obohacení uranu: difúze, odstředivá metoda, elektromagnetická separace a laserové obohacení. Obohacený uran nelze použít v reaktorech, jelikož nevydrží vysoké hodnoty teploty a tlaku. Proto se převede na  $UO_2$ , ze kterého jsou následně spékáním tvarovány tablety cca o průměru 1 cm a délce 1,5 cm. Tablety jsou vkládány do palivových tyčí, tyče seskupeny a svařovány v palivových článcích a hotové články jsou montovány do palivových souborů. Tím je dokončen proces výroby paliva pro jaderné reaktory. Obvyklá pracovní doba paliva je 3-6 let s postupnou výměnou vyhořelého paliva za čerstvé. Po vyjmutí z reaktoru má vyhořelé palivo velmi vysokou teplotu a je vysoce radioaktivní. Palivo putuje do bazénu vyhořelého paliva, který je naplněn dostatečným množstvím vody, dokud se nesníží teplota a radioaktivita paliva (obvykle 5-10 let). Po uplynutí této doby je palivo převezeno do meziskladu vyhořelého paliva, kde přetrvá další 40-60 let. Zde je palivo uloženo do kontejnerů, které jsou naplněny vodou, vakuově vysušeny a vyplněny inertním plynem. Jednou z možností dlouhodobého uskladnění je hlubinné úložiště, a to ve stabilních skalních útvech, jako je žula. Nikde ovšem prozatím není fungující hlubinné úložiště, ovšem v některých zemích (Švédsko, Finsko) jsou již lokality pro výstavbu hlubinného úložiště vybrány. Otázkou hlubinného úložiště v ČR se zabývá SÚRAO – Správa úložišť radioaktivních odpadů. [1-4][8]

### 1.2. Uzavřený palivový cyklus

Uzavřený palivový cyklus začíná stejně jako otevřený. Vytěžená uranová ruda pokračuje skrz mechanické úpravy, přes obohacení a následného zpracování do výsledných palivových souborů, až k ukončení pracovní doby paliva. Vyhořelé palivo obsahuje asi 96% uranu a 1% plutonia. Zbylé 3% jsou odpadní produkty. [3]



Obr. 1 Palivo před a po vyhoření [81]

### 1.2.1. Vodná metoda - PUREX (Plutonium Uranium Recovery Extraction)

Hlavním účelem této metody bylo z vyhořelého paliva získat plutonium. Začíná až po vychlazení palivových článků, ke kterému dochází při mokré (bazén vyhořelého paliva) nebo suché (kontejnery) metodě. Po této době je použité palivo rozřezáno a ponořeno do roztoku kyseliny dusičné, namíchané s  $\text{HNO}_3$ , kde probíhá oxidické rozpouštění paliva. Konečným výsledkem je separace uranu a plutonia od dalších štěpných produktů, použitím tributylfosfátu. Metoda PUREX je nejpoužívanější metodou přepracování vyhořelého paliva. Přepracovatelské závody jsou např. ve Francii, USA, Velké Británii, Japonsku nebo Číně. [1-4]

### 1.2.2. MOX (Mixed Oxide)

Jenou z možností využití přepracovaného paliva je výroba nového paliva MOX s obsahem oxidu plutoničitého. Výsledné palivo je směsí oxidu uraničitého a plutoničitého. Po tomto procesu je palivo téměř obsahově srovnatelné s klasickým palivem.

Palivo bylo poprvé využito v roce 1963 a nyní jej využívá asi 30 evropských reaktorů a 10 japonských. Spojené státy americké zvažují v tomto směru využít i zbrojního plutonia. Avšak je to stále náročný a finančně nákladný proces a kvůli nízkým cenám a dostupnosti nového paliva také prozatím zbytečný. [5-6]

### 1.2.3. Bezvodé metody

I když nejznámější a nejpoužívanější metodou přepracování VJP je metoda PUREX, existují i jiné metody, které ovšem nevyužívají roztoků. Při přepracování není potřeba žádného neutronového moderátoru a stejně tak jako u vodných metod lze upravené VJP použít pro výrobu nového paliva. [2]

- Metody nechemické – čištění a tavení
- Metody chemické (systém pevná fáze – plyn) – fluorace VJP
- Metody chemické (systém pevná fáze – kapalina a kapalina - kapalina) – přepracování v roztavených solích

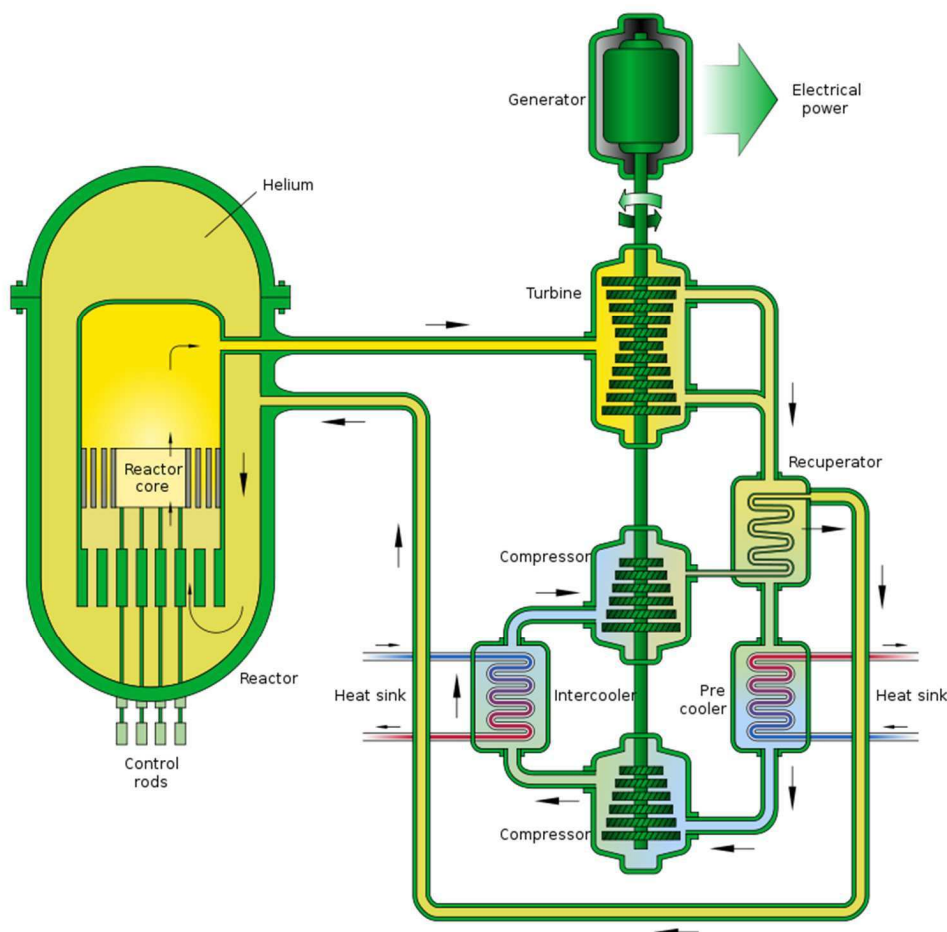
## 1.3. Shrnutí – palivový cyklus

Uzavřený palivový cyklus má velkou budoucnost v oblasti výzkumu reaktorů IV. Generace. V České republice fungují obě dvě elektrárny na principu otevřeného palivového cyklu. Není ani v plánu vystavení přepracovatelského závodu, či výroba paliva MOX. Momentálně se spíše řeší dlouhodobé uložení paliva, kterou má na starosti SÚRAO. V provozu jsou zatím jen přízemní úložiště a to v okolí Litoměřic, Jáchymova, Berouna a v areálu JE Dukovany. [7-8]

## 2. Plynem chlazené rychlé reaktory (GFR – Gas - Cooled Fast Reactor)

GFR jsou rychle množivé reaktory s uzavřeným palivovým cyklem založené na chlazení vysokoteplotním heliem. Vývoj těchto reaktorů začal již v 60. – 80. letech a to v Německu a USA. Tento návrh využití helia se zdá být efektivní hlavně díky vysoké pracovní teplotě, kdy teplota na vstupu je  $490^{\circ}\text{C}$  a teplota na výstupu dosahuje až  $850^{\circ}\text{C}$ . Zástupcem tohoto typu je například projekt s označením Allegro, jehož základní koncept vznikl ve Francii v roce 2010, jako alternativa k sodíkovému reaktoru.[9] Hlavní předností reaktoru je snížení radiotoxicity a tím i snížení skladování doby radioaktivního odpadu z desetitisíců let na sta. GRF reaktory pracují na principu rychlých neutronů, což znamená, že není potřeba moderátor ke snížení rychlosti neutronů. Výkon reaktoru by měl být 2400 MWt (1200 MWe).

Mimo výrobu energie, jejíž účinnost by měla přesáhnout i 45%, by mohl být reaktor využit k výrobě vodíku, či ke zplyňování uhlí. Odpadní teplo by poté mohlo pomoci chemicky (výroba etylenu a styrenu) a energeticky (výroba ocele) náročným technologiím, stejně tak jako vysoká teplota helia by mohla následně vést i k novému využití nebo výrobě.[10]



Obr. 2 Schéma rychlého plynem chlazeného reaktoru GFR [82]



Primárním chladivem je helium, a to z důvodu dobré chemické kompatibility s vodou, zachování skupenství plynu nebo také nízké aktivace chladiva. Jsou ale také nežádoucí faktory, jako je udržení vysokého tlaku plynu, difuze hélia skrz konstrukční materiály a nebo také potom vyšší spotřeba elektrárny. [9]

Jako palivo se předpokládá MOX (Mixed Oxide), což je přepracované palivo s obsahem oxidu plutoničitého, které se získává z použitých palivových kazet. Výhodou je především vyšší koncentrace štěpitelné složky.[11]

Stále je však reaktor Allegro prozatím koncipován jako experiment k případnému určení technických, konstrukčních a fyzikálních chyb tohoto typu reaktoru a zda by bylo možné jej zařadit do běžného oběhu, jako nynější reaktory. V Evropě jsou momentálně tři instituce, které jsou zapojeny do rozvoje tohoto reaktoru v rámci projektu Uvedené státy tvoří konsorcium mezinárodního projektu ALLIANCE (Preparation of ALLEGRO - Implementing Advanced Nuclear Fuel Cycle in Central Europe), a to:

- Ústav jaderného výzkumu Řež v České republice, který se zabývá technologií heliových oběhů
- Maďarský atomový ústav pro atomovou energii, který má za úkol vyřešit problematiku paliva
- Slovenský výzkumný ústav jaderné energie zabývající se konstrukcí a analýzou bezpečnosti

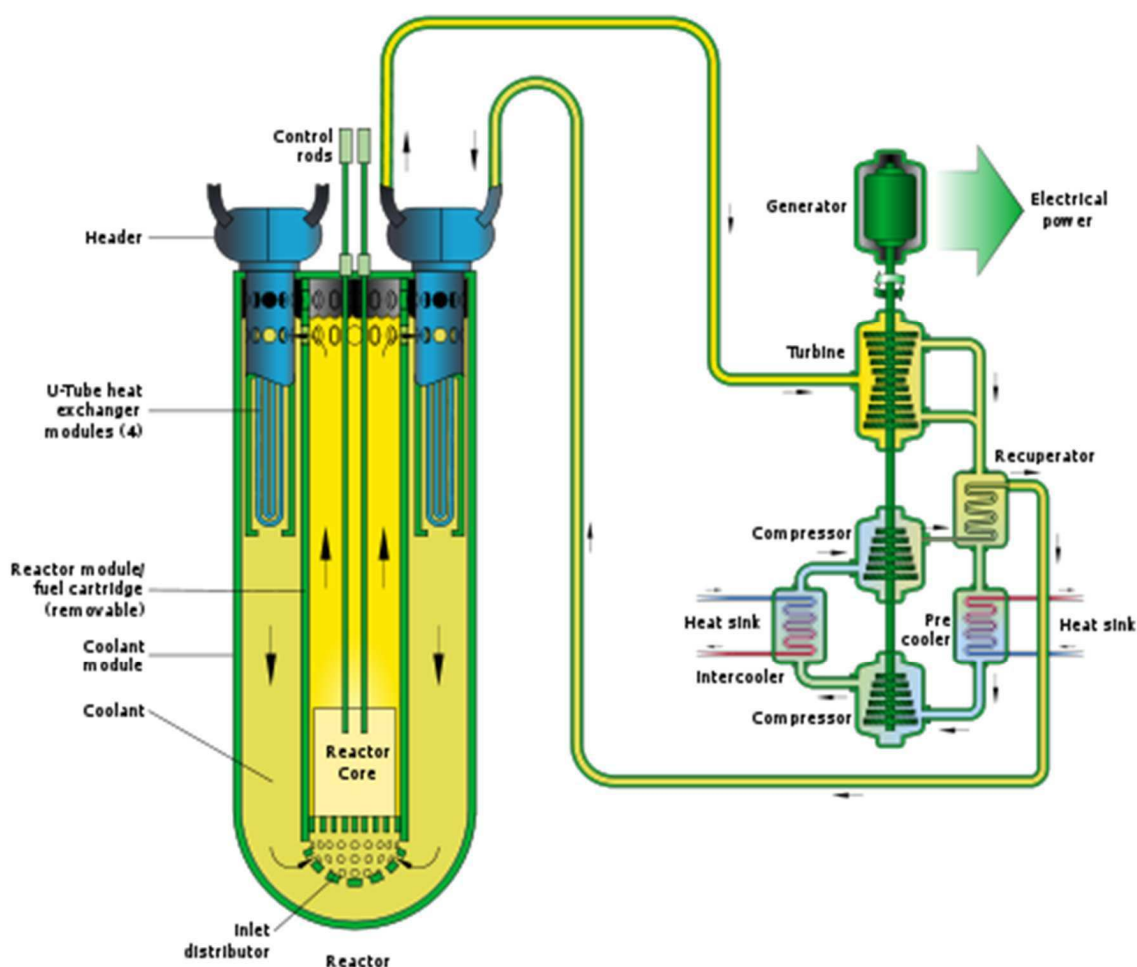
V roce 2012 se do projektu zapojilo i Polsko, které vede výzkum materiálů.

Slovensko usiluje o výstavbu reaktoru typu Allegro a to v Jaslovských Bohunicích. Pro Slovensko by to tak byl velký přínos nejen v rozšíření elektrárny a kvalifikovaných odborníků z řad absolventů vysokých škol, ale také i z hlediska vědeckého rozvoje státu v oblasti jaderné energetiky. [12]

### 3. Rychlé reaktory chlazené tekutým olovem (LFR – Lead – Cooled Fast Reactor)

S chlazením reaktorů pomocí roztaveného olova jsou zkušenosti již z padesátých let minulého století, kdy se začaly rozvíjet jaderné ponorky. Hlavním průkopníkem tohoto typu ponorek byly Spojené státy americké s jejich první atomovou ponorkou pojmenovanou Nautilus, následované Sovětským svazem. Právě SSSR začalo využívat chlazení reaktorů tekutým kovem, a to směsí olova a bismutu. Nejznámější ponorkou chlazenou roztavenými kovy byla sovětská ponorka K-27, jejíž havárie zapříčinila smrt několika lidí na vysoké dávky ionizujícího záření. Způsobila to nehoda experimentálního páru reaktorů VT-1 chlazených právě směsí olovo-bismut. Jednalo se však o jedinou havárii tohoto typu a Rusko i nadále využívá tyto atomové ponorky.[13]

V nové koncepci chlazení reaktorů jsou olovo, či elementární směs olovo-bismut vítány. Jde hlavně o využití výhod, jako je provoz za vysokých teplot a nízký tlak v primárním okruhu. Olovo a bismut, jako inertní prvky, mají výhodné termodynamické vlastnosti a tím se může zvýšit i bezpečnost provozu. Eutektická slitina má ovšem také vysokou měrnou hmotnost, což by mohl být problém v konstrukci reaktoru. Nicméně jsou tu ještě i jiná rizika. Hlavním takovým rizikem je transmutace bismutu na radioaktivní polonium  $^{210}\text{Po}$ , kdy ozářením bismutu neutrony se stává alfa zářičem. A právě z tohoto důvodu je vybráno olovo, jelikož má velice nízkou produktivitu Polonia.



Obr. 3 - Obecné Schéma rychlého plynem chlazeného reaktoru LFR [83]

---

Olovo má teplotu tání 327°C a teplotu varu 1740°C, což jsou příznivé podmínky pro bezpečnost chlazení, ale vyžaduje opět konstrukční vylepšení, aby nemohlo dojít k zamrznutí chladicí směsi. Avšak výhodou je i vysoká odolnost olova vůči korozi. Olovo zásadně nereaguje s vodou ani vzduchem.

LFR byl primárně navržen k potřebě výroby elektřiny a vodíku. Předpokládá se provoz jak malých mobilních jednotek s přirozenou cirkulací o výkonu 300 – 400 MWe, ale také i velkých elektráren o výkonu 1400 MWe.

Jeden z prototypů tohoto reaktoru je MYRRHA (Multipurpose Hybrid Research Reactor for High-tech Applications), který probíhá v belgickém výzkumném centru SCK•CEN, především pod vedením francouzské společnosti Areva, dále pak italského Ansaldo Nucleare a španělského Empresarios Agrupados (tyto tři firmy se specializují na oblasti, které nespádají pod specializaci belgického výzkumného centra). Návrhem je reaktor o výkonu 57 MWt, který bude řízený urychlovačem. Jedná se o jeden ze tří základních projektů, které mají velkou podporu Evropského strategického fóra pro výzkumné infrastruktury. [14]

Prvním evropským projektem byl ELSY (European Lead-Cooled System), který byl demonstračním projektem, na němž se demonstrovala proveditelnost, konkurenceschopnost a bezpečnost. Projekt začal roku 2006 a byl ukončen roku 2010. Plynule však na něj navázal tříletý projekt s názvem LEADER (Lead-cooled European Advanced Demonstration Reactor). Nynějším evropským výzkumným projektem je především ALFRED (Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator), jehož výkon by měl dosahovat 120 MWe (300 MWt). Na výzkumu se podílí 16 evropských organizací. Další vývoj také vede Rusko, a to s reaktory SVBR-100, což je malý modulární reaktor s výkonem 100 MWe chlazený eutektickou slitinou olova a bismutu. Spuštění prototypu tohoto reaktoru se plánuje již na rok 2019. Dalším ruským projektem je BREST, jehož prototyp má výkon 300 MW. Výstavba by měla začít tento rok a ukončení se plánuje na rok 2020. Brest-OD-300 je situován v uzavřeném městě Seversku a zde má být i továrna na přípravu palivových článků a přepracování vyhořelého paliva. Při úspěšném chodu prototypu by měla na trh vystoupit verze o výkonu až 1200 MW. [15-17]

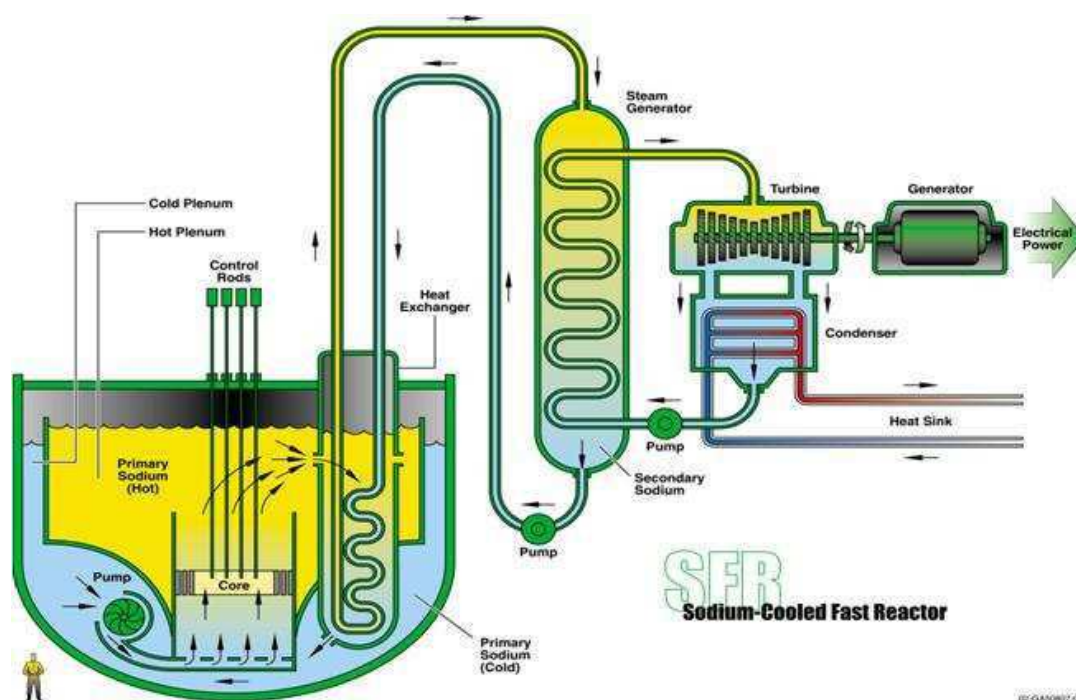
## 4. Sodíkem chlazené reaktory (SFR - Sodium - Cooled Fast Reactor)

Sodík má výborné vlastnosti pro chlazení, vysoká tepelná vodivost ( $142 \text{ W}\cdot\text{m}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$ ), vysoká teplota varu ( $882,9^\circ\text{C}$ ) a nízká teplota tuhnutí ( $97,72^\circ\text{C}$ ), což je důležité pro udržení sodíku v rozpuštěném stavu. Sodík je navíc bohatě zastoupený v přírodě (např. chlorid sodný NaCl je hlavní složkou mořské vody) a právě díky tomu je jeho získávání finančně nenákladné. Reaktor opět využívá uzavřeného palivového cyklu a pracovní teplota reaktoru by měla být okolo  $500 - 550^\circ\text{C}$ . Výhodou je také práce při téměř normálním atmosférickém tlaku, což razantně snižuje riziko havárie. Hlavním problémem ovšem je, že sodík není inertní, tudíž reaguje s vodou i vzduchem. To může zkomplikovat konstrukční návrhy, které vyžadují větší pozornost celkového těsnění. Zvláštním bodem je viditelnost skrz tekutý kov, což by mohlo být překážkou v případě problémů v aktivní zóně. K monitorování stavu v aktivní zóně je využito ultrazvukového průzkumu snímání detekce.

I u tohoto typu se předpokládá provoz jak malých jednotek o výkonu 50 až 300 MW, tak i velkých jednotek s výkonem 1500 MW. [19-20]

Právě sodíkový reaktor by mohl být řešením problému v otázce jaderné bezpečnosti.

Výzkumy sodíkových reaktorů probíhají po celém světě, avšak nejdůležitější přínos v novodobém průzkumu přináší hlavně Francie, Rusko a Japonsko.



Obr. 4 - Schéma sodíkem chlazeného reaktoru [19]

Tab. 2 Přehled reaktorů chlazených sodíkem v roce 2012 [21]

TABLE 1: WORLD FLEET OF SFRs AND TOTAL OPERATING DURATION - SITUATION IN 2012				
Reactor (Country)	Thermal power (MW)	Start	Shutdown	Operating duration (years)
EBR-I (USA)	1.4	1951	1963	12
BR-5/BR-10 (Russia)	8	1958	2002	44
DFR (England)	60	1959	1977	18
EBR-II (USA)	62.5	1961	1994	33
FERMI 1 (USA)	200	1963	1972	9
RAPSODIE (France)	40	1967	1983	16
SEFOR (USA)	20	1969	1972	3
BN-350 (Kazakhstan)	750	1972	1999	27
PHENIX (France)	563	1973	2009	36
PFR (England)	650	1974	1994	20
KNK-II (Germany)	58	1977	1991	14
FFTF (USA)	400	1980	1993	13
SUPERPHENIX (France)	3,000	1985	1997	12
JOYO (Japan)	50-75/100/140	1977		32
MONJU (Japan)	714	1994		15
BOR-60 (Russia)	55	1968		43
BN-600 (Russia)	1,470	1980		31
FBTR (India)	40	1985		25
CEFR (China)	65	2010		1
BN-800 (Russia)	2,100	Under construction		
PFBR (India)	1,250	Under construction		
<b>Total</b>				<b>404</b>

#### 4.1. Spojené státy americké

Rychlý reaktor EBR – I v Idaho National Laboratory je jedním z prvních reaktorů, které dokázali vyrobit elektrickou energii. V případě toho reaktoru se jednalo o rozsvícení čtyř žárovek (200 W). Jeho výkonnějším následníkem byl EBR- II, který však ukončil výrobu roku 1994 a v roce 2015, v rámci dekontaminace a likvidace, byl rozebrán a zalit betonem. [21] Asi nejdůležitějším reaktorem z hlediska výzkumu byl FFTF (Fast Flux Test Facility), ať už kvůli velikosti či vysoké testovací teplotě (vstupní teplota byla 360°C a výstupní 527°C). Tento reaktor byl vystaven s vysokými požadavky na design a ostatní stavební normy, z nichž se některé využívají i v současné výstavbě. Reaktor, který byl v provozu 13 let, byl pouze výzkumný se zaměřením na otestování různých systémových koncepcí. [22-23]

#### 4.2. Francie

K prvním prototypům sodíkového reaktoru se řadí francouzský reaktor Phénix, který ovšem v roce 2010 ukončil po 35 letech provoz. Dá se říct, že právě na Phénixu byl vyzkoušen uzavřený palivový cyklus, to znamená, že se využívalo paliva MOX. Reaktor byl konstruován na výkon 233 MWe, avšak později roku 1997 došlo ke snížení výkonu na 130 MWe. Chladicím médiem byl tedy tekutý sodík, kterého primární okruh obsahoval 800 t. Ve téže roce, kdy došlo k zahájení stavby reaktoru PHÉNIX, se začal vyvíjet návrh stavby sodíkového reaktoru o větším výkonu. Projekt měl název SUPERPHÉNIX a jeho výkon měl dosahovat až 1200 MWe. Reaktor však nikdy nedosáhl plného výkonu a z důvodu narůstající vlny nepokojů (na základě protestu ekologických organizací), tak došlo k zastavení provozu elektrárny.[24-25]

### 4.3. Japonsko

Hned po USA a Francii je Japonsko zemí s nejvyšším počtem jaderných reaktorů (62 reaktorů). Tudíž není překvapivé, že velká část výzkumu reaktorů chlazených sodíkem probíhá právě tam. Prvním testovacím reaktorem v Japonsku byl Joyo, využívající palivo MOX. Byl spuštěn v roce 1977 a jeho výkon nakonec dosáhl 140 MWt. [26] Znamějším je ovšem reaktor MONJU, který byl poprvé spuštěn roku 1994. Na výstavbě se podílely známé společnosti jako Mitsubishi, Hitachi, Toshiba a Fuji. Reaktor o výkonu 280 MW začal elektrinu do sítě dodávat v srpnu roku 1995, avšak v prosinci téhož roku musel být odpojen z důvodu úniku sodíku ze sekundárního okruhu (až 700 kg tekutého sodíku). Znovu do provozu byl uveden v roce 2010, ale po třech měsících byl znovu suspendován, a to z důvodu uvolnění a pádu části manipulačního stroje do reaktoru. Momentálně je plánováno definitivní odstavení reaktoru a uzavření elektrárny. [27]

### 4.4. Rusko

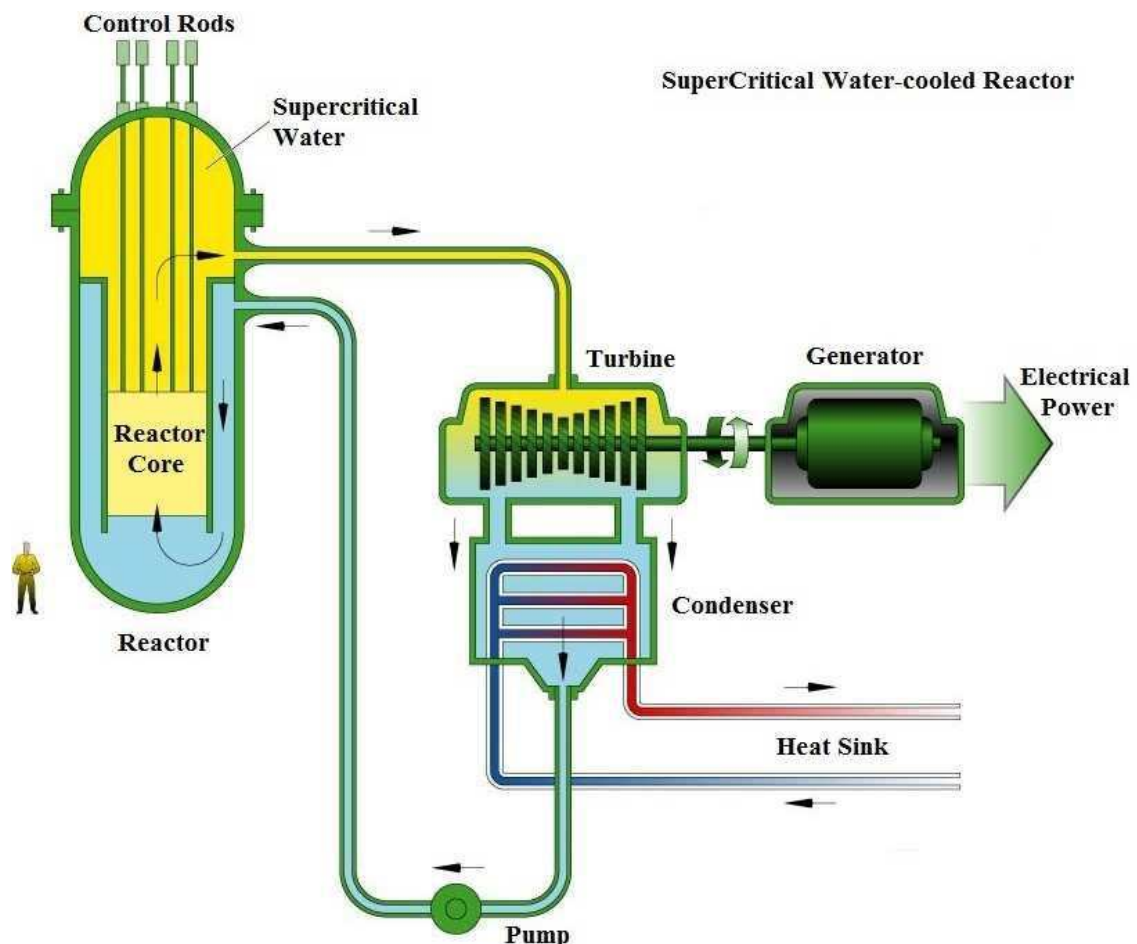
Na konci šedesátých let se v Rusku uvedl do provozu první experimentální reaktor chlazený sodíkem BR-5/10 a s drobnými odstávkami byl v provozu více než 40 let. Během provozu byl výkon reaktoru zvýšen dokonce na 10 MW a dostal nové označení BR-10. Právě tento reaktor přispěl ke vzniku nového, vyspělejšího a výkonnějšího reaktoru s označení BN-350, jehož výkon dosahoval 135 MW a hlavní funkcí bylo odsolování mořské vody Kaspického moře (denně 100 000 t mořské vody). Dalším navazujícím rychlým reaktorem byl BN-600, který posunul vývoj sodíkového chlazení ještě dál. Je v provozu od roku 1980 v Bělojarské jaderné elektrárně a jeho výkon je 560 MW. Nedávno byla prodloužena licence do roku 2025. V roce 2015 se podařilo spustit zkušební sodíkový reaktor BN-800 s výkonem 789 MW a následně bylo i přivezeno 106 palivových souborů paliva MOX. Prozatím však bylo odloženo připojení k síti, jelikož jde stále o zkušební reaktor. [28] Současně také probíhají projektové práce na reaktorech BN-1200, jehož výkon by měl dosahovat 1200 MW a dále pak také BN-1600.[29-30]

### 4.5. Čína

V Číně momentálně probíhá jediný výzkum rychlého reaktoru CEFR (China Experimental Fast Reactor) a to v blízkosti hlavního města Pekingu. Reaktor má výkon 20 MW, je v provozu od roku 2010 a byl postaven převážně ruskou energetickou společností – Rosatom. Mimo tento zkušební projekt plánuje Čína do budoucna i “verze“ o výkonu 600 MW a 1500 MW. [30-31]

## 5. Reaktory chlazené vodou se superkritickými parametry (Supercritical Water Cooled Reactors – SCWR)

Jedná se především o všeobecně známé lehkovodní reaktory, které pracují na principu zpomalení rychlých neutronů na tepelné pomoci moderátoru, což je v tomto případě lehká voda  $\text{H}_2\text{O}$ . U těchto typů reaktorů čtvrté generace se ovšem uvažuje s nadkritickými parametry vody a to nad termodynamický kritický bod ( $374^\circ\text{C}$ ,  $22,1\text{ MPa}$ ). Konkrétně se jedná o hodnoty tlaku  $25\text{ MPa}$  a teplot vstupní  $280^\circ\text{C}$  a výstupní  $500^\circ\text{C}$ . Hustota chladiva by mohla klesnout ze vstupních  $760\text{ kg/m}^3$  na výstupních  $90\text{ kg/m}^3$ . Tím by účinnost reaktoru mohla vystoupat až na  $45\%$ . Palivem by byl obohacený uran ve formě oxidu uraničitého  $\text{UO}_2$ , tak jako u lehkovodních reaktorů, ale počítá se i s možností uzavřeného palivového cyklu a s využitím thoria. SCWR mohou být navrženy jako rychlé reaktory ve dvou možných designových provedení. Prvním je tlaková nádoba, která naplno využívá snížené hustoty nad kritickou oblastí a druhým je tlaková trubice. Moderátorem v případě tlakových nádob se uvažuje hydrid zirkonia  $\text{ZrH}_2$  a těžká voda  $\text{D}_2\text{O}$  v případě tlakových trubic. Dalšími možnými moderátory jsou pak oxid berylnatý a grafit. Hlavní výhodou je zlepšení hospodárnosti a zjednodušení konstrukce elektrárny. [32-34]

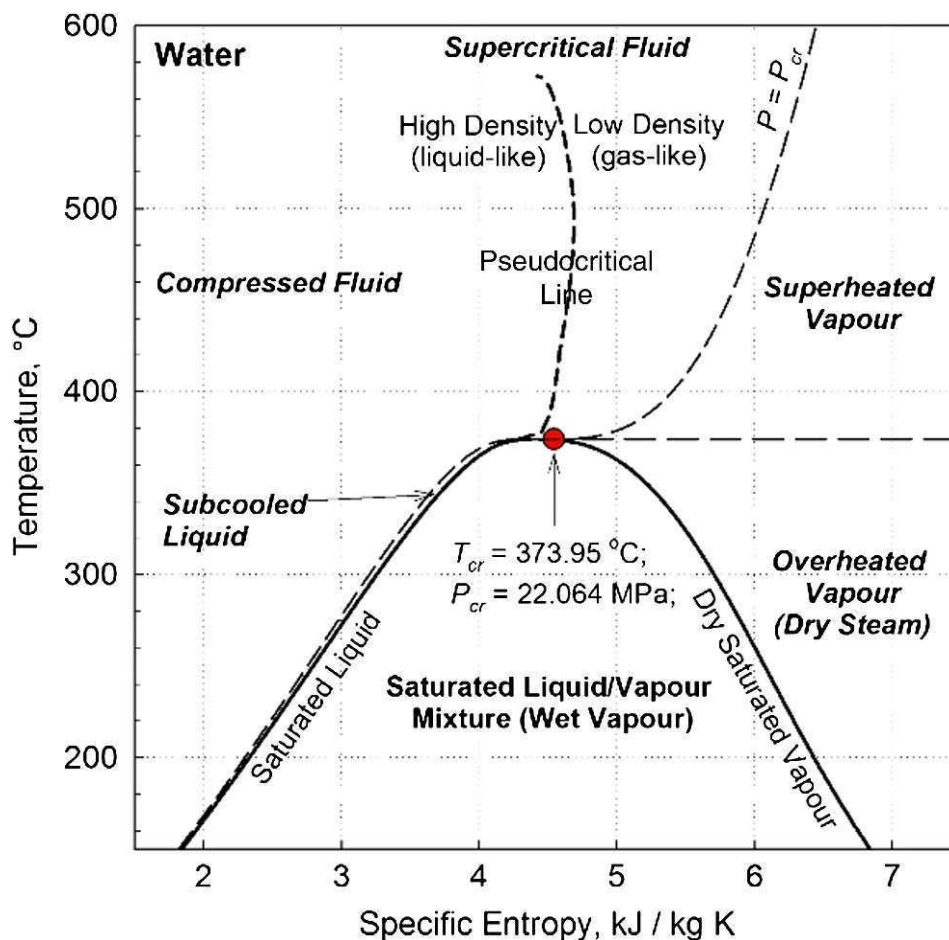


Obr. 5 - schéma reaktoru chlazeného vodou s nadkritickými parametry [37]

### 5.1. Superkritické kapaliny – voda

Superkritickými kapalinami bychom mohli nazvat přechodnou část mezi kapalinou a plynem. Voda si v kritické oblasti zachovává určité vlastnosti, jako je difuzivita (charakteristická vlastnost plynu) nebo také hustota (charakteristická vlastnost kapalin). Jak již bylo zmíněno, kritickým bodem je hodnota tlaku  $22,1\text{ MPa}$  a teploty  $374^\circ\text{C}$ .

Po překročení kritických hodnot se voda stává tzv. superkritickou kapalinou. Při těchto podmínkách může sloužit jako rozpouštělo, teplotnosné médium nebo právě chladiivo. Vodu s nadkritickými parametry lze nalézt i v přírodě a to převážně na dnech hlubokomořských příkopů nebo v podmořských vulkánech. Hlavní výhodou je výborná dostupnost a cena vody, jako momentálně téměř nevyčerpatelného zdroje. Ovšem jsou tu i nevýhody, mezi kterými je i vysoká korozivita. Za normálních podmínek se při rostoucí teplotě rychlost koroze zvyšuje, avšak při dosažení kritického bodu opět klesá. Stejně tak se s rostoucí teplotou mění i hustota. Ta ovšem při zvyšování teploty klesá. Po překročení kritického bodu se hustota mění a v některých stavech se blíží hustotě kapaliny. Tento stav znázorňuje tzv. pseudokritická křivka. Viz Obr. 6. [35-36]



Obr. 6 - p-T diagram vody [96]

## 5.2. Výzkum

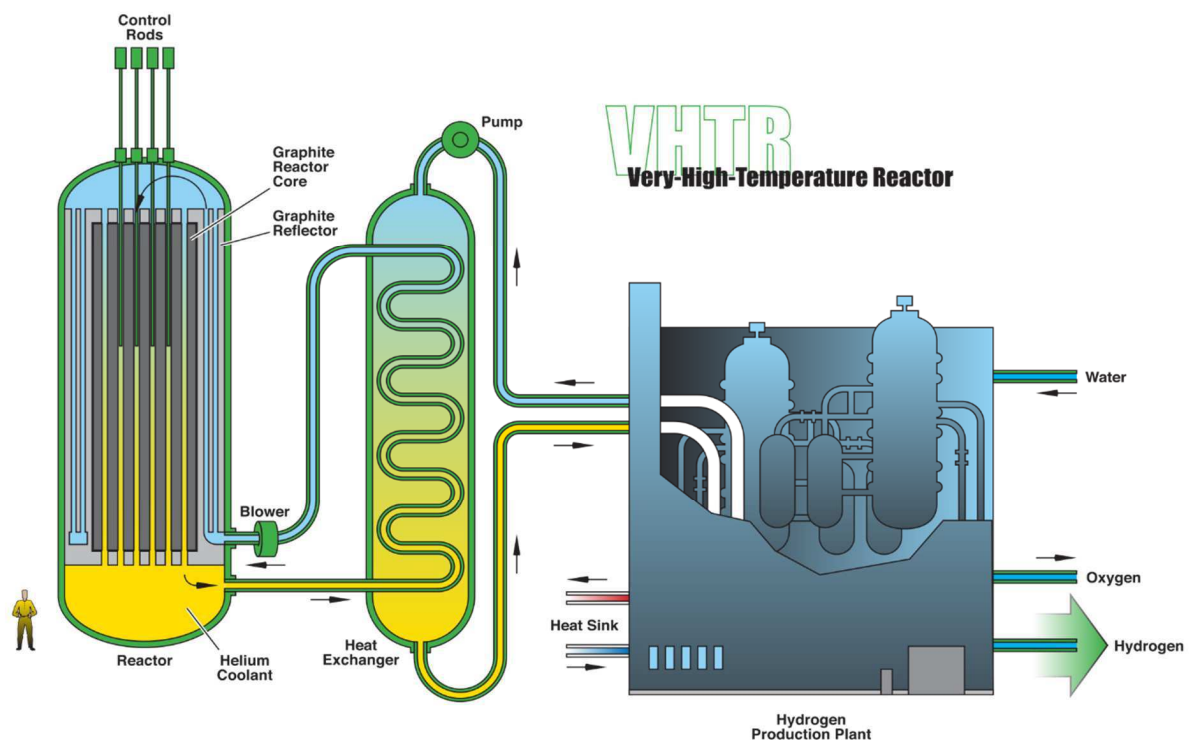
Prozatím nebyl postaven žádný prototyp reaktoru SCWR. Současné výzkumy probíhají v několika státech pod záštitou GIF a to v Kanadě, Japonsku, Rusku a společenství Euratom (Evropské společenství pro atomovou energii). Hlavním výzkumným cílem Kanady je materiálové a chemické vlastnosti, vlastnosti vody jako hydraulické kapaliny a bezpečnost u trubicových typů. Výstupní teplota zkušebního reaktoru CANDU – SCWR by měla dosáhnout 625°C při tlaku 25 MPa. Koncept je navrhován tak, aby vyráběl 1200 MWe. Výzkum tlakových nádob probíhá převážně v Japonsku a Evropě. Japonský koncept navrhuje jak energetické spektrum rychlých neutronů, tak i tepelných neutronů. V případě tepelných neutronů je moderátorem hydrid zirkonia ( $ZrH_2$ ). V obou případech je výstupní teplota nižší o 125°C, avšak účinnost dosahuje hodnot vyšších, než 40%. [33] [37]



## 6. Reaktory chlazené vysokoteplotním plynem (Very High Temperature Reactors – VHTR)

Tento typ je dalším krokem ve vývoji reaktorů chlazených plynem. Opět je jako plyn použito hélium, díky jeho dobrým vlastnostem a jako moderátor je použit grafit. Pracovní teplota se pohybuje okolo  $640^{\circ}\text{C}$  pro vstupní teplotu a  $1000^{\circ}\text{C}$  a při dobrých konstrukčních vlastnostech může být i vyšší. Systém je navržen tak, aby dosahoval vysoké účinnosti, která by mohla být až 50%. Reaktorové jádro může být typu hexagonálně uspořádaných dlouhých palivových tyčí nebo jako reaktor s kulovým ložem využívající palivo TRISO. Reaktory jsou koncipovány tak, aby produkovaly co nejméně radioaktivního odpadu. Jsou navrženy pro výrobu elektřiny, která však může být v kombinaci s jinými technologickými procesy, kdy teplo chladiva lze využít pro výrobu vodíku, např. pomocí termochemických cyklů (jód-sírový cyklus) nebo elektrolýzou. Dále je studována možnost zplyňování uhlí. Hlavním rozdílem mezi GFR a VHTR je pracovní oblast. Na rozdíl od GFR pracuje v tepelném neutronovém spektru a využívá grafitového moderátoru. Technologie reaktorů pochází z HTGR (High Temperature Gas Reactor), jejichž experimentální reaktory jsou v provozu momentálně dva, a to v Číně (HTR – 10) a Japonsku (HTTR). [38 - 39]

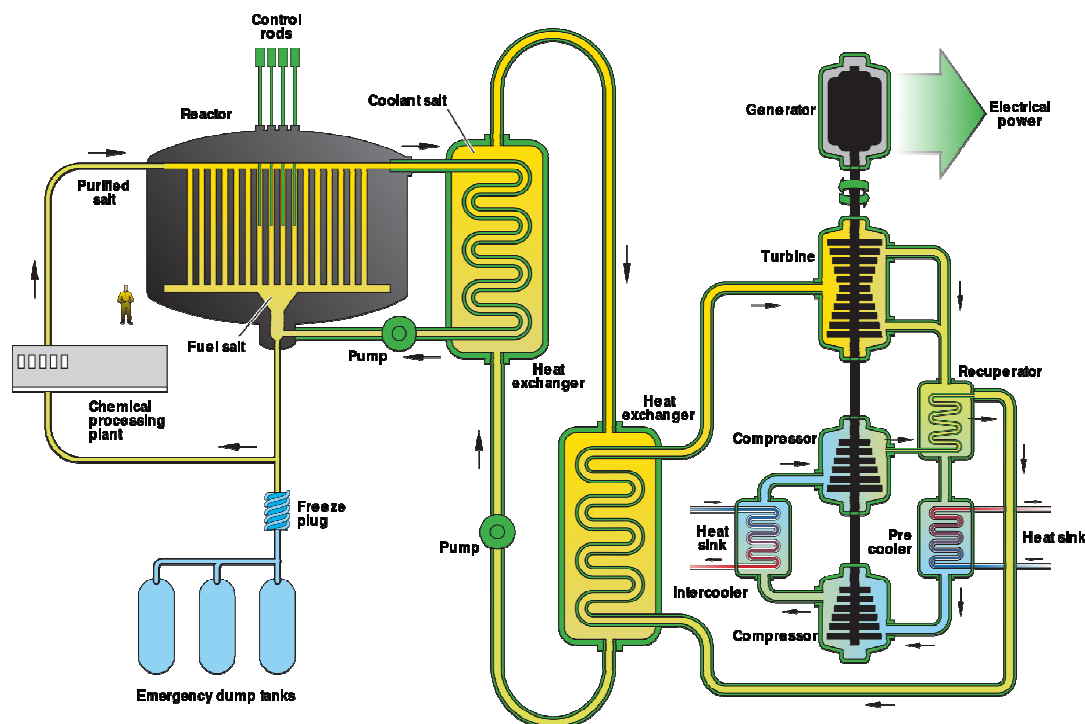
V ČR probíhá výzkum pod názvem HTHL (High-Temperature Helium Loop). Jedná se o vysokoteplotní heliovou smyčku, která zkoumá fyzikální a chemické vlastnosti. Smyčka je určena k testování konstrukčních materiálů a čištění chladiva. HTHL pracuje s teplotou  $900^{\circ}\text{C}$  a tlakem 7 MPa. Další výzkum mimo jiné probíhá v Číně (HTR-PM) a v USA (NGNP).[39-40]



Obr. 7 Schéma vysokoteplotního reaktoru chlazeného heliem [84]

## 7. Reaktory chlazené rozpuštěnými solemi (MSR – Molten Salt Reactors)

MSR reaktory jsou jaderné reaktory, které využívají tekuté palivo ve formě velmi horkých fluoridových nebo chloridových solí, namísto tuhých paliv používaných ve většině reaktorů. Název pochází z anglického spojení slov Molten Salt Reactors (MSR). Tento typ reaktorů patří momentálně k nejpokrokovějším ze čtvrté generace, jehož výzkum mimo jiné probíhá i v České republice ve výzkumném centru v Řeži. Uvažuje se varianta rychlého, množivého reaktoru.



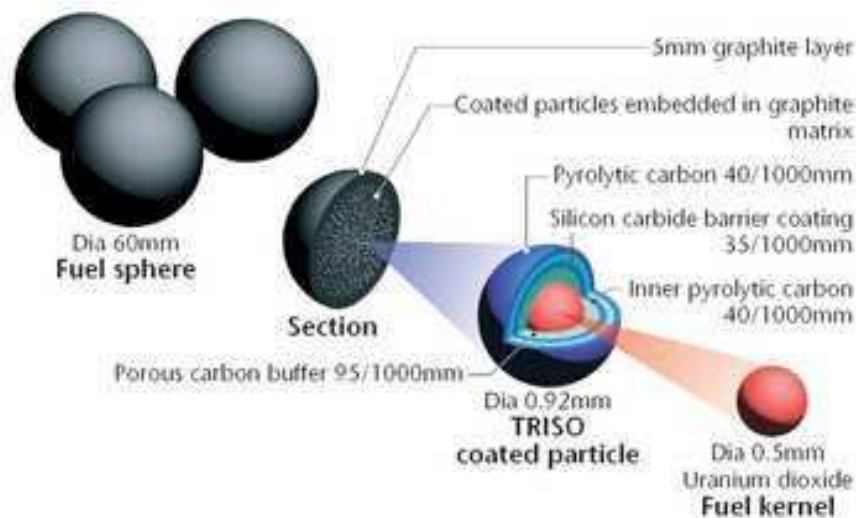
Obr. 8 Schéma reaktoru chlazeného rozpuštěnými solemi [85]

MSR reaktory se začaly vyvíjet na přelomu 40. a 50. let minulého století v USA pro armádní proudová stíhací letadla. Následně, roku 1954, proběhl experiment Aircraft Reactor Experiment (**ARE**), ve kterém se prokázal provoz při vysokých teplotách, které dosahovaly 815°C. Tepelný výkon reaktoru byl 2,5 MW. Palivem pro tento reaktor byla směs fluoridů sodíku, zirkonia a rozpuštěného uranu  $\text{NaF-ZrF}_4\text{-UF}_4$  a moderátorem oxid berylnatý  $\text{BeO}$ . Výzkum později pokračoval **MSRE** (Molten Salt Reactor Experiment), jehož výkon byl 8 MWt, palivem byla tekutá směs  $\text{LiF-BeF}_2\text{-ZrF}_4\text{-UF}_4$ , při teplotě cca 650°C a k chlazení sekundárního okruhu byla určena směs rozpuštěných solí - fluoridu lithného a fluoridu berylnatého ( $\text{LiF-BeF}_2$ ). Po velice úspěšném provozu (13 000 hodin) byl roku 1969 zastaven provoz. Jeho následníkem byl **MSBR** (Molten Salt Breeder Reactor), který už měl definitivně potvrdit možnost využití rozpuštěných fluoridových solí v jaderné energetice. Palivem byla opět směs, avšak místo fluoridu zirkoničitého ( $\text{ZrF}_4$ ), byl použit fluorid thoričitý ( $\text{ThF}_4$ ). V obou těchto případech byl jako moderátor použit grafit. Příznivým výsledkem těchto experimentů, bylo využití  $^{233}\text{U}$  a plutonia. Všechny tyto experimenty probíhaly v národní laboratoři Oak Ridge v USA (ORNL).

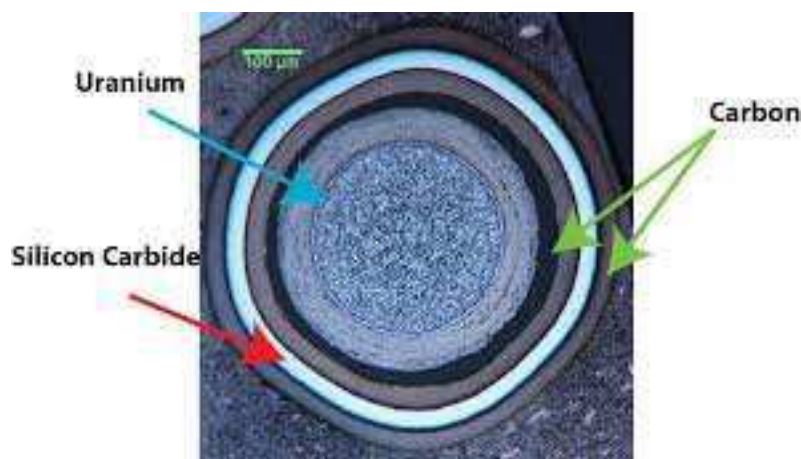
Další prvotinou v oblasti MSR byl v letech 1968 – 1973 britský rychlý MSFR reaktor s palivem ve formě plutonia rozpuštěného v chloridových solích a chlazený olovem. Jeho výkon byl 2250 MWt. Zájem o MSR poté narostl opět až po roce 2002, kdy se tento koncept stal jedním ze šesti možných pokrokových reaktorů IV. generace. Nynější světový výzkum je pod vedením Číny v kooperaci se Spojenými státy americkými. [41-44]

## Reaktor s kulovým ložem (PBR – Pebble Bed Reactor)

Reaktor je specifický hlavně kvůli palivu TRISO (tristructural - isotropic). TRISO jsou malé kuličky uranu o průměru cca 1 mm, které se začaly vyvíjet v 80. letech v Německu. Kuličky jsou obaleny vrstvou karbonu, karbidem silikonu a nakonec opět vrstvou karbonu. Tyto tři vrstvy slouží jako kontejnment. Palivové jádro je tvořeno  $UO_2$  (oxidu uraničitého),  $PuO_2$  (oxidu plutoničitého) nebo směsí UCO (uranium oxycarbide). Kulový tvar je důležitý při udržení celistvosti jak při normálním provozu, tak i při jakékoliv možné nehodě. Přibližně 3200 těchto pokrytých koulí o průměru cca 60 mm je vloženo do hexagonálního grafitového bloku. Palivo je schopno odolat teplotám až do 1600 °C, avšak normální provozní teploty by neměly přesáhnout 1250 °C, což je však teplota obtížně dosažitelná pro chladivo tak i pro konstrukční materiály. [64-67]



Obr. 9 Složení kulového paliva [40]



Obr. 10 Řez kulovým palivem [68]

### 7.1. USA

USA je země s největším počtem jaderných elektráren na světě. Momentálně je v provozu 100 jednotek o celkovém výkonu přibližně 100 GWe, což pokrývá téměř 20% výroby energie z jaderných elektráren v USA. U dalších pěti probíhá výstavba. Jak můžeme vidět z mapy viz. Obr. 11, většina jaderných elektráren je situována na pravou polovinu země, a to

především na východní pobřeží. USA má v jaderné energetice bohatou historii. V roce 1942 se zde uskutečnila první řízená řetězová štěpná reakce, byly zde vyrobeny první atomové bomby (Hirošima, Nagasaki), také došlo k prvnímu využití jaderného reaktoru k výrobě elektřiny, kdy došlo k rozsvícení 4 žárovek a v neposlední řadě také došlo k jaderné havárii v elektrárně Three Miles Island v roce 1979. [45]



Obr. 11 - Jaderné elektrárny v USA se zobrazením doby provozu v letech [45]

Výzkum MSR v Americe probíhá v národní laboratoři Oak Ridge. Výzkumný reaktor je pojmenován **AHTR** (Advanced High Temperature Reactor), známý také pod názvem FHR (Fluoride High – Temperature). Tepelný výkon reaktoru by měl vystoupat na 2400 MWt. Elektrický výkon reaktoru se liší s teplotou chladicí směsi. Je-li vstupní teplota 670°C a výstupní teplota 704°C, je výkon 1151 MWe (AHTR – LT), dále při vstupní teplotě chladicí směsi 700°C a výstupní 800°C je elektrický výkon 1253 MWe (AHTR – IT) a nakonec při vstupní teplotě 900°C a výstupní 1000°C je výkon reaktoru 1357°C (AHTR – HT). Testuje se několik fluoridových solí s podobnými vlastnostmi, aby se stanovila optimální chladicí kapalná sůl. V počátečním provedení AHTR byla použita směs LiF – BeF<sub>2</sub>, která byla použita v MSRE. Zde bylo palivo rozpuštěno v roztavené soli, avšak v AHTR je palivo v pevném skupenství (ve formě palivových koulí) solí pouze chlazené. [46]

Dalším americkým projektem je reaktor **ThorCon**, který je založen na základním designu MSRE reaktoru. Výkon reaktoru činí 250 MWe (557 MWt). Reaktor je asi 20 m pod zemí a má 4 plynotěsné bariéry proti úniku radioaktivních látek. První prototyp reaktoru se plánuje na rok 2020. Právě tento reaktor by mohl být vhodným kandidátem na ostrovní typ elektrárny. [47]

Jedním z výzkumů v ORNL je také **DMSR** (Denatured Molten Salt Reactor), který je designově velice podobný jako MSBR. Stejně tak jeho palivový cyklus, kde palivo je v tekuté formě a výstupní teplota okolo 700°C. Reaktor má výkon 1000 MWe (2250 MWt). [48]

## 7.2. Francie

Energie ve Francii je ze 75% z jaderných elektráren. S počtem 58 jaderných reaktorů s celkovým výkonem asi 63 GWe je druhá na světě. Zároveň je největším vývozcem proudu do světa. A jeden z hlavních exportů dělá také jaderné palivo a reaktory včetně servisu. Francie ze 17% procent využívá i přepracované vyhořelé palivo, využívá tedy jak otevřený, tak uzavřený palivový cyklus. Jaderné elektrárny ve Francii nejsou na rozdíl od jiných států situovány na určitých místech, ale jsou rovnoměrně rozmístěny po celé zemi. Vedoucí státní korporací je firma Areva, která se zaměřuje na jadernou energetiku a pokrývá prakticky celý palivový cyklus. [49]

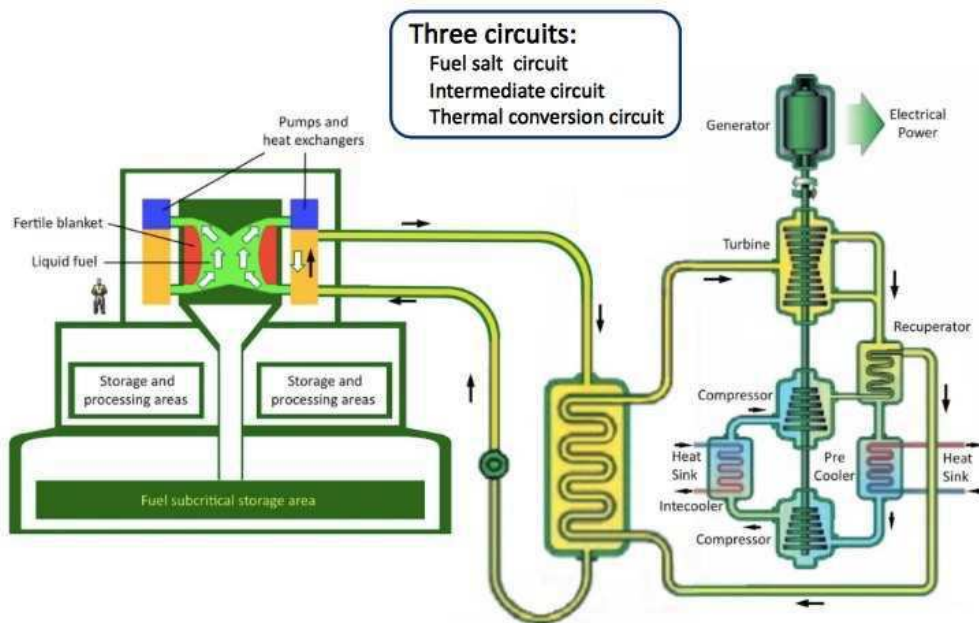


Source: World Nuclear Association

Obr. 12 - Jaderné elektrárny ve Francii [49]

I Francie se zapojila do výzkumu reaktorů využívajících roztavených solí. Od roku 2004 pod vedením NCRS (National Centre for Scientific Research) ve Francii, probíhá výzkum pod názvem **MSFR** (Molten Salt Fast Neutron Reactor). Jedná se o rychlý reaktor o výkonu 3000 MWt (1500 MWe) s pracovní teplotou okolo 750°C. Výzkum je založen na thoriovém palivovém cyklu. Chladicí složkou je tekutá směs  $\text{LiF} - (\text{U}, \text{Pu})\text{F}_3 - \text{ThF}_4$ . Reaktor má tři okruhy: palivový okruh, přechodný okruh a přeměnný okruh. Součástí palivového okruhu je palivová sůl, která slouží zároveň jako palivo i chladivo. Jedná se o fluoridovou sůl tvořenou ze 77,5%  $\text{LiF}$  a zbytek 22,5% je tvořen směsí těžkých fluoridových jader. Blanket<sup>1</sup> jaderného reaktoru je vyplněn  $\text{LiF} - \text{ThF}_4$ , kde  $^{232}\text{ThF}_4$  tvoří 22,5% mol. Návrh kombinuje využití rozšířených zdrojů, jako je právě thorium a také minimalizaci odpadu. Reaktor je koncipován na 60 let provozu. Cyklus zahrnuje také pasivní drenážní systém soli (gravitací) v případě odstavení nebo havárie elektrárny, které by mohlo vézt ke zvýšení teploty v jádru. Palivová sůl je vypuštěna do jednoúčelových nádrží, kde je chlazená a díky geometrii a velkému objemu nádrží je bez rizika navrácení do kritického stavu. [45-51]

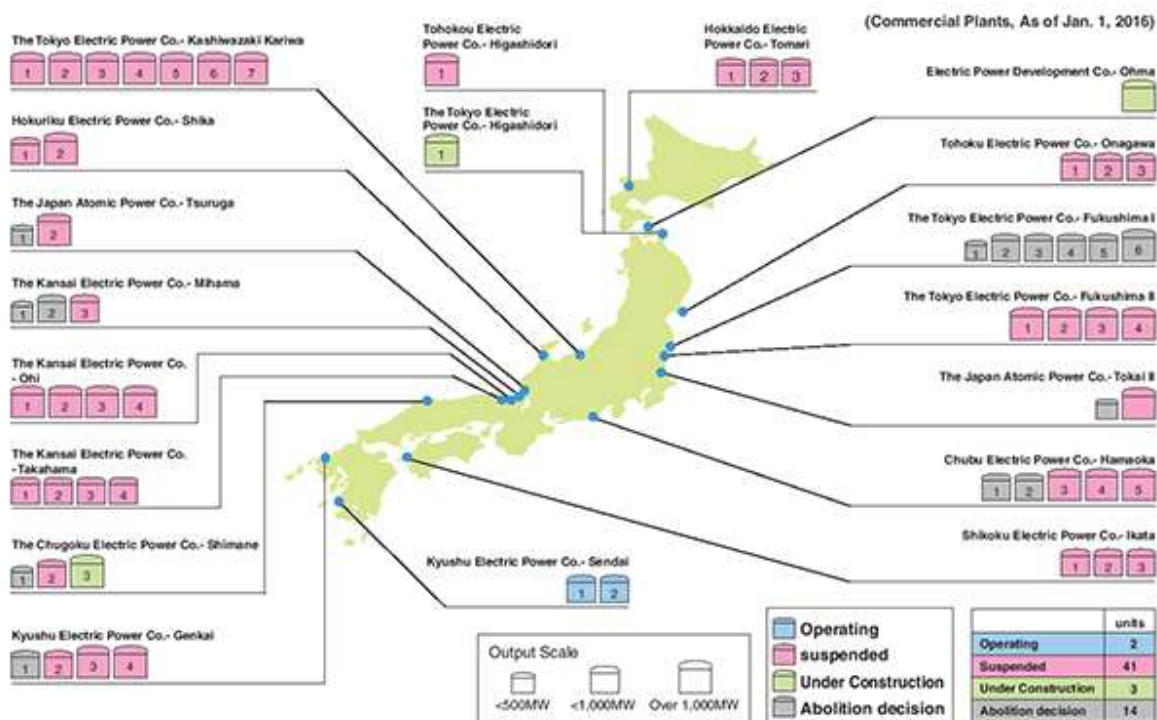
<sup>1</sup> blanketem (česky nazývána obálka) se označuje plodivá část aktivní zóny reaktoru, účelem je zvýšení koeficientu množivosti



Obr. 13 - Schéma MSFR [51]

### 7.3. Japonsko

Japonsko je třetí zemí s největším počtem jaderných reaktorů. Momentálně má v provozu 43 reaktorů o celkovém výkonu asi 42 GWe a další dva jsou ve výstavbě. Dalších 12 reaktorů je plánovaných. V roce 2011 došlo v Japonsku k nejhorší jaderné havárii od Černobylu. Příčinou havárie bylo zemětřesení (9,1 RichtEROVY škály) s následnou vlnou tsunami (15 m), který zatopila elektrárnu. Zkolabovaly chladicí systémy elektrárny, tlak v reaktoru stoupal a došlo k úniku vodíku, který zapříčinil následné výbuchy. Následkem toho byly odstaveny všechny jaderné reaktory a provedeny bezpečnostní analýzy. V době vypracování této práce jsou postupně některé schválené bloky opět najížděny na provozní výkon.



Obr. 14 - Jaderné elektrárny v Japonsku (k datu 1.1.2016) [54]

Japonsko vyvíjí reaktor **FUJI**, což je menší reaktor využívající roztavených solí o výkonu 100 – 200 MWe (450 MWt). Reaktor využívá thoriový cyklus s pomocí grafitového moderátoru a palivem je rozpuštěná fluoridová směs  $\text{LiF} - \text{BeF}_2 - \text{ThF}_4 - \text{UF}_4$ . Pracovní teplota reaktoru je v rozmezí 500-700°C. Na projektu FUJI spolupracuje Japonsko také s Ruskem a USA. Při výzkumu se využívá poznatků z provozu MSBR v Oak Ridge National Laboratory. A do budoucna se plánuje i mini verze FUJI o výkonu 10 MWe. I když je reaktor navržen na palivo  $\text{Th} - {}^{233}\text{U}$ , lze také použít palivo MOX. [52-53]

#### 7.4. Rusko

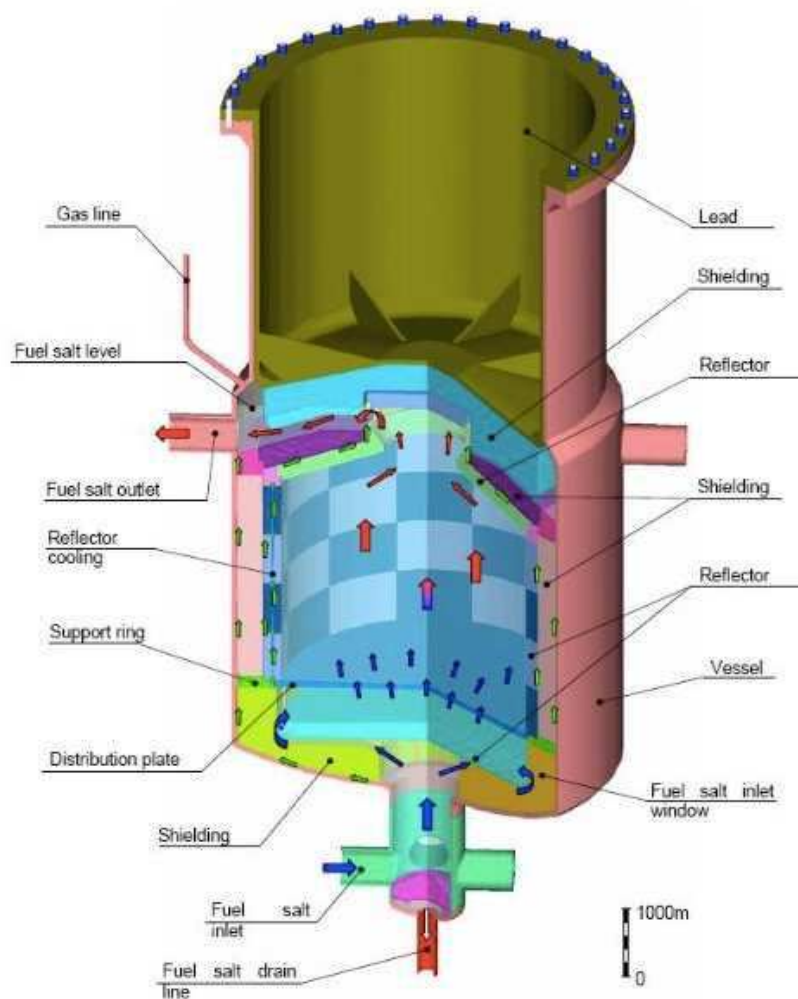
Rusko je rozlohou největší stát světa a s počtem jaderných elektráren je prozatím na čtvrtém místě. Rusko má taktéž bohatou historii v jaderném průmyslu. V ruském Obninsku byla postavena jaderná elektrárna, která se stala první elektrárnou dodávající energii do sítě (1954). V roce 1989 v bývalém SSSR v ukrajinském Černobyli došlo tehdy k první větší jaderné havárii. Momentálně je v provozu 35 reaktorů o celkovém výkonu cca 26 GWe. Rusko je také velkým dodavatelem. Právě v SSSR se vyvíjel nejpoužívanější typ reaktorů VVER, který je použit i v ČR v EDU (4xVVER 440) a v ETE (2xVVER 1000). [55]

Také v Rusku probíhají výzkumy na reaktory generace IV a také především na rychlé reaktory.



Obr. 15 Jaderné elektrárny v Rusku [56]

Jeden z výzkumů je zaměřen na MSR a je označen **MOSART** (Molten Salt Actinide Recycler and Transmuter). Jedná se o rychlý transmuterový reaktor o výkonu 2400 MWt a pracovní teplota by měla být okolo 600-700°C. Systém je poháněn pouze transuranovými prvky (TRU) UOX a MOX z využitého paliva tlakovodních reaktorů. Bylo zjištěno, že optimálním spektrem pro MOSART je rychlé spektrum s homogenním jádrem bez grafitového moderátoru o velikosti 3,6x3,4 m. Palivová sůl je stoprocentní směsí rozpuštěných solí  $\text{LiF}$  (73% mol.) a  $\text{BeF}_2$  (27% mol.) nebo  $\text{LiF}$  (15% mol.)  $\text{NaF}$  (58% mol.) a  $\text{BeF}_2$  (27% mol.). Jedná se o reaktor, kde sůl je využita zároveň jako palivo i chladící tekutina. [42][57]



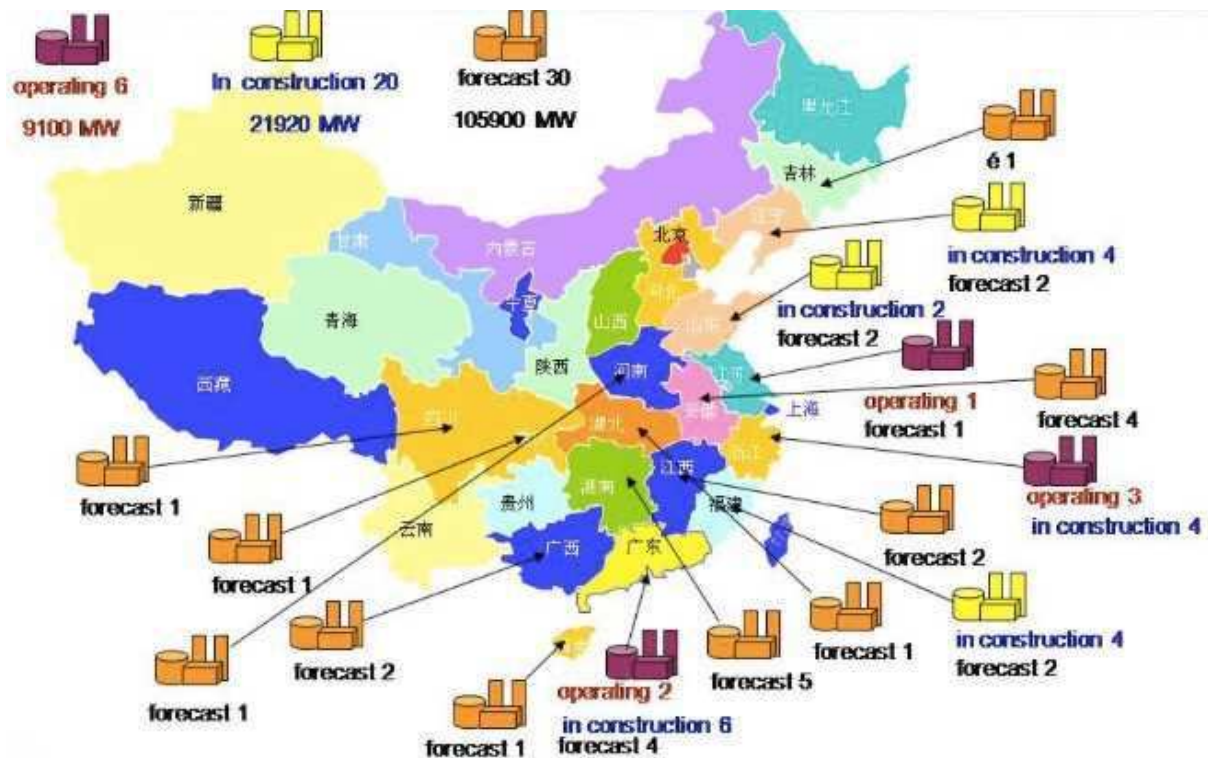
Obr. 16 - Ruský reaktor MOSART [57]

Dalším výzkumným reaktorem je **MARS** (Minor Actinide Recycling in Molten Salt). Jedná se o reaktor s kulovým ložem, jehož výzkum probíhá v moskevském institutu Kurchatov. Výkon reaktoru je 6 MWe (16 MWt) a využívá kulový typ paliva jako u PBR reaktorů. Reaktor by mohl najít uplatnění především v odlehlých oblastech pro výrobu elektřiny, dálkového vytápění, nebo také k odsolování popř. čištění mořské vody. Tento výzkum ovšem není plně finančně podporován. [52]



### 7.5. Čína

Čína má momentálně v provozu 33 jaderných reaktorů (s výkonem cca 29 GWe) a dalších 22 je nyní ve výstavbě. Avšak tímto číslem nekončí a plánuje výstavbu mnoha dalších (cca 80), světově nejvíce pokročilých reaktorů (především reaktory III+ generace), čímž by mohla dosáhnout až trojnásobného zvýšení jaderné kapacity. Výstavba elektráren je soustředěna na pobřežní provincie, kde žije většina populace a usnadňuje tak i problém s chlazením. V roce 2013 bylo z jaderných zdrojů vyrobeno asi 83 TWh, což byly pouze 2% z celkové výroby energie. V Číně „vyrosté“ průměrně 4-6 jednotek ročně.



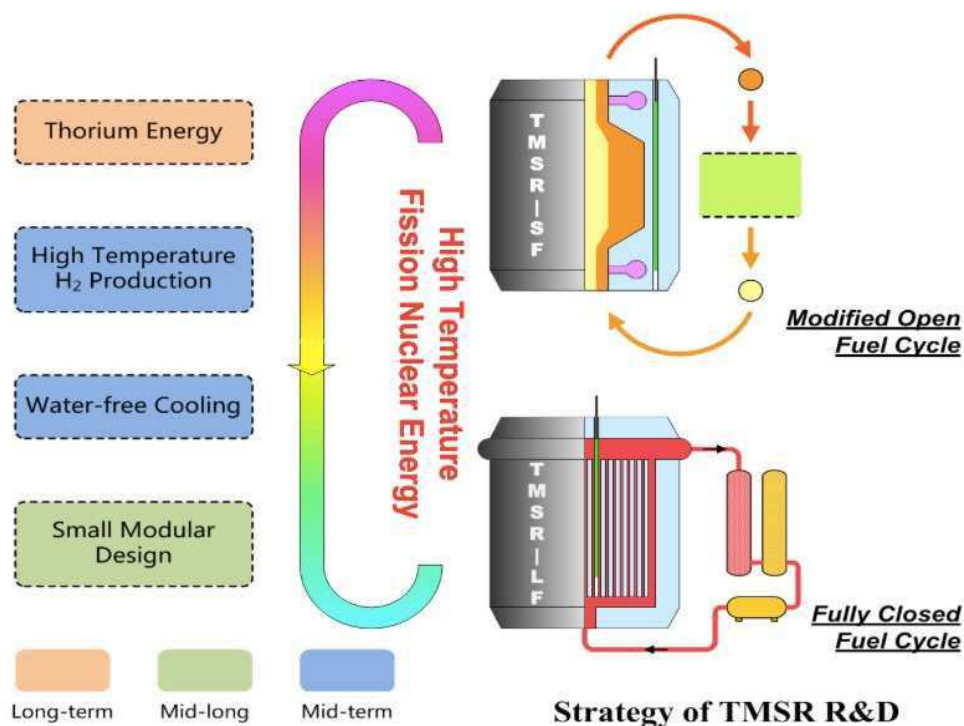
Obr. 17 - Jaderné elektrárny v Číně [61]

V roce 2011 oznámila Čína svůj zájem o výzkum na MSR, který vede Čínská akademie věd (Chinese Academy of Science - CAS) v čele s Dr. Xu Hongjie. Jedná se o množivý reaktor chlazený tekutými solemi, využívající thoriového paliva. Jde o jeden z největších projektů a Čína věří v získání práv k „vlastnictví“ této technologie. Hlavní výzkum probíhá v Šanghaji. V projektu je zahrnuto palivo jak v pevné formě (TMSR – SF), tak i kapalné (TMSR – LF). Z finančních důvodů se nejprve začíná s tuhým palivem.

Celkový výzkum je rozdělen do tří kategorií:

- zahájení (Initiation)
- demonstrace (Demonstration)
- podpora (Promotion)

**Zahájení** je plánováno do roku 2015-17 a cílem je vytvoření jak simulátoru (TMSR – SF0), tak i zkušebního reaktoru o výkonu 10 MW (TMSR – SF1). Už při zkušebním provozu tohoto desetimegawattového reaktoru se plánuje i stavba 2 MW reaktoru s tekutým palivem (TMSR – LF1).



Obr. 18 - strategie vývoje TMSR [62]

**Demonstrace** je dalším krokem ke zdokonalení předchozích programů (např. optimalizace TMSR – SF1) a vytvoření nových, jako je demonstrace reaktoru o výkonu 100 MW s tuhým palivem (TMSR – SF2), tak i sjednocení získaných poznatků k vytvoření experimentálního reaktoru na kapalné palivo o výkonu 10 MW (TMSR – LF1). Posun vývoje je určen na rok 2025 a jsou pro něj navrženy speciální laboratoře v Jiading v Šanghaji.

**Podpora** je závěrečnou částí výzkumu. Je předběžně určen na rok 2035. V tomto dlouhodobém plánu se uvažuje o zdokonalení (opět především optimalizace) reaktoru na kapalné palivo, avšak s desetinásobným výkonem – 100 MW (TMSR – LF2). V tutéž dobu by mělo dojít k definitivnímu ukončení výzkumu reaktoru na tuhé palivo a předvedení reaktoru na trh. To znamená, že konečným produktem, který by mohl být přiveden na trh, by se stal reaktor se všemi poznatky získanými během výzkumu a o výkonu až 1 GW. Dalším bodem je výstavba výzkumného a vývojářského centra pro budoucí TMSR v DaFeng.

SINAP věří, že palivo pro MSR je účinnější a efektivnější a ještě více sníží objem odpadu. Také náklady jsou nižší. Jediným problémem je nejvýše možná dosažitelná teplota, která je 600°C. Čína hodlá využít thoria (Th) jako paliva, jelikož jeho výskyt na Zemi je asi třikrát větší, než výskyt uranu a je nižší riziko zneužití VJP k výrobě jaderných zbraní. Z toho důvodu je cílem i příprava oxidu thoričitého (ThO<sub>2</sub>) a fluoridu thoričitého (ThF<sub>4</sub>) a testování na MSR. [60-63]

## 7.6. Indie

Indie má jedny z největších zásob thoria na světě. Proto je jejich výzkum zaměřován především na thoriový cyklus. Probíhají zde dva hlavní indické výzkumy reaktorů využívajících rozpuštěných solí - **IHTR** (The Innovative High Temperature Reactor) a **IMSBR** (Indian Molten Salt Breeded Reactor). IHTR je reaktor s thoriovým cyklem využívající paliva TRISO a grafitového moderátoru, což umožňuje provozní teploty okolo 950 - 1000°C. Pro chlazení je určena směs fluoridu lithného a berylnatého. Počítá se především s vysokou výrobou vodíku. Nejprve je však v plánu výstavba demonstračního

reaktoru o výkonu 20 MWt s provozními teplotami okolo 750°C. Ten by měl být posunem k většímu reaktoru o výkonu 600 MWt, plánovaného také pro výrobu vodíku.

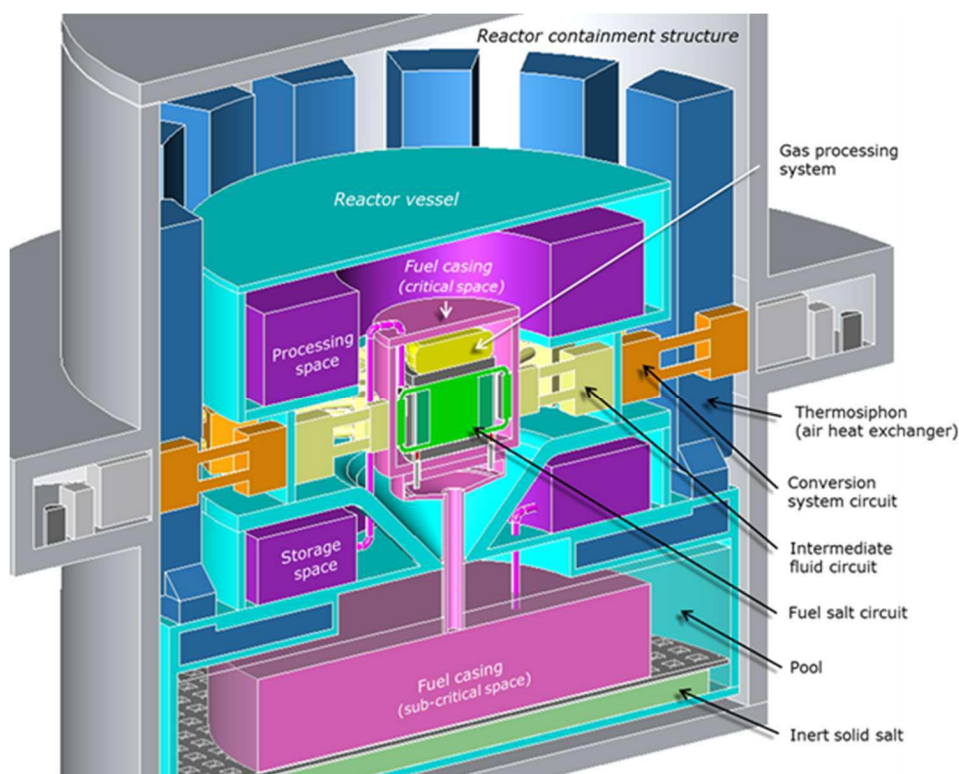
Druhý reaktor IMSBR je vyvíjen jako reaktor pracující v rychlém spektru. Opět se začíná s demonstračním reaktorem o výkonu cca 5 MWt (2 MWe), který se plánuje na rok 2025. Na polovinu 30. let se poté plánuje reaktor o výkonu až 1890 MWt (850 MWe) a pracovní teplotou 800°C. [69-71]

### 7.7. Kanada

Výzkum v Canadě je opět zaměřen na reaktory využívající kapalného paliva. **IMSR** (Integral Molten Salt Reactor) první výzkumné reaktory by měly být různé podle elektrického výkonu, od menších 30 MWe (80 MWt), přes 140 MWe (300 MWt), až po 290 MWe (600 MWt) Jako moderátor je použit grafit a pracovní teplota je okolo 700°C. Palivem je pak UF<sub>4</sub> rozpuštěný v tekuté směsi fluoridu lithného a berylnatého. Předpokládá se, že jedna palivová jednotka by mohla mít životnost až 7 let. Výzkum je vedený pod kanadskou společností Terrestrial Energy. [45][72]

### 7.8. Evropa

V Evropě probíhá hned několik výzkumů reaktorů využívajících rozpuštěných solí. V roce 2015 byl v holandském Delftu představen projekt s názvem **SAMOFAR** (Safety assessment of molten salt fast reactor), který je mimo jiné financován Evropskou komisí HORIZONT 2020<sup>2</sup>. Na projektu se podílí univerzity, výzkumná centra a laboratoře. Celkem se společenství skládá z 11 partnerů (CNRS - Francie, JRC - Evropa, CIRTEN - Itálie, IRSN - Francie, CINVESTAV - Mexiko, AREVA - Francie, CEA - Francie, EDF - Francie, PSI - Švýcarsko, KIT - Německo a TU Delft - Nizozemí). Z hlediska sdílení a výměny informací a poznatků je projekt částečně spojen i s dalšími projekty v Číně, Rusku nebo USA.



Obr. 19 – evropský projekt SAMOFAR [74]

<sup>2</sup> rámcový program pro výzkum a inovaci pro období 2014 - 2020

Hlavním cílem projektu je dosažení průlomu v otázce zvýšení jaderné bezpečnosti, snížení jaderného odpadu a konečným naložením s VJP. SAMOFAR je rychlý množivý reaktor využívající thoriové palivo v kapalně formě. Výhodou je, že aplikaci palivové soli lze provést i během provozu, což u tuhých paliv nelze. Jsou zde i další přínosy rozpuštěného paliva, jako je termická expanze palivové soli, přirozená cirkulace, vysoká rozpustnost štěpných produktů v soli atd. [73-74]

### 7.8.1. ČR

Česká republika se podílí na vývoji MSR společně se sdružením EURATOM. Výzkum probíhá v Centru Výzkumu Řež pod vedením Ing. Jana Uhlíře. Rozhodnutí o znovuoobnovení výzkumu z ORNL padlo roku 1999. Roku 2013 pak bylo poskytnuto přímo z ORNL cca 75 kg originální chladicí směsi fluoridu lithného a fluoridu berylnatého (LiF-BeF<sub>2</sub>) z původního experimentálního reaktoru MSRE pro výzkum v Řeži. Výzkum byl pojmenován SPHINX (SPent Hot fuel INcinerator by Neutron Flux) a hlavním cílem je provoz MSR v rychlém neutronovém spektru. Jedná se o transmutační<sup>3</sup> reaktor **MSTR** (Molten Salt Transmutation Reactor) tepelném výkonu 1215 MWt (486 MWe) a účinností cca 40%. Reaktor by měl využívat tekuté palivo na bázi rozpuštěných fluoridových solí o molárním složení 35% LiF, 38% BeF<sub>2</sub>, 27% NaF. Pro přípravu paliva pro MSR je navrhována kombinace dvou technologií – frakční destilace fluoridů a elektrochemická separace z prostředí fluoridové taveniny. Důležitým krokem je i odstranění vzácných plynů (Xe-135 a Kr-85), které se tvoří v aktivní zóně reaktoru. Xenon a krypton jsou silnými absorbatory neutronů a nejučinnější metodou je probublávání soli heliem.[75]

### 7.9. Dánsko

Dánským návrhem je reaktor **SWaB** (the Seaborg Technologies Wasteburner) využívající jaderného odpadu, který přeměňuje na elektrickou energii. Pilotní verze je navržena na provoz při výkonu 50 MWt, avšak se počítá i s navýšením výkonu na 150 MWt nebo 250 MWt. Jedním z bezpečnostních systému je přepadová souprava pro použitou sůl, což by mělo zabránit rozpuštění, nehodám způsobeným lidskou činností a dalším výpadkům, při kterých by normálně mohlo dojít k havárii. Reaktor využívá tekutého paliva na bázi rozpuštěného fluoridu lithného s fluoridem thoričitým a štěpitelnými aktinidy z VJP. Moderátor je ve formě grafitu. Opět se pracuje s vysokou teplotou okolo 700-900°C. Výzkum probíhá na dánské technické univerzitě v kooperaci s Niels Bohr Institute. [45][76]

### 7.10. Spojené Království

Stable Salt Reactor(**SSR**) je výzkum probíhající v Anglii pod společností Moltex Energy. Jedná se o rychlý reaktor bazénového typu, původně navržený ORNL. Prototyp je navrhován na 150 MWt. Palivová sůl je ze 60% chlorid sodný, zbytek tvoří plutonium a uran z VJP. Ve vývoji jsou momentálně dva typy SSR. Prvním je reaktor, který využívá obohaceného uranového fluoridového paliva, druhý pak využívá plutonia spolu s aktinidy použitého paliva z prvního typu reaktoru. Předpokládá se potřeba pouze jednoho tohoto typu na 10 reaktorů prvního typu.[45][77]

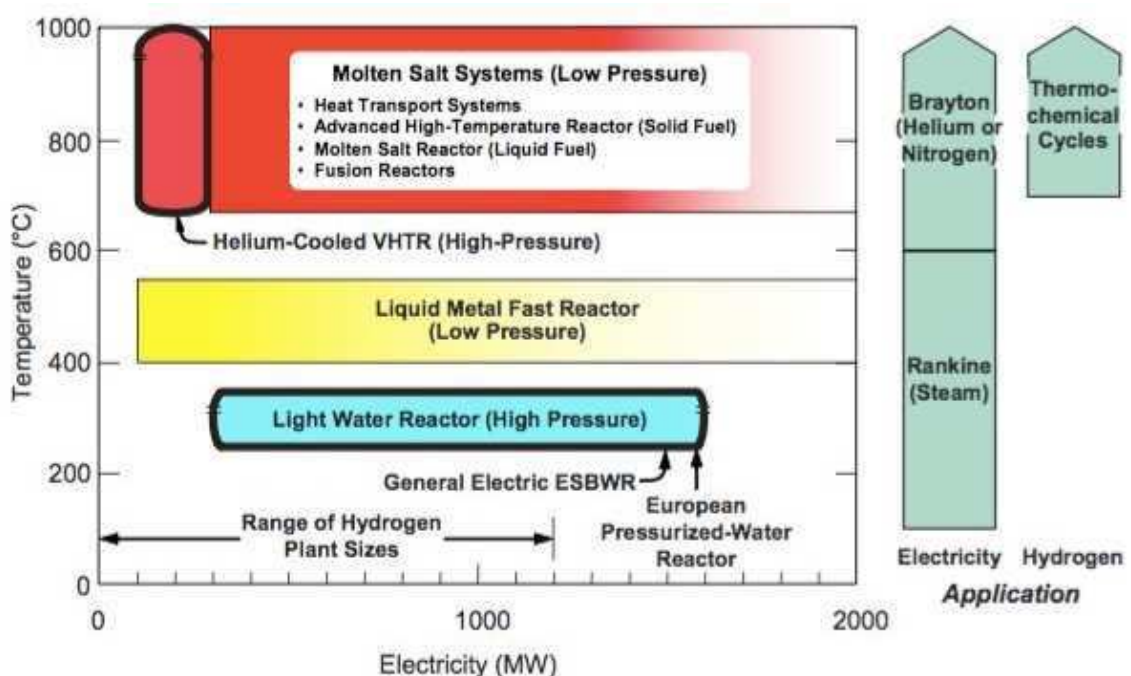
---

<sup>3</sup> Transmutace – polymetalurgické přepracování VJP

## 8. Systémy využívající roztavené soli

V poslední dekádě je několik významných podnětů pro rozvoj vysokoteplotních jaderných energetických systémů s chladicími teplotami mezi 700 a 1000°C. Je to především z důvodu vyšší účinnosti, který s teplotou narůstá. Velikost a náklady na vyrobenou kWe díky využití tohoto systému jsou významně nižší a tudíž konkurenceschopné. Vyšší tepelná účinnost zahrnuje nižší náklady jaderného paliva a nižší obsah VJP.

Řada především fluoridových solí má výborné vlastnosti pro přenos tepla, nízkou tenzi par a teplotou varu okolo 1400°C, vysoce stabilní radiační pole a mohou dosahovat vysoké koncentrace aktinidů a štěpných produktů. Právě takové soli mají velký potenciál jako chladivo pro vysokoteplotní zařízení a kombinovat tak technologie vysokoteplotního heliem chlazeného reaktoru. Jediní další možní kandidáti jsou tekuté kovy, zejména rozpuštěné olovo nebo slitiny olova pro reaktory pracující v rychlém neutronovém spektru. Kvůli jejich relativně nízkým bodům varu, tradiční tekuté kovy jako sodík nejsou vhodné pro provoz při vysokých teplotách. Porovnání pracovních oblastí zmíněných typů reaktorů viz. Obr. 20.



Obr. 20 – Porovnání typu reaktoru dle výstupní teploty a výkonu [89]

U jakéhokoliv reaktoru musí být teplo přeneseno z aktivní zóny do pracovního okruhu turbíny. Velikosti potrubních tras, čerpadel a tepelného výměníku závisí na fyzikálních vlastnostech pracovního média.

Tab. 3 umožňuje orientační srovnání počtu trubek o průtočné ploše 1 m<sup>2</sup>, potřebných u různých kapalin pro přenos 1000 MWt, za předpokladu, že vstupní teplota média je 100°C.

Tab. 3 – Srovnání počtu trubek o průtočné ploše 1 m<sup>2</sup> pro jednotlivá média umožňující přenesení 1000MWt při teplotě média 100°C [86][89]

	voda	sodík	hélium	rozpuštěné soli
Tlak [MPa]	15,5	0,69	7,07	0,69
výstupní teplota [°C]	320	545	1000	1000
Rychlost [m/s]	6	6	75	6
počet trubek	0,6	2	12,3	0,5

Tekuté soli mají vynikající objemovou tepelnou kapacitu oproti ostatním kapalinám viz Tab. 4, proto je velikost proudícího systému menší, než u jiných reaktorů. Nejvýkonnější reaktory lze tak projektovat optimálně s primárním chlazením pomocí rozpuštěných solí. Vysoká hodnota rychlosti a tlaku u hélia omezuje maximální výkon reaktorů.

Tab. 4 - Porovnání jednotlivých druhů chladiv [89][91]

Medium	mol složení [%]	bod tání [°C]	bod varu [°C]	$\rho$ [kg/m <sup>3</sup> ]	$c_p$ [kJ/kg·K]	$\rho c_p$ [kJ/m <sup>3</sup> ·K]	$\eta \cdot 10^4$ [Pa·s]	$\lambda$ [W/m·K]
Hélium	-			3,8	5,25	19,34	0,5	0,29
Sodík	-	97,8	773	790	1,27	1000	1,9	62
Olovo	-	328	1750	10540	0,16	1700	-	16
Voda	-	0	100	732,3	5,49	4018	0,9	0,56
LiF-NaF-KF (Flinak)	46,5-11,5- 42	454	1570	2019,9	2,01	4060	29	0,6
LiF-BeF <sub>2</sub> (Flibe)	66-34	459	1430	1940	2,34	4540	-	1
NaF-ZrF <sub>4</sub>	58-42	500	1450	3140	1,17	3470	-	~1

Nynější koncepty vysokoteplotních reaktorů lze rozdělit na modulární a vysoko výkonové. Stejně tak jako na vysokotlaké a nízkotlaké. Výběr chladiva může být podstatnou složkou pro velikost reaktoru. Zatímco výše uvedené výhody vysokoteplotních reaktorů jsou známe po desetiletí, je nutno vyvinout a provozně ověřit řadu nových technologií, zejména pak materiálový výzkum a teplotní odolnosti všech potřebných systémů. Další možností je využití vysoko-potencionálního tepla pro efektivní produkci vodíku. Jedná se o využití metody termochemického vodíkový cyklus, který vyžaduje teplo z vysokoteplotního reaktoru, které pomocí dalšího chemického procesu rozdělí vodu na vodík a kyslík. Předběžné odhady nákladů ukazují, že výrobu vodíku touto cestou, je o 60% nižší, než při klasické elektrolýze. Dodávané teplo musí být okolo 700 až 850°C. Dále je zkoumána možnost produkce vodíku pomocí vysokoteplotní elektrolýzy.

Obecně se rozpuštěné fluoridové soli zvažují pro 4 využití. Tyto aplikace jsou uvedeny v pravděpodobném stavu rozvoje.

- **System přenosu tepla roztavenými solemi**

Rozpuštěné fluoridové soli jsou navrženy k přenosu tepla ze všech typů vysokoteplotních reaktorů do systému produkce vodíku.

- **AHTR**

AHTR je reaktor na tuhé palivo, který využívá chlazení rozpuštěnými solemi pro přenos tepla z aktivní zóny do přechodného tepelného výměníku. Tato smyčka předává teplo do Braytonova cyklu nebo do zařízení k produkci vodíku.

- **MSR**

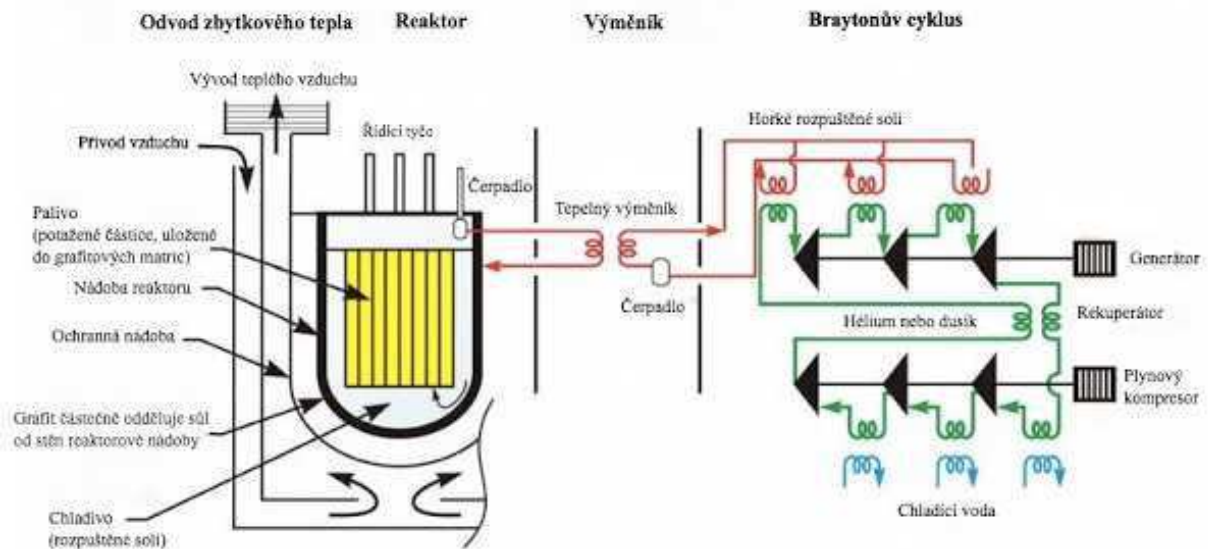
MSR je reaktor na kapalné palivo, kde jsou uran, štěpné produkty a aktinidy rozpuštěny v tekutých solích. Palivová sůl protéká jádrem moderovaným grafitem. Teplo je přenášeno palivovou solí do přechodného výměníku. Tato smyčka opět předává teplo do Braytonova cyklu nebo do zařízení k produkci vodíku.

- **Fúzní reaktory**

Rozpuštěné soli jsou hlavními kandidáty na chlazení inerciálního a magnetického fúzního energetického systému.[89][91]

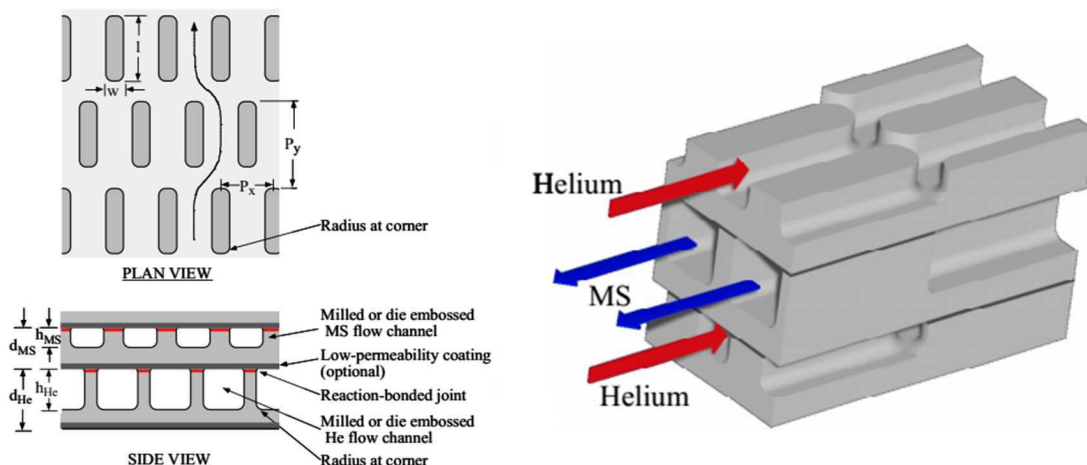
## 8.1. Koncepce reaktoru AHTR

AHTR je velký, pasivně bezpečný reaktor, využívající tuhé palivo uložené do grafitových matic a čisté rozpuštěné soli jako chladivo. Sekundární chladicí systém předává teplo dále pro výrobu elektrické energie využívající Braytonův cyklus nebo pro produkci vodíku. AHTR je nový koncept s provozními teplotami chladiva mezi 700 a 1000°C, což závisí na způsobu použití.



Obr. 21 - Schéma AHTR reaktoru pro výrobu elektrické energie [89]

V Idaho National Laboratory bylo zkoumáno několik možných zapojení tepelného dopravního systému za účelem výroby vodíku. Bylo zjištěno 7 možností konfigurace zapojení. Cílem programu bylo zhodnotit jednotlivé výhody a nevýhody každé konfigurace a pracovních látek. Zapojení obsahují jak přímé, tak i nepřímé cykly produkce elektřiny. Všechny verze zahrnují tzv. průběžný tepelný výměník (IHX – intermediate heat exchanger), který slouží k oddělení jednotlivých operací a bezpečnostním opatřením jaderné elektrárny. Při výzkumu se pracovalo jak s héliem, tak i s rozpuštěnými solemi jako chladivem. Studie ukázaly, že rozpuštěné soli, jako pracovní látka, mají více výhod - zejména pro přenos většího množství energie pro produkci vodíku. Další ze zvažovaných konstrukcí výměníku roztavená sůl/helium je zobrazen na Obr. 22. V této konstrukci se využívá kompozice C/SiC.



Obr. 22 Příklad jednoho z typu výměníku roztavená sůl/Helium [88]

Testované soli byly dvě, a to tzv. Flinak, v molárním složení LiF-NaF-KF (46,5% - 11,5% - 42%) a NaBF<sub>4</sub>-NaF (92%-8%). Použití rozpuštěných solí umožňuje zlepšení přenosu tepla a redukování čerpací práce, ale také způsobuje problémy kompatibilitou a životností materiálu.

Pro analýzu musely být nastaveny dvě teploty zkušební vysokoteplotního reaktoru. Jedná se o výstupní teplotu reaktoru, která byla definována na 900°C a maximální teplotu, již lze dodat do zařízení produkce vodíku (ta se s teplotou zvyšuje). Pro toto zapojení byla teplota projektově stanovena na 850°C.

Základem pro analýzu bylo využití předběžných návrhů amerického vysokoteplotního reaktoru NGNP. U reaktoru se předpokládá výkon 600 MWt a jako chladivo využívá helium.

### Jednotlivé konfigurace:

1. Konfigurace 1 – přímý cyklus výroby elektřiny a sériově zapojený IHX
2. Konfigurace 2 – přímý cyklus výroby elektřiny a paralelně zapojený IHX
3. Konfigurace 3 – přímý cyklus výroby elektřiny a sériově zapojené IHX a SHX
4. Konfigurace 4 – přímý cyklus výroby elektřiny a paralelně zapojené IHX a SHX
5. Konfigurace 5 – nepřímý cyklus výroby elektřiny a sériově zapojený SHX
6. Konfigurace 6 – nepřímý cyklus výroby elektřiny a paralelně zapojený SHX
7. Konfigurace 7 – nepřímý cyklus výroby elektřiny a paralelně zapojený PHX

**IHX** (intermediate heat exchanger) - průběžný (první) tepelný výměník

**PHX** (process heat exchanger) - tepelný výměník který spojuje první výměníkovou smyčku a zařízení pro produkci vodíku

**SHX** (secondary heat exchanger) - tepelný výměník, který - je-li připojen - je umístěn mezi

IHX a PHX a stává se tak druhým výměníkem

Konfigurace 1 využívá přímý cyklus a je navržena pro helium nebo tekuté soli. Je to nejjednodušší konfigurace z hlediska vybavení a může být obzvláště vhodná pro produkci vodíku. IHX odebírá méně než 10% výkonu reaktoru. Nicméně celková účinnost elektrického výrobního procesu se snižuje, jelikož na turbogenerátorový modul PCU (Power Conversion Unit) vstupuje medium o nižší teplotě. Byly také provedeny parametrické výpočty pro tepelné ztráty. Bez izolace byla ztráta nízkotlakého hélia 15% a u kapalných solí byla ztráta asi 8%. Z analýzy bylo také zjištěno, že množství potřebné izolace je mnohem menší při použití rozpuštěných solí, nežli hélia. Celková účinnost cyklu se blíží k 50%.

V Tab. 5 můžeme vidět srovnání parametrů IHX výměníku pro Konfiguraci 1. IHX operuje v turbulentním režimu na horké větvi a v laminárním režimu ve studené větvi. Na žádném místě není přechodová oblast. I přesto, že logaritmický spád byl cca o 60% vyšší u hélia, tekuté soli dokázaly lépe kompenzovat fluktuaci teplot.

Tab. 5 srovnání parametrů IHX výměníku pro Konfiguraci 1 - upraveno z [86]

Parametr	He/He	He/Flinak	He/NaBF <sub>4</sub> -NaF
Střední teplotní diference [°C]	124	78	78
Tlaková ztráta - horká / studená větev [kPa]	50 / 3,3	50 / 0,43	50/0,24
Čerpací práce - horká / studená větev [kW]	3400 / 62	3400 / 0,028	3400 / 0,019
Reynoldsovo číslo - horká / studená větev	5510 / 530	5800 / 64	5130 / 200
Šířka [m]	2,37	2,31	2,45
Délka [m]	0,076	0,07	0,086

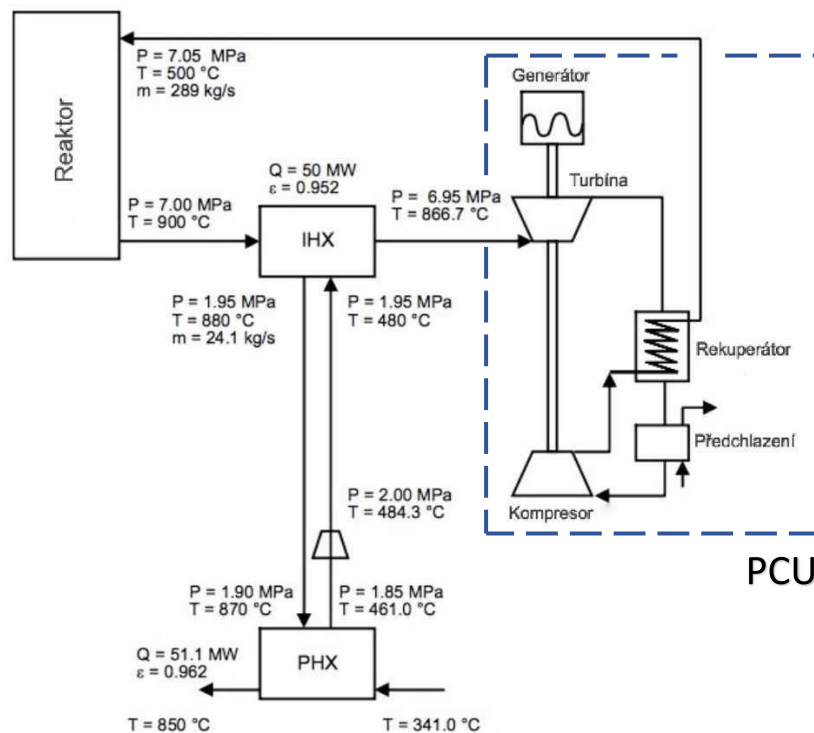


Následující tabulka shrnuje základní parametry PHX výměníku s parametry pracovního media v horké smyčce. PHX využívá turbulentního režimu v horké větvi výměníku pro všechny tři media. Objem PHX s héliem je třikrát vyšší, než objem s rozpuštěnými solemi. Očekává se, že náklady PHX jsou přímo úměrné jeho velikosti. Tudíž využitím solí lze tyto náklady snížit.

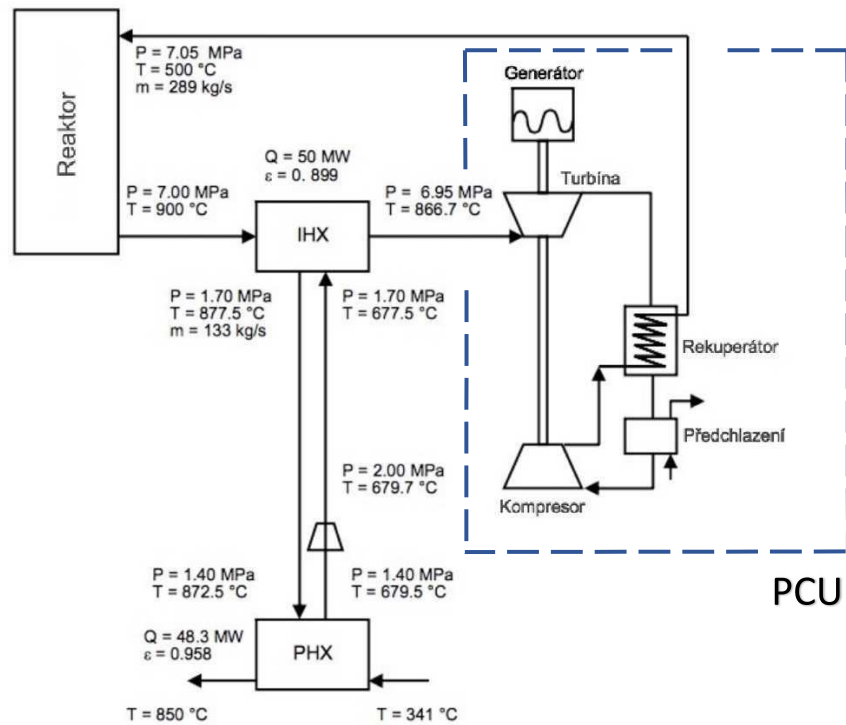
Tab. 6 Základní parametry PHX výměníku s parametry pracovního media - upraveno z [86]

Parametr	He	Flinak	NaBF <sub>4</sub> -NaF
Střední teplotní diference [°C]	56	117	117
Tlaková ztráta - horká větev [kPa]	50	10	10
Čerpací práce - horká větev [kW]	950	0,65	0,94
Reynoldsovo číslo - horká větev	16000	5800	19000
Délka [m]	10,2	10	8,82
Objem [m <sup>3</sup> ]	8,4	2,61	2,49
Počet trubek	3320	1050	1140

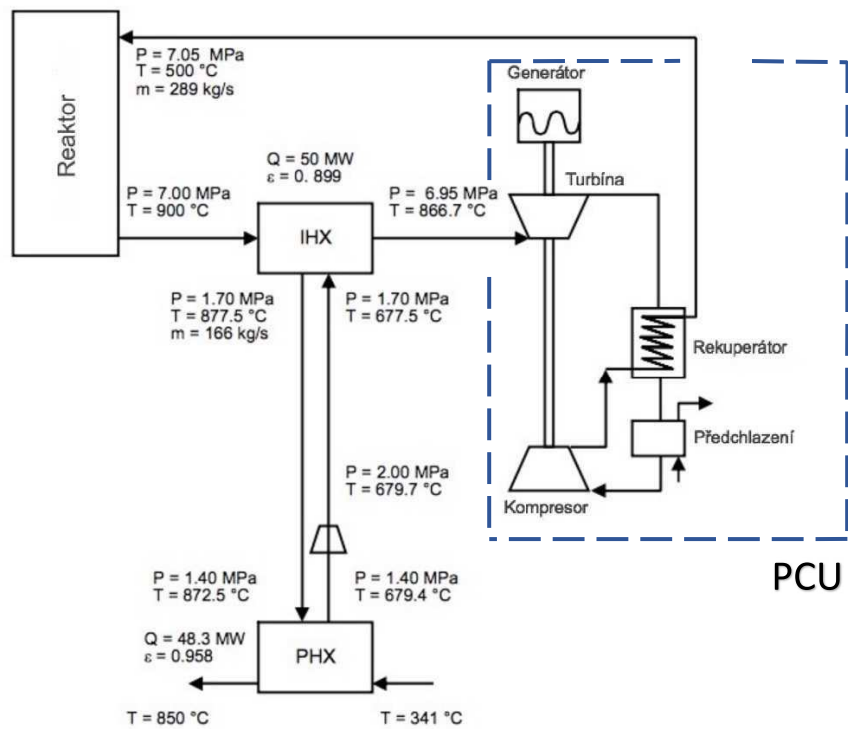
Životnost této tepelné smyčky je ovlivněna mezi pevnosti při tečení dostupných materiálů. Mez pevnosti se snižuje s teplotou a provozní dobou. Správné určení materiálu by mohlo být problém, jelikož je plánován dlouhodobý provoz za zvýšeného tlaku a teploty. Proto byly na základě maximální životnosti sníženy tlaky v horké větvi na 7 MPa a tlak v PHX systému na 2 MPa, jak lze vidět v následujících schématech (viz. Obr 23-25) [86-87]



Obr. 23 Termohydraulické podmínky pro Konfiguraci 1 s nízkotlakým héliem [86]



Obr. 24 - Termohydraulické podmínky pro Konfiguraci 1 s Flinak [86]



Obr. 25 - Termohydraulické podmínky pro Konfiguraci 1 s  $\text{NaBF}_4\text{-NaF}$  [86]

## 9. Termofyzikální vlastnosti solí

Roztavené soli mají obdobné vlastnosti, liší se hlavně svojí teplotou tání, mírou korozních účinků a vhodnosti jako nosné soli pro rozpuštěné palivo. Mezi hlavní typy solí patří např.: Flinik, KF či  $\text{NaBF}_4\text{-NaF}$ . I přes množství těchto roztavených solí se jak pro použití jako chladivo (viz. Tab. 7) tak i pro použití jako nosná sůl pro palivo (viz. Tab. 8 Tab. 7) nejčastěji zkoumá sůl Flibe. [87][91]

### 9.1. Toxicita a hořlavost – Flibe

Flibe jako samotná směs hořlavá není. Samostatné prvky jsou vysoce reaktivní, ale jakmile spolu reagují na LiF a  $\text{BeF}_2$  stanou se spíše pasivními a reaktivitu nevykazují.

#### Beryllium

Patří mezi karcinogeny 2. třídy, to znamená, že postihuje především dýchací ústrojí. Při požití také vytěsňuje biogenní prvky (hořčík a vápník). Chlorid berylnatý ( $\text{BeCl}_2$ ) je vysoce toxická látka, která se po požití (je velmi dobře rozpustná ve vodě) hromadí v tkáních. Beryllium pak ve sloučení s fluoridem ( $\text{BeF}_2$ ) může mít za následek léze na kůži.

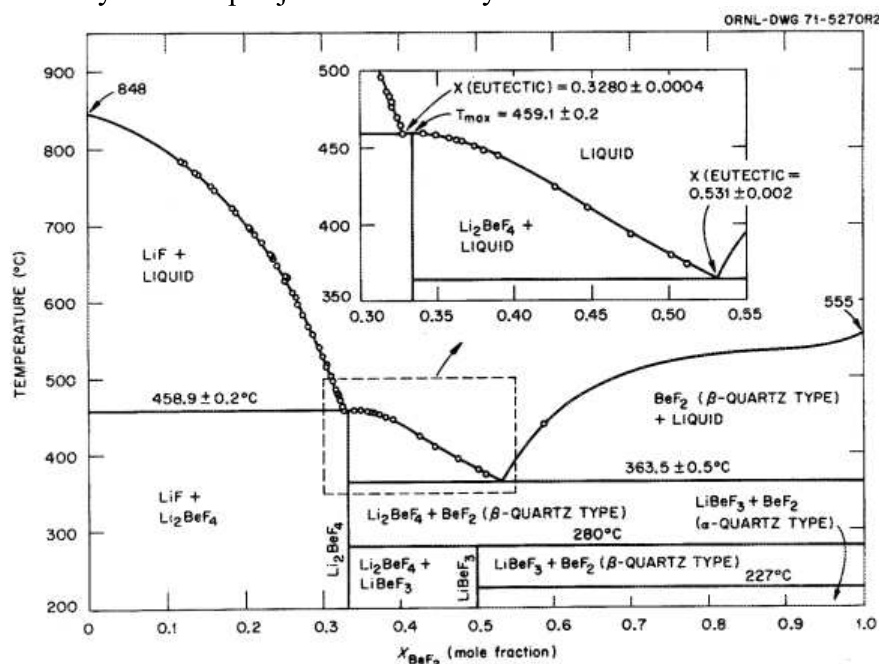
#### Fluór

Vdechování plynného fluoru může způsobit podráždění nosu, hrdla a dýchacích cest. V horších případech způsobuje i bezvědomí, až smrt. Při kontaktu s kůží může dojít k popálení (reaguje s vlhkostí kůže). Problémem je potenciál pro tvorbu HF (Fluorovodíku), který je vysoce korozivní. Při štěpení lithia se tvoří izotop vodíku, který se spojuje s volným atomem fluoru. Jednou z metod navržených pro kontrolu je proudění přebytku beryllia, přes který teče Flibe.

#### Lithium

V elementární formě postihuje lithium nervový systém. Je také velmi samovznětlivé, avšak ve sloučení s Flibe tuto vlastnost ztrácí. Fluorid lithný (LiF) je vysoce stabilní. Prozatím nebyly zkoumány toxické účinky sloučeniny.

Na Obr. 26 je uveden fázový diagram LiF-  $\text{BeF}_2$ , ve kterém jsou zobrazeny teploty jednotlivých fázových změn pro jednotlivé složky.



Obr. 26 Fázový diagram LiF- $\text{BeF}_2$  [88]

## 9.2. Hustota

Hustota je potřebná k měření schopnosti přenosu tepla jak nucenou konvekcí, tak i přirozenou. Hustota rozpuštěných solí lineárně klesá s rostoucí teplotou. Pro odhad hustoty byl odvozen vzorec (1),

$$\rho_{mix}(T) = \frac{\sum_i x_i M_i}{\sum_i x_i V_i(T)} \quad (1)$$

kde  $x_i$  je molární zlomek složky  $i$ ,  $M_i$  hmotnostní zlomek složky  $i$  a  $V_i(T)$  je molární objem složky  $i$  při teplotě  $T$ .

## 9.3. Tepelná kapacita

Fluoridové soli mají poměrně vysokou tepelnou kapacitu. Měrnou tepelnou kapacitu lze odhadnout na základě Dulong – Petitova zákona a slabé teplotní závislosti pomocí vzorce (2),

$$c_p = 33,47 \frac{\sum_{i=1}^n N_i p_i}{\sum_{i=1}^n N_i M_i} \quad (2)$$

kde  $c_p$  je měrná tepelná kapacita,  $n$  je počet prvků v molekule (např. NaCl je  $n=2$ ),  $p_i$  je počet atomů v molekule složky  $i$ ,  $N_i$  molární zlomek a  $M_i$  molární hmotnost složky  $i$ . Z pozdějších studií následně vyplynul přesnější vztah pro směs Flink.

$$c_p = 976,13 + 1,063T \quad (3)$$

Tepelné kapacity určitých solí pro teplotu 700°C jsou uvedeny v tabulkách níže (Tab. 7).

## 9.4. Viskozita

Dynamická viskozita pro tekuté soli je definovaná vzorcem (3),

$$\mu = A \exp\left(-\frac{B}{T}\right) \quad (4)$$

kde  $A$  a  $B$  jsou koeficienty a  $T$  teplota. Tekuté soli jsou Newtonské kapaliny a vykazují tak typický exponenciální pokles viskozity reciproční teploty ( $1/T$ ). Zásadní vliv na viskozitu má právě teplota. Pro jednotlivé rozsahy teplot jsou příklady dynamické viskozity uvedeny v tabulce Tab. 7 a Tab. 8 níže.

## 9.5. Tepelná vodivost

Tepelná vodivost pro tekuté soli je odvozena vzorcem (4),

$$k = 0,119 \frac{T_m^{0,5} \rho_M^{0,667}}{\left(\frac{M}{n}\right)^{1,167}} \quad (5)$$

kde  $k$  je tepelná vodivost,  $T_m$  je bod tání,  $\rho_M$  je molární objem rozpuštěné soli,  $M$  je průměrný vzorec hmotnosti soli a  $n$  je počet prvků v molekule. Výpočet tepelné vodivosti je nejvíce složitá pro měření, což vede k častým chybám ve výpočtech. Pro jednotlivé rozsahy teplot jsou příklady dynamické viskozity uvedeny v tabulce (Tab. 7 a Tab. 8) níže. [87]

Tab. 7 Termofyzikální parametry vybraných solí jako teplotnosné médium – upraveno z [87][86]

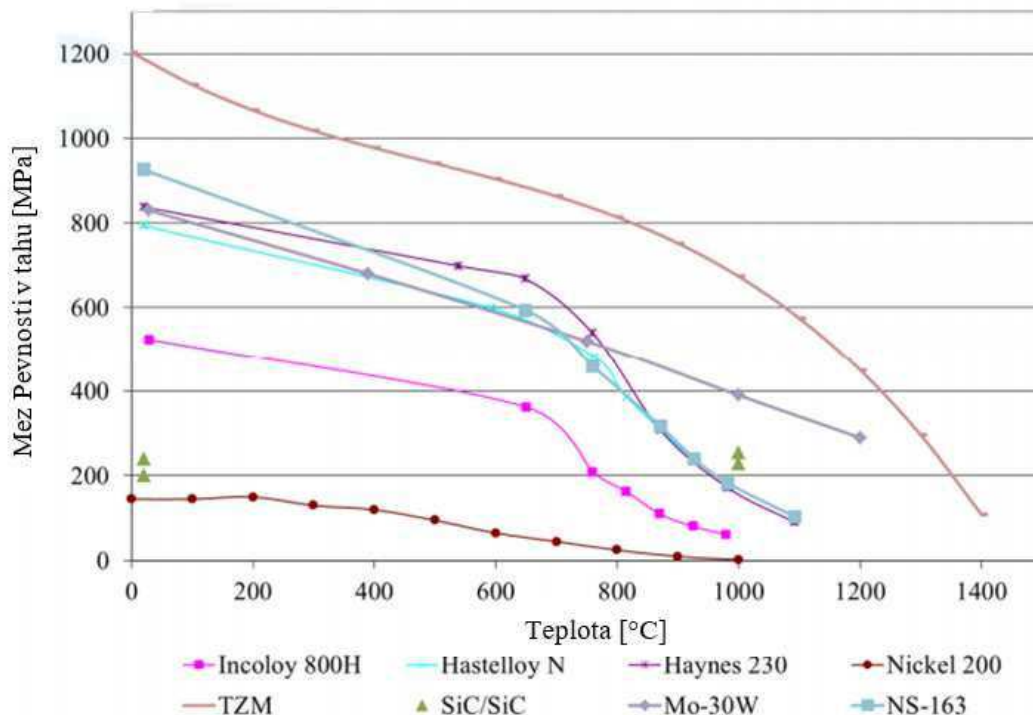
Sůl	Složení	Teplota tání/varu	Tlak vypařování při 900°C	Hustota	Tepelná kapacita při 700°C	Dynamická viskozita	Tepelná vodivost
	[% mol]	[°C]	[Pa]	[g/cm <sup>3</sup> ]	[J/kgK]	[cP]	[W/mK]
<b>LiF-NaF-KF</b>	46,5-11,5-42	454/1570	93,3254	0,000253	1884,1	0,04,exp(4170/T(K)), pro T ≈ 873-1073K	0,6 při 500°C
<b>NaF-ZrF<sub>4</sub></b>	59,5-40,5	500/1450	666,61	3,650-0,00088,T(°C) pro T ≈ 550-700°C	1172,3	(57-43 % mol) 0,0767,exp(3977/T(K)), pro T ≈ 873-1073K	-
<b>LiF-BeF<sub>2</sub></b>	67-33	460/1400	159,9864	2,280-0,000488,T(°C) pro T ≈ 500-650°C 2,413-0,000488 T (°C) pro T ≈ 800-1080K 2,4156-0,00049072,T (K) pro T ≈ 732,2-4498,8K	2415,8	0,0116,exp(3755/T(K)), pro T ≈ 873-1073K	1,0 při 600°C
<b>NaF-BeF<sub>2</sub></b>	57-43	340/1400	186,6508	2,270-0,00037,T (°C)	2177,1	0,0346,exp(5165/T(K)), pro T ≈ 873-1073K	-
<b>LiCl-KCl</b>	59,5/40,5	355/1400	773,2676	T v rozsahu 450-550 °C	1201,6	0,0861,exp(2517/T(K)) pro T ≈ 873-1173K	0,38 při 700°C
<b>NaF-NaBF<sub>4</sub></b>	8-92	385/694	1266559	2,2521-0,000711,T (°C)	1507,2	0,0877,exp(2240/T(K)) pro T ≈ 873-1173K	0,4 při 621°C
<b>KF-KBF<sub>4</sub></b>	25-75	460/1070	13332,2	2,258-0,0008026,T (°C)	1306,3	0,431,exp(3060/T(K)) pro T ≈ 873-1073K	-

Tab. 8 Termofyzikální vlastnosti vybraných palivových solí - upraveno z [86][87]

Palivová sůl	Složení [% mol]	Tepota kapaliny [°C]	Tlak vypařování [Torr]	Hustota [g/cm <sup>3</sup> ]	Tepelná kapacita [J/kgK]	Dynamická viskozita [cP]	Tepelná vodivost [W/mK]
<b>LiF-BeF<sub>2</sub>-ThF<sub>4</sub>-UF<sub>4</sub></b>	73-16-10,7-0,3	500 ±5	log P = 8,0 - 10,000/T(K) pro T ≈ 500-700°C	3,628- 0,00066, T(°C)	1423,51 ± 4%	(0,084),exp(4340/T(K))	1,0 ± >25%
<b>LiF-BeF<sub>2</sub>-ThF<sub>4</sub>-UF<sub>4</sub></b>	72-21-6,7-0,3	500 ±5		3,153- 0,00058, T(°C)	1632,85 ± 4%	(0,072),exp(4370/T(K))	1,0 ± >25%
<b>LiF-BeF<sub>2</sub>-ThF<sub>4</sub>-UF<sub>4</sub></b>	68-20-11,7-0,3	480 ±5		3,687- 0,00065, T(°C)	1381,64 ± 4%	(0,077),exp(4430/T(K))	0,8 ± >25%
<b>LiF-BeF<sub>2</sub>-ThF<sub>4</sub>-UF<sub>4</sub></b>	63-25-11,7-0,3	500 ±5		3,644- 0,00063, T(°C)	1381,64 ± 3%	(0,044),exp(5030/T(K))	0,7 ± >25%

## 10. Termofyzikální vlastnosti konstrukčních materiálů

Významným parametrem při výběru konstrukčních materiálů je klesající hodnota meze pevnosti v závislosti na teplotě, která snižuje maximálně dovolené napětí a také nepříznivě ovlivňuje životnost zařízení. Na následujícím Obr. 27 jsou srovnány některé niklové slitiny a další materiály. Jako perspektivní se z hlediska mechanické odolnosti za vysokých teplot jeví slitiny na bázi niklu (MoNiCr, Hastelloy N), molybdenu (TZM) či vlákny zpevněné kompozice silikon-karbidů C/SiC. Austenitické a feritické oceli jsou limitovány pro aplikace s roztavenými solemi při těchto teplotách nejen korozní odolností, ale také svojí nízkou dobou do lomu ve srovnání s niklovými slitinami (o řád nižší). [90]



Obr. 27 - Srovnání meze pevnosti v tahu v závislosti na teplotě pro jednotlivé konstrukční materiály [90]

### 10.1. HASTELLOY N

Hastelloy je slitina složená především z niklu (71%), molybdenu (16%), chromu (7%). Slitina zachovává své vlastnosti při extrémních teplotách a výborně odolává korozi, stárnutí a křehnutí. Mimo jiné je také vhodná pro tváření a svařování. Je vhodná pro využití do náročných provozů, které musí odolávat opětovným tepelným šokům. Je schopná odolávat teplotám okolo 1000°C avšak schválené použití je do teplot cca 700°C. Tato slitina byla vytvořena pro MSR reaktory v ORNL. Hastelloy je registrovaná značka společnosti Haynes International s.r.o. V současné době je to jeden z nejvíce ověřených materiálů pro použití do prostředí s roztavenými solemi, a dává základ dalším modifikacím. [78][79]

Tab. 9 Termofyzikální vlastnosti slitiny Hastelloy N [79]

	Hastelloy N						
t [°C]	20	200	300	400	500	600	700
$\rho$ [kg/m <sup>3</sup> ]	8930	-	-	-	-	-	-
$c_p$ [kJ/kgK]	434	440	456	469	485	565	578
$\lambda$ [W/mK]	-	13,1	14,4	16,5	18	20,3	23,6
a [ $\mu$ m/mK]	12,3	12,3	13	13,4	13,8	14,5	14,9
teplota tání [°C]	1300 - 1400						

## 10.2. MoNiCr

Společnost ŠKODA JS vytvořila slitinu Monicr, se složením 73%Ni, 18%Mo a 7%Cr. Její schválené provozní teploty se pohybují okolo 750°C. VC současně době probíhá vývoj a ověřovací výzkum pro teploty až 1000°C. Výborně odolává deformacím, jako je tečení, ale také korozi. Prokazuje výbornou korozní odolnost stejně jako Hastelloy N.[79]

Tab. 10 Termofyzikální vlastnosti slitiny MoNiCr [79]

MoNiCr							
t [°C]	20	200	300	400	500	600	700
ρ [kg/m <sup>3</sup> ]	8930	-	-	-	-	-	-
c <sub>p</sub> [kJ/kgK]	435	461	475	490	504	519	533
λ [W/mK]	13	15,2	16,6	18,3	20,3	22,8	25,9
a [μm/mK]	-	-	-	-	-	-	-
teplota tání [°C]	1300 - 1400						

## 10.3. INCOLOY 800H

Incoloy je slitina niklu, železa a chromu cca Ni 35%, Fe 40% a Cr23%. Má vynikající odolnost proti oxidaci, nauhličení a vysokým teplotám. Má také vysokou pevnost při tečení. Mimo Incoloy 800H jsou ještě modifikace slitiny, a to Incoloy 800 a Incoloy 800HT. Slitiny se od sebe liší v podstatě rozdílným obsahem uhlíku. Pracovní teploty opět mohou být okolo 1000°C.[78][80]

Tab. 11 Termofyzikální vlastnosti slitiny Incoloy 800H [78] [80]

Incoloy 800H							
t [°C]	20	200	300	400	500	600	700
ρ [kg/m <sup>3</sup> ]	7940	-	-	-	-	-	-
c <sub>p</sub> [kJ/kgK]	435	461	475	490	504	519	533
λ [W/mK]	11,5	14,7	16,3	17,9	19,5	21,1	22,8
a [μm/mK]	-	15,9	16,2	16,5	16,8	17,1	17,5
teplota tání [°C]	1357 - 1385						

## 10.4. TZM

Perspektivním materiálem se díky své stabilitě za vysokých teplot jeví molybdenová slitina, která je tvořena: 99,4%Mo - 0,5%Ti - 0,08%Zr - 0,02%C. Její vysoká tepelná vodivost a velmi dobrá korozní odolnost srovnatelná s Hastelloy N umožňuje konstrukci částí výměníků. S tímto materiálem se uvažuje při stavbě divertoru fúzního reaktoru ITER v kombinaci s grafitem a díky srovnatelné teplotní roztažnosti tak umožní redukci tepelného namáhání. [90][94]

Tab. 12 Termofyzikální vlastnosti slitiny TZM [94]

TZM							
t [°C]	20	200	300	400	500	600	700
ρ [kg/m <sup>3</sup> ]	10200	-	-	-	-	-	-
c <sub>p</sub> [kJ/kgK]	271	272	272	274	276	280	285
λ [W/mK]	127,5	125,5	120,53	118,44	115,5	113	110
a [μm/mK]	5,08	5,12	5,23	5,29	5,37	5,45	5,53
teplota tání [°C]	2500 - 2600						



## 10.5. SiC

Keramická kompozice SiC může utvářet mnoho modifikací a vykazuje v prostředí fluoridů/chloridů vysokou stabilitu. U tohoto materiálu nejsou zcela zřejmé některé mechanické vlastnosti, jako je mez pevnosti díky působení vad monokrystalické struktury. Řešení sestává z optimalizace procesu sintrace a také přidáním různých typů vláken (SiC-SiC), při které vznikají kompozice s vysokou mezí pevnosti, avšak za cenu výrazného snížení zejména tepelné vodivosti. [95]

Tab. 13 Termofyzikální vlastnosti SiC [95]

SiC							
t [°C]	20	200	300	400	500	600	700
ρ [kg/m <sup>3</sup> ]	3160	-	-	-	-	-	-
c <sub>p</sub> [kJ/kgK]	675	965	1043	1100	1144	1179	1208
λ [W/mK]	490	186,7	160,29	140,2	119,27	102,11	86,11
a [μm/mK]	0	0,08	0,13	0,18	0,22	0,29	0,34
teplota tání [°C]	2730 - 2800						

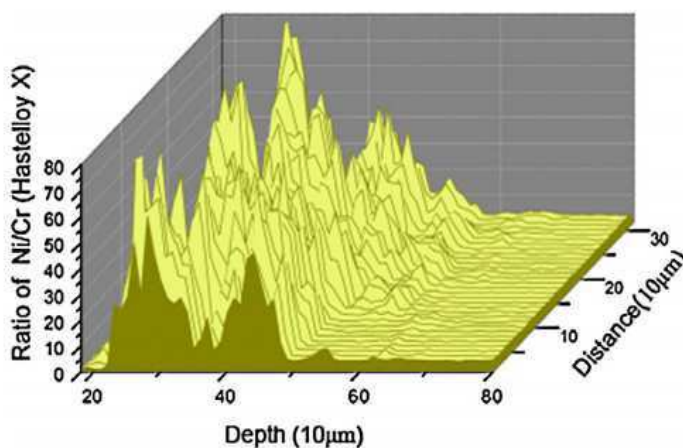
## 10.6. Koroze slitin v roztavených solích

Materiály pro použití s roztavenými solemi musí být korozně odolné v dlouhodobém provozu v řádech 10 000 hodin s rychlostí rovnoměrné koroze < 2.5 μm/rok při cca 650 °C.[93] V roztavených solích působí řada korozních mechanismů, avšak nejzásadnější je elektrochemický proces vycházející z elektronové výměny, kde oxidační proces probíhá dle:



kde M je kovový prvek (především se jedná o Cr a Fe) a MF<sub>n</sub> je odpovídající iont. Mechanismus je tvořen rozdílem ve volných energiích mezi jednotlivými formacemi.

Dalším mechanismem koroze je galvanický efekt, který je například posílen kontaktem slitiny s grafitem či ušlechtilým kovem. Zesilujícím účinkem je také nehomogenita u svarových spojů. Dalším vlivem pro zvýšení korozního účinku je teplotní gradient vedoucí formaci jader kovových iontů. Galvanický účinek nebyl dosud plně dokumentován, oproti vlivu teploty a koncentrace soli. Významné korozní účinky jsou dány nečistotami soli, kdy obsahem například množství H<sub>2</sub>O vede k tvorbě například HF, která má silný korozivní účinek. [97]. Příkladem korozního poškození v soli Flinak je uveden na Obr. 28.



Obr. 28 Poměr Ni/Cr ve vzorku slitiny Hastelloy X v soli FLiNaK při 750 °C po 320 h expozici – korozní porušení [100]

Výsledky korozních zkoušek pro jednotlivé soli jsou uvedeny v následujících tabulkách Tab. 14-16. Obecně sůl Flinak je korozně agresivnější než-li sůl FLiBe [98], avšak databáze výsledků jednotlivých zkoušek není zatím obsáhlá.

Tab. 14 Výsledky korozních zkoušek pro sůl FLiNaK [98][99]

<b>FLiNaK</b>			
	Doba testování [h]	Maximální teplota [°C]	Korozní rychlost [mm/rok]
SS 316	500	815	1,8
Hastelloy N	3048	815	0,007
Hastelloy N	8760	677	0,025
Hastelloy N	1340	677	< 0,025
Hastelloy N	1000	607	< 0,026
Inconel 600	1000	815	2,9
Inconel 600	500	815	3
Inconel 600	4673	677	0,62
Inconel 600	8760	649	0,2

Tab. 15 Výsledky korozních zkoušek pro sůl FLiBe [98][99]

<b>FLiBe</b>			
	Doba testování [h]	Maximální teplota [°C]	Korozní rychlost [mm/rok]
SS 316	1000	815	1,8
SS 316	2000	650	0,002
Hastelloy N	26000	649	< 0,025
Inconel 600	1000	677	< 0,025
Inconel 600	8760	732	0,19
Inconel 600	7789	677	0,1
Hastelloy C-276	1000	600	0,0034

Tab. 16 Výsledky korozních zkoušek pro sůl LiF - NaF - KF [98][99]

<b>LiF - NaF - KF</b>			
	Doba testování [h]	Maximální teplota [°C]	Korozní rychlost [mm/rok]
Incoloy 800H	500	850	0,0033
Incoloy 800H	1000	850	0,0031
Incoloy 800H	2000	850	0,0036
Ni-201	500	850	0
Hastelloy N	500	850	0,045
Hastelloy X	500	850	0,28
Inconel 617	500	850	0,62
Haynes 230	500	850	1

## 11. Výpočet prostupu tepla vybrané komponenty

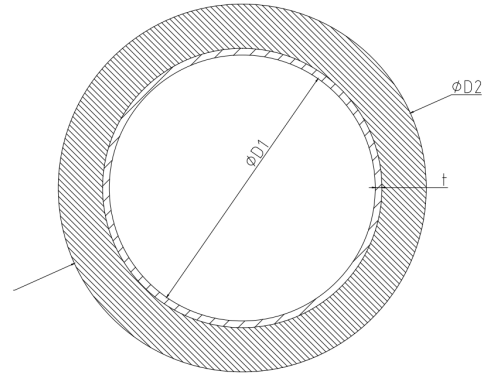
Pro základní výpočet prostupu tepla bylo zvoleno ideové potrubí vedoucí z reaktoru do prvního výměníku, při nestandardních stavech vypnutí cirkulačních čerpadel. Cílem tak bylo stanovit maximální dobu, do které lze konzervativně považovat nosné médium, tedy sůl v kapalném stavu.

Konstrukční parametry:

$$\begin{aligned}\varnothing D_1 &= 300 \text{ mm} \\ t &= 15 \text{ mm} \\ \varnothing D_2 &= 530 \text{ mm}\end{aligned}$$

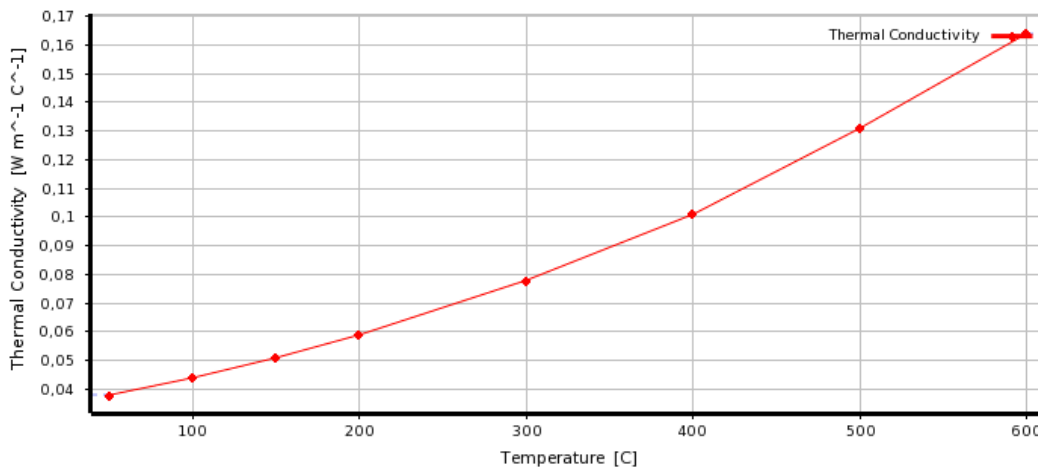
Médium: LiF- BeF<sub>2</sub> (66-33)

Materiál potrubí: Hastelloy N



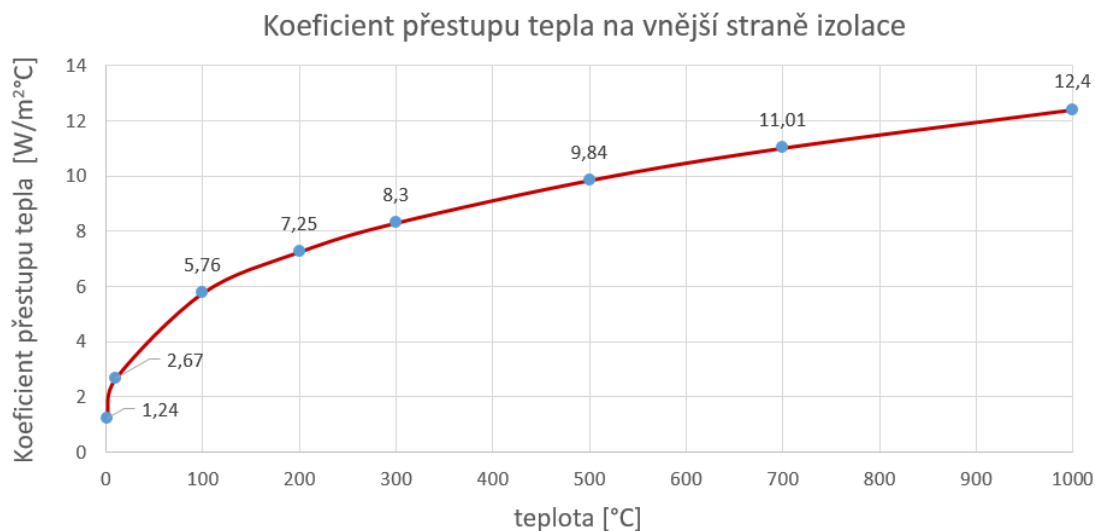
Obr. 29 Řez vyhodnocovaným potrubím

Jako médium byla zvolena sůl LiF- BeF<sub>2</sub> (66-33) s termofyzikálními parametry dané Tab. 7. Materiál potrubí byla zvolena slitina Hastelloy N. Izolace o tloušťce 100mm vycházela z maximální tloušťky komerčně dostupných izolačních materiálů s dlouhodobým použitím pro teploty 700°C. Hodny tepelné vodivosti zvolené izolace zohledněné výpočtem jsou uvedeny na Obr. 30.



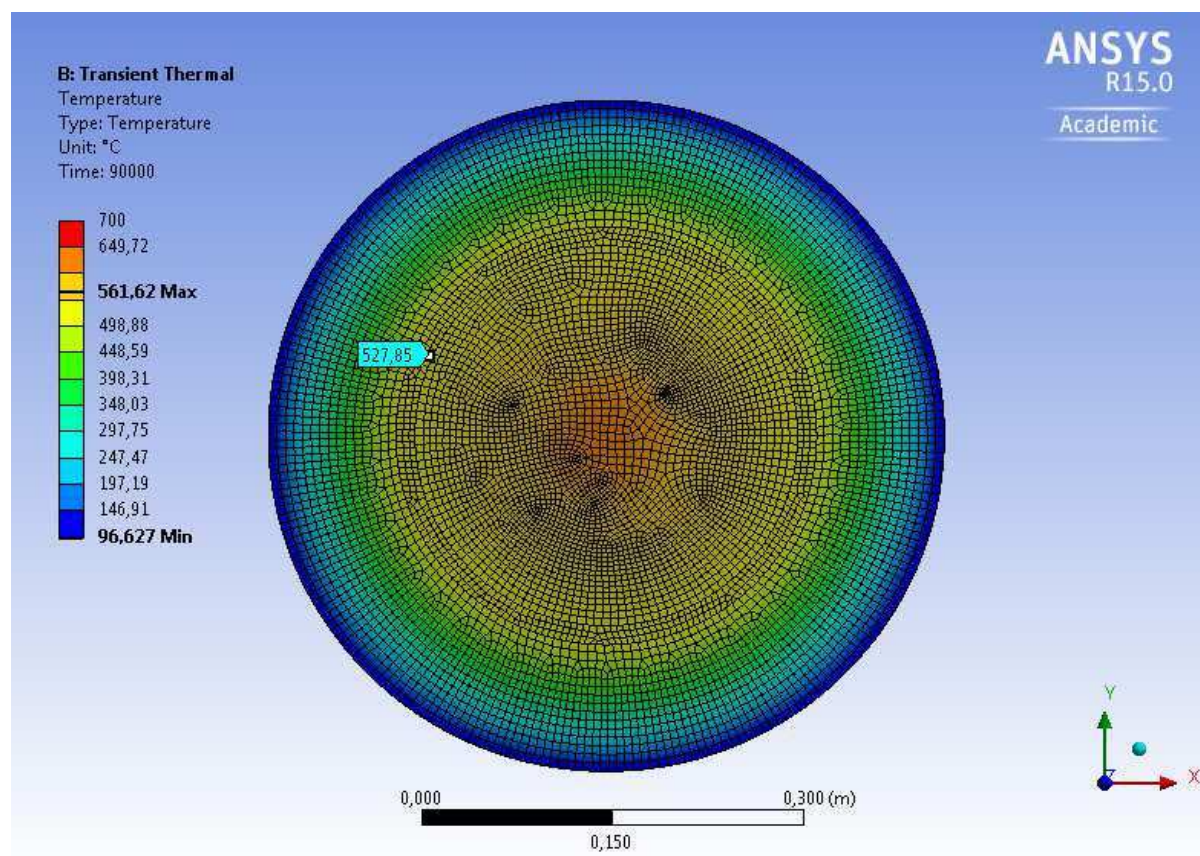
Obr. 30 Tepelná vodivost zvolené izolace

Pro simulaci, byla uvažována kondukce mezi médiem a stěnou potrubí z důvodu předpokládané nulové rychlosti proudění. Pro vyvození tepelného toku byla předepsána konvekce na vnější straně izolace a to s proměnlivým průběhem koeficientu přestupu tepla v závislosti na teplotě uvedených na Obr. 31. Pro radiční složku byla uvažována radiace s povrchovou emisivitou izolace 0,93. Teplota prostředí byla předepsána 40°C. Simulace byla uvažována jako tranzientní 2D vedení tepla.



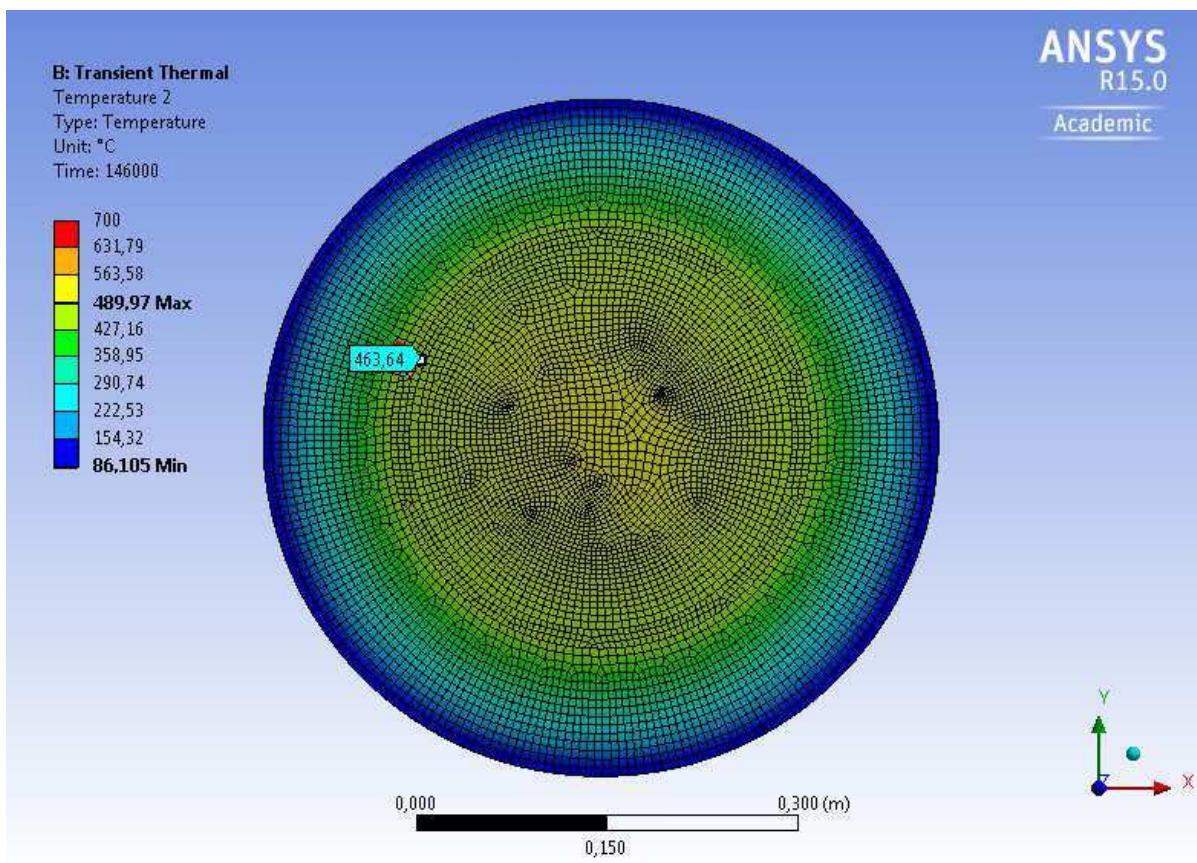
Obr. 31 Předepsaný průběh koeficientu přestupu tepla předepsané na vnější stěně izolace v závislosti na teplotě

Na následujícím Obr. 32 je zobrazeno teplotní pole pro čas cca 24h od ztráty cirkulace média se zobrazením vnitřní teploty stěny potrubí.

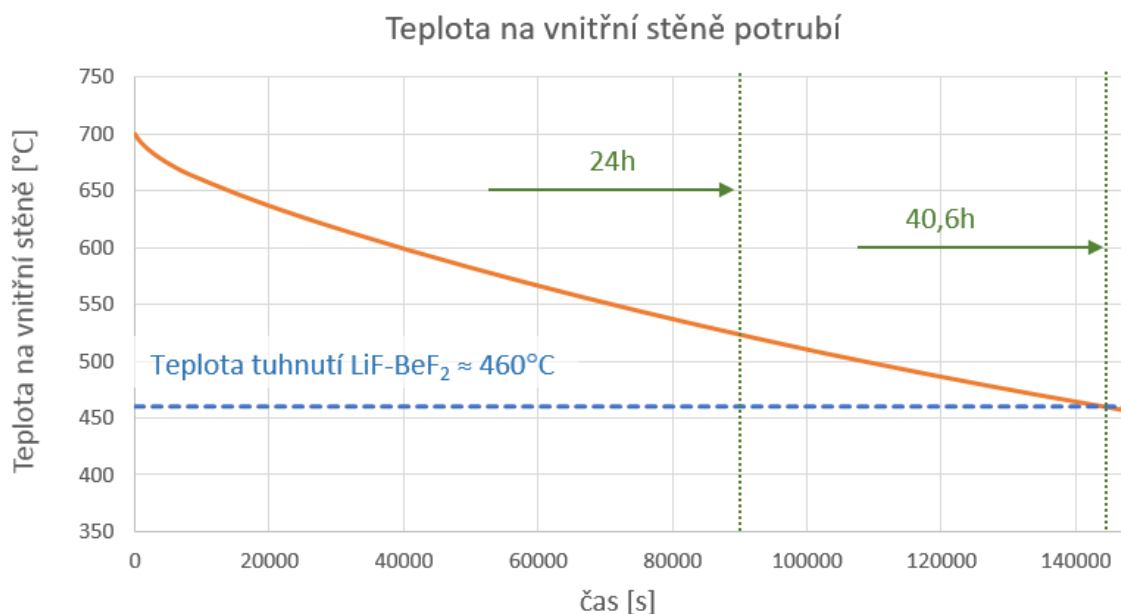


Obr. 32 Rozložení teplotního pole pro čas cca 24h od ztráty cirkulace média

Na níže uvedeném Obr. 33 je zobrazeno teplotní pole pro čas cca 40,5h od ztráty cirkulace média se zobrazením vnitřní teploty stěny potrubí, která již dosahuje teploty tuhnutí soli LiF- BeF<sub>2</sub> (66-33).



Obr. 33 Rozložení teplotního pole pro čas cca 40,5h od ztráty cirkulace

Obr. 34 Zobrazení teploty na vnitřní stěně potrubí po čas dosažení teploty tuhnutí soli LiF-BeF<sub>2</sub>

Na Obr. 34 je zobrazen pokles teploty vnitřní stěny potrubí při vnějším konvektivním ochlazení. Teploty tuhnutí je dosaženo po cca 40,5h. Tento čas by měl být dostatečný pro aktivaci dalších systémů zabráňujícím zatuhnutí soli.

## Závěr

Ve srovnání s ostatními reaktory IV. Generace, je výzkum MSR reaktorů nejvíce problematický. Největší výzkum probíhal v 50. a 60. letech. V této době dochází k opětovnému vývoji reaktoru. Zejména díky narůstající potřebě vysokoteplotních zdrojů energie zvláště pro produkci vodíku. Reaktor dosahuje vysokých pracovních teplot, které mohou pohybovat v rozmezí od 700°C. Bylo zkonstruováno již mnoho demonstračních reaktorů, na kterých byly zkoumány jak už konstrukční vlastnosti, tak i vlastnosti pracovních látek, tzn. solí.

V bakalářské práci je blíže popsán AHTR reaktor a jeden z jeho možných typů zapojení. Jsou zde popsány i termodynamické vlastnosti určitých směsí chladivových a palivových solí, jako hustota, tepelná kapacita, dynamická viskozita a tepelná vodivost. Dále jsou popsány termofyzikální vlastnosti především niklových slitin, které jsou vyvíjeny pro použití do těchto vysokých teplot a mohly by tak být vhodnými materiály pro výstavbu i ostatních typů reaktorů a doprovodných technologických systémů.

Na závěr práce je proveden základní výpočet prostupu tepla stěnou potrubí při nestandardních stavech výpadku čerpadel a dochlazování vlivem konvekce.

## Seznam použitých zdrojů

- [1] BEČVÁŘ, Josef. *Jaderné elektrárny: celostátní vysokošk. učebnice*. 1. vyd. Praha: Státní nakladatelství technické literatury, 1978. Řada strojírenské literatury.
- [2] MATAL, Oldřich a Hugo ŠEN. *Jaderná zařízení a jejich bezpečnost*. Vyd. 1. Brno: Akademické nakladatelství CERM, 2011. ISBN 978-80-214-4349-5.
- [3] MATĚJKA, Karel. *Vyhořelé jaderné palivo*. 1. Praha: České vysoké učení technické, 1996. Phare. ISBN 80-707-8352-4.
- [4] The nuclear fuel cycle. In: IAEA [online]. Rakousko, 2011 [cit. 2016-04-17]. Dostupné z: <https://www.iaea.org/sites/default/files/nfc0811.pdf>
- [5] PUCHNAR, Jiří. *MOX – Jaderné palivo pro moderní reaktory Více na: <http://oenergetice.cz/technologie/elektroenergetika/mox-palivo-ze-smesi-oxidu/>* [online]. 2016 [cit. 2016-03-21]. Dostupné z: <http://oenergetice.cz/technologie/elektroenergetika/mox-palivo-ze-smesi-oxidu/>
- [6] WAGNER, Vladimír. *Rychlý jaderný reaktor BN600 – spolehlivý civilní služebník* [online]. 2008 [cit. 2016-03-21]. Dostupné z: <http://www.osel.cz/3471-rychly-jaderny-reaktor-bn600-spolehlivy-civilni-sluzebnik.html>
- [7] Správa úložišť radioaktivních odpadů [online]. [cit. 2016-04-17]. Dostupné z: <http://www.surao.cz/cze/Uloziste-radioaktivnich-odpadu/Soucasna-pripovrchova-uloziste>
- [8] Hlubinné úložiště. Praha, 2011. Dostupné také z: <http://www.surao.cz/cze/Informacni-koutek/Dokumenty-ke-stazeni/Brozury/Hlubinne-uloziste3>
- [9] ROUTNER, Milan. *Evropský rychlý reaktor ALLEGRO* [online]. 2015 [cit. 2016-03-21]. Dostupné z: <http://atominfo.cz/2015/09/evropsky-rychly-reaktor-allegro/>
- [10] Gas-Cooled Fast Reactor (GFR). *Generation IV International Forum* [online]. 2016 [cit. 2016-03-21]. Dostupné z: [https://www.gen-4.org/gif/jcms/c\\_42148/gas-cooled-fast-reactor-gfr](https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_42148/gas-cooled-fast-reactor-gfr)
- [11] PUCHNAR, Jiří. *MOX – Jaderné palivo pro moderní reaktory Více na: <http://oenergetice.cz/technologie/elektroenergetika/mox-palivo-ze-smesi-oxidu/>* [online]. 2016 [cit. 2016-03-21]. Dostupné z: <http://oenergetice.cz/technologie/elektroenergetika/mox-palivo-ze-smesi-oxidu/>
- [12] Projekt Allegro. *VUJE, a.s.* [online]. 2012 [cit. 2016-03-22]. Dostupné z: <http://www.vuje.sk/sk/projekt-allegro>
- [13] PUCHNAR, Jiří. *Plavidla na jaderný pohon: Ponorky Více na: <http://oenergetice.cz/ostatni/plavidla-na-jaderny-pohon-ponorky/>*. *OEnergetice* [online]. 2015 [cit. 2016-03-22]. Dostupné z: <http://oenergetice.cz/ostatni/plavidla-na-jaderny-pohon-ponorky/>
- [14] Nuclear Power in Belgium. *World Nuclear Association* [online]. 2015 [cit. 2016-03-23]. Dostupné z: <http://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/belgium.aspx>
- [15] PUCHNAR, Jiří. *Reaktory 4. generace – rychlé reaktory FNR a další Více na: <http://oenergetice.cz/technologie/elektroenergetika/reaktory-4-generace-rychle-fnr-a-dalsi/>*. *OEnergetice* [online]. 2016 [cit. 2016-03-24]. Dostupné z: <http://oenergetice.cz/technologie/elektroenergetika/reaktory-4-generace-rychle-fnr-a-dalsi/>
- [16] Rosatom approves SVBR-100 detailed design review. *Nuclear Engineering International* [online]. 2015 [cit. 2016-03-24]. Dostupné z: <http://www.neimagazine.com/news/newsrosatom-approves-svbr-100-detailed-design-review-4685010/>
- [17] ГУРДИН, Константин. *Россия совершила ядерный прорыв* [online]. 2015 [cit. 2016-03-24]. Dostupné z: <http://stockinfofocus.ru/2015/04/01/rossiya-sovershila-yadernyj-proryv/>

- [18] A. ALEMBERTI, M.L. FROGHERI, S. HERMSMEYER, L. AMMIRABILE V. SMIRNOV, M. TAKAHASHI, C.F. SMITH, Y. WU, I.S. HWANG. *Lead-cooled Fast Reactor (LFR) Risk and Safety Assessment White Paper*. 2008. Dostupné také z: [https://www.gen-4.org/gif/jcms/c\\_67650/lead-cooled-fast-reactor-lfr-risk-and-safety-assessment-white-paper](https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_67650/lead-cooled-fast-reactor-lfr-risk-and-safety-assessment-white-paper)
- [19] Sodium-Cooled Fast Reactor (SFR). *Generation IV International Forum* [online]. 2016 [cit. 2016-03-25]. Dostupné z: [https://www.gen-4.org/gif/jcms/c\\_42152/sodium-cooled-fast-reactor-sfr](https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_42152/sodium-cooled-fast-reactor-sfr)
- [20] BEDNÁŘOVÁ, Alžběta. Sodíkové reaktory I: Jak fungují nejuspěšnější rychlé reaktory? *Atominfo* [online]. 2013 [cit. 2016-03-25]. Dostupné z: <http://atominfo.cz/2013/04/sodikove-reaktory-i-jak-pracuji-nejvykonnejsi-rychle-reaktory-soucasnosti/>
- [21] RICK, Michal. Fifty years ago in December: Atomic reactor EBR-I produced first electricity. *Nuclear News* [online]. 2011, 44(12) [cit. 2016-03-30]. Dostupné z: <http://www2.ans.org/pubs/magazines/nn/docs/2001-11-2.pdf>
- [22] USA's Experimental Breeder Reactor-II now permanently entombed. *World Nuclear News* [online]. 2015 [cit. 2016-03-30]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear-news.org/WR-USAs-Experimental-Breeder-Reactor-II-now-permanently-entombed-01071501.html>
- [23] Fast Flux Test Facility - Unique Capabilities and Vital Missions. *American Nuclear Society* [online]. 2012 [cit. 2016-03-30]. Dostupné z: <http://www.ans.org/pi/news/sd/995471476-views.php>
- [24] PHENIX. *International Atomic Energy Agency (IAEA)* [online]. 2016 [cit. 2016-03-26]. Dostupné z: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=162>
- [25] WAGNER, Vladimír. Rok 2010 - zlomový pro rychlé reaktory. *OSEL* [online]. 2010 [cit. 2016-03-26]. Dostupné z: <http://www.osel.cz/4877-rok-2010-zlomovy-pro-rychle-reaktory.html>
- [26] Experimental Fast Reactor Joyo. *Japan Atomic Energy Agency* [online]. 2016 [cit. 2016-03-29]. Dostupné z: <http://www.jaea.go.jp/04/o-arai/joyo/english/index.html>
- [27] JAEA head resigns following Monju lapses. *World Nuclear News* [online]. 2013 [cit. 2016-03-29]. Dostupné z: [http://www.world-nuclear-news.org/C-JAEA\\_head\\_resigns\\_following\\_Monju\\_lapses-2005134.html](http://www.world-nuclear-news.org/C-JAEA_head_resigns_following_Monju_lapses-2005134.html)
- [28] WÁGNER, Vladimír. Jaderná energetika v roce 2015. *Energetika*. Praha: ČSZE, 2015, 65(5), 249-257. ISSN 0375-8842.
- [29] World's biggest fast reactor to start up in Russia in 2016. *Nuclear Engineering International* [online]. 2015 [cit. 2016-03-27]. Dostupné z: <http://www.neimagazine.com/news/newsworlds-biggest-fast-reactor-to-start-up-in-russia-in-2016-4719960/>
- [30] BEDNÁŘOVÁ, Alžběta. Sodíkové reaktory II.: kde je najdeme a jak si vedou? *Atominfo* [online]. 2013 [cit. 2016-03-27]. Dostupné z: <http://atominfo.cz/2013/04/sodikove-reaktory-ii-kde-je-najdeme-a-jak-si-vedou/>
- [31] CEFR. *International Atomic Energy Agency* [online]. 2016 [cit. 2016-03-28]. Dostupné z: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=1047>
- [32] T. Schulenberg, J. Starflinger, P. Marsault, D. Bittermann, C. Maráczy, E. Laurien, J.A. Lycklama à Nijeholt, H. Anglart, M. Andreani, M. Ruzickova, A. Toivonen, European supercritical water cooled reactor, *Nuclear Engineering and Design*, Volume 241, Issue 9, September 2011, Pages 3505-3513, ISSN 0029-5493, <http://dx.doi.org/10.1016/j.nucengdes.2010.09.039>.



- [33] Schulenberg, T., Leung, L.K.H., Brady, D., Oka, Y., Yamada, K., Bae, Y., & Willermoz, G. (2011). *Supercritical Water-Cooled Reactor (SCWR) Development through GIF Collaboration*. International Atomic Energy Agency (IAEA): IAEA.
- [34] PIORO, Igor. Nuclear Power as a Basis for Future Electricity Production in the World: Generation III and IV Reactors. Current Research in Nuclear Reactor Technology in Brazil and Worldwide. InTech, 2013, , 211-250. DOI: 10.5772/51916. ISBN 978-953-51-0967-9. Dostupné také z: <http://www.intechopen.com/books/current-research-in-nuclear-reactor-technology-in-brazil-and-worldwide/nuclear-power-as-a-basis-for-future-electricity-production-in-the-world-generation-iii-and-iv-reacto>
- [35] ZYCHOVÁ, Markéta, Mariana RŮŽIČKOVÁ, Jan MACÁK a Václav JANDA. Vlastnosti a použití superkritické vody. Chemické listy. 2013, **107**(2), 126–135. ISSN 1213-7103.
- [36] CHUCHVALEC, Pavel a Josef P. NOVÁK. Kritické veličiny látek a jejich predikce. Chemické listy. 2007, **101**(12), 989–993. ISSN 1213-7103.
- [37] Supercritical-Water-Cooled Reactor (SCWR). Generation IV International Forum [online]. 2016 [cit. 2016-04-15]. Dostupné z: [https://www.gen4.org/gif/jcms/c\\_9360/scwr](https://www.gen4.org/gif/jcms/c_9360/scwr)
- [38] BURKET, Daneš, LOUŽEK, Marek (ed.). Jaderná energie: útlum, nebo rozvoj? : sborník textů. Praha: CEP - Centrum pro ekonomiku a politiku, 2007. Ekonomika, právo, politika. ISBN 978-80-86547-78-7.
- [39] BERKA, Jan a Ivan VÍDEN. VĚDECKÁ INFRASTRUKTURA PRO VÝZKUM MATERIÁLŮ A TECHNOLOGIÍ PRO POKROČILÉ PLYNEM CHLAZENÉ REAKTORY V ČR. Paliva. 2014, **6**(1), 7-19.
- [40] WILLIAMS, Duncan. Under The Hood With Duncan Williams - VHTR - Prismatic Reactors. In: Nuclear Street [online]. A Media X Group Digital Property, 2010 [cit. 2016-05-20]. Dostupné z: [http://nuclearstreet.com/nuclear\\_power\\_industry\\_news/b/nuclear\\_power\\_news/archive/2009/12/02/under-the-hood-with-duncan-williams-vhtr-prismatic-reactors-12022#.Vz9cimMjZAY](http://nuclearstreet.com/nuclear_power_industry_news/b/nuclear_power_news/archive/2009/12/02/under-the-hood-with-duncan-williams-vhtr-prismatic-reactors-12022#.Vz9cimMjZAY)
- [41] Molten Salt Reactors. In: World Nuclear Association [online]. 2016 [cit. 2016-05-19]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/molten-salt-reactors.aspx>
- [42] Molten-Salt Reactor Program Semiannual Progress Report. In: Oak Ridge National Laboratory [online]. 1971 [cit. 2016-05-19]. Dostupné z: <http://web.ornl.gov/info/reports/1971/3445605157923.pdf>
- [43] IGNATIEV, Victor a Olga FEYNBERG. Molten salt reactor: Overview and perspectives [online]. 1. Rusko: OECD, 2012 [cit. 2016-05-19]. ISBN 978-92-64-99174-3. Dostupné z: <https://www.oecd-neo.org/pt/iempt11/poster/III-4.pdf>
- [44] SERRANO-LÓPEZ, R., J. FRADERA a S. CUESTA-LÓPEZ. Molten salts database for energy applications. In: Cornell University Library [online]. 2013 [cit. 2016-05-20]. Dostupné z: <http://arxiv.org/pdf/1307.7343.pdf>
- [45] Nuclear Power in the USA. In: World Nuclear Association [online]. Spojené Království, 2016 [cit. 2016-05-19]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-t-z/usa-nuclear-power.aspx>
- [46] FORSBERG, Charles. The Advanced High-Temperature Reactor: High-Temperature Fuel, Molten Salt Coolant, and Liquid-Metal-Reactor Plant. In: Oak Ridge National Laboratory [online]. 2004 [cit. 2016-05-19]. Dostupné z: <http://web.ornl.gov/~webworks/cppr/y2001/pres/121728.pdf>
- [47] MSR Review. In: Energy Process Developments [online]. Londýn, 2015 [cit. 2016-05-19]. Dostupné z:

- <http://www.energyprocessdevelopments.com/uploads/EPD%20MSR%20Review%200Feasibility%20Study%20July%202015%201.02.pdf>
- [48] J. R. Engel, W. R. Grimes H. F. Rauman, Conceptual Design Characteristics of a Denatured Molten-Salt Reactor with Once-Through Fueling, Oak Ridge National Laboratory, 1980, 156 p.,
- [49] Nuclear Power in France. In: World Nuclear Association [online]. Spojené Království, 2016 [cit. 2016-05-19]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/france.aspx>
- [50] MERLE-LUCOTTE, E. The concept of Fast Spectrum Molten Salt Reactor (MSFR). In: Institut Français - Suede [online]. [cit. 2016-05-19]. Dostupné z: <http://www.institutfrancais-suede.com/wp-content/uploads/2013/12/stockholm-seminar-msfr-eml-03122013-.pdf>
- [51] Status of Innovative Fast Reactor Designs and Concepts. In: The International Atomic Energy Agency [online]. 2013 [cit. 2016-05-19]. Dostupné z: <https://www.iaea.org/NuclearPower/Downloadable/FR/booklet-fr-2013.pdf>
- [52] SMR Design Profile. Ux Consulting Company [online]. The Ux Consulting Company, LLC, 2013 [cit. 2016-05-19]. Dostupné z: [https://www.uxc.com/smr/uxc\\_SMRDetail.aspx?key=Fuji%20MSR](https://www.uxc.com/smr/uxc_SMRDetail.aspx?key=Fuji%20MSR)
- [53] Nuclear Power in Japan. In: World Nuclear Association [online]. Spojené Království, 2016 [cit. 2016-05-19]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-g-n/japan-nuclear-power.aspx>
- [54] Nuclear power in Japan: Legal fallout. In: The Economist [online]. 2015 [cit. 2016-05-20]. Dostupné z: <http://www.economist.com/news/asia/21649557-court-cases-frustrate-efforts-restart-japans-nuclear-plants-legal-fallout>
- [55] Nuclear Power in Russia. In: World Nuclear Association [online]. Spojené Království, 2016 [cit. 2016-05-19]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-o-s/russia-nuclear-power.aspx>
- [56] RUSSIAN FEDERATION. In: Country Nuclear Power Profiles [online]. IAEA, 2006 [cit. 2016-05-20]. Dostupné z: <http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/cnpp2007/countryprofiles/Russian/Russian2006.htm>
- [57] IGNATIEV, Victor, Olga FEYNBERG, Ivan GNIDOI, Aleksandr MERZLYAKOV, Vladimir SMIRNOV, Aleksandr SURENKOV, Igor TRETIAKOV a Raul ZAKIROV. Progress in Development of Li,Be,Na/F Molten Salt: Actinide Recycler & Transmuter Concept. In: Thorium ElectroNuclear [online]. Francie: Thorium ElectroNuclear Ltd, 2007 [cit. 2016-05-19]. Dostupné z: <http://www.torium.se/res/Documents/7548.pdf>
- [58] SERP, J. a H. BOUSSIER. Molten Salt Reactor system 2009-2012 Status. In: Generation IV International Forum [online]. San Diego, 2012 [cit. 2016-05-19]. Dostupné z: [https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2013-10/molten\\_salt\\_reactor\\_system\\_status.pdf](https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2013-10/molten_salt_reactor_system_status.pdf)
- [59] TRISO Fuel News. In: NNGP Alliance Blog [online]. 2013 [cit. 2016-05-20]. Dostupné z: <http://blog.ngnpalliance.org/triso-fuel-news/>
- [60] HURST, Cindy. Fuel for Thought. In: Institute for the Analysis of Global Security [online]. IAGS, 2015 [cit. 2016-05-20]. Dostupné z: The Importance of Thorium to China
- [61] LI, Qingnuan. Current Progress in Pyroprocess Technologies for TMSR in SINAP. In: <https://www.inl.gov> [online]. Šanghaj, 2014 [cit. 2016-05-20]. Dostupné z: <http://www4vip.inl.gov/conferences/iprc-2014/d/presentations/20s1-03.pdf>
- [62] XU, Hongjie. China's TMSR programme. In: Oak Ridge National Laboratory [online]. ORNL, 2015 [cit. 2016-05-20]. Dostupné z:

- [https://public.ornl.gov/conferences/MSR2015/pdf/10-China's%20TMSR%20programm\\_HongjieXu.%20pptx.pdf](https://public.ornl.gov/conferences/MSR2015/pdf/10-China's%20TMSR%20programm_HongjieXu.%20pptx.pdf)
- [63] LIU, Wei, Zhimin DAI a Hongjie XU. TMSR Project in China. In: Workshop on Tritium Control and Capture in Salt-Cooled Fission and Fusion Reactors [online]. Salt Lake City, 2015 [cit. 2016-05-20]. Dostupné z: <http://tcw15.mit.edu/sites/default/files/documents/TMSRstatus-liuwei.pdf>
- [64] Nejmodernější reaktor vyrůstá v Číně. TechMagazín: Nejrychlejší spojení se světem průmyslové techniky [online]. Praha: TECH MEDIA PUBLISHING, s r.o., 2013 [cit. 2016-05-19]. Dostupné z: <http://www.techmagazin.cz/822>
- [65] TUMA, Martin. Vítáme atomové reaktory pro 21. století. In: VTM [online]. Serafico investment s.r.o., 2016 [cit. 2016-05-19]. Dostupné z: <http://vtm.e15.cz/vitame-atomove-reaktory-pro-21-stoleti>
- [66] STATUS OF MINOR ACTINIDE FUEL DEVELOPMENT. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY [online]. Vídeň: IAEA, 2009 [cit. 2016-05-19]. Dostupné z: [http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1415\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1415_web.pdf)
- [67] High Temperature Gas Cooled Reactor Fuels and Materials. In: International Atomic Energy Agency [online]. Vídeň: IAEA, 2010 [cit. 2016-05-20]. Dostupné z: [http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/TE\\_1645\\_CD/PDF/TECD0C\\_1645.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/TE_1645_CD/PDF/TECD0C_1645.pdf)
- [68] TRISO Fuel News. In: NGNP Alliance Blog [online]. 2013 [cit. 2016-05-20]. Dostupné z: <http://blog.ngnpalliance.org/triso-fuel-news/>
- [69] Nuclear Power in India. World Nuclear Association [online]. 2016 [cit. 2016-05-18]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-g-n/india.aspx>
- [70] SINGH, Indrajeet, Anurag GUPTA a P.D. Krishnani KRISHNANI. STUDY TO DESIGN FUEL PEBBLE FOR IHTR-20MWth WITH THORIUM UTILIZATION. In: Thorium Energy World [online]. Indie, 2015 [cit. 2016-05-18]. Dostupné z: [http://www.thoriumenergyworld.com/uploads/6/9/8/7/69878937/study\\_to\\_design\\_fuel\\_pebble\\_for\\_ihtr-20mwth\\_with\\_thorium\\_utilization\\_thec15\\_paper.pdf](http://www.thoriumenergyworld.com/uploads/6/9/8/7/69878937/study_to_design_fuel_pebble_for_ihtr-20mwth_with_thorium_utilization_thec15_paper.pdf)
- [71] KAUSHIK, Ankur, I.V. DULERA a P.K. VIJAYAN. SUPER-CRITICAL CARBON DIOXIDE BASED BRAYTON CYCLE FOR INDIAN HIGH TEMPERATURE REACTORS. In: Thorium Energy World [online]. Indie, 2015 [cit. 2016-05-18]. Dostupné z: [http://www.thoriumenergyworld.com/uploads/6/9/8/7/69878937/super-critical\\_carbon\\_dioxide\\_based\\_brayton\\_cycle\\_for\\_indian\\_high\\_temperature\\_reactors\\_thec15\\_paper.pdf](http://www.thoriumenergyworld.com/uploads/6/9/8/7/69878937/super-critical_carbon_dioxide_based_brayton_cycle_for_indian_high_temperature_reactors_thec15_paper.pdf)
- [72] IRISH, Simon a David LEBLANC. The Integral Molten Salt Reactor. Nuclear News [online]. 2014, 57(13), 54-57 [cit. 2016-05-19]. Dostupné z: <http://terrestrialenergy.com/wp-content/uploads/2015/01/ANS-NN-2014-12-ws.pdf>
- [73] MARTIN, Richard. Meltdown-Proof Nuclear Reactors Get a Safety Check in Europe. In: MIT Technology Review [online]. 2015 [cit. 2016-05-19]. Dostupné z: <https://www.technologyreview.com/s/540991/meltdown-proof-nuclear-reactors-get-a-safety-check-in-europe/>
- [74] SAMOFAR. Thorium Energy World [online]. 2016 [cit. 2016-05-20]. Dostupné z: <http://www.thoriumenergyworld.com/samofar.html>
- [75] UHLÍŘ, Jan. CZECH EXPERIMENTAL PROGRAM IN MOLTEN SALT REACTOR PHYSICS. In: Oak Ridge National Laboratory [online]. ORNL, 2015 [cit. 2016-05-20]. Dostupné z: <https://public.ornl.gov/conferences/MSR2015/pdf/09-Uhliř%20-%20Czech%20exp%20program%20in%20MSR%20physics.pdf>
- [76] Seaborg Wasteburner. In: Seaborg [online]. Dánsko, 2015 [cit. 2016-05-19]. Dostupné z: <http://seaborg.co/ppp2015.pdf>
- [77] Moltex Energy [online]. Anglie, 2016 [cit. 2016-05-19]. Dostupné z: <http://www.moltexenergy.com>

- 
- [78] ALL METALS & FORGE GROUP [online]. L. A. Weiss, 2016 [cit. 2016-05-23]. Dostupné z: <http://www.steelforge.com>
- [79] BICAN, R. DESIGN OF A SMALL MOLTEN SALT LOOP [online]. In: . [cit. 2016-05-23]. Dostupné z: [http://www.csvts.cz/cns/jb/doc/papers/ENYGF2011/04\\_15\\_Bican\\_paper.pdf](http://www.csvts.cz/cns/jb/doc/papers/ENYGF2011/04_15_Bican_paper.pdf)
- [80] AZO Materials [online]. 2015 [cit. 2016-05-23]. Dostupné z: <http://www.azom.com/article.aspx?ArticleID=9442#4>
- [81] Radioaktivní odpady a Skupina ČEZ. In: ČEZ [online]. Praha [cit. 2016-05-20]. Dostupné z: [https://www.cez.cz/edee/content/micrositesutf/odpovednost/content/pdf/cez\\_a\\_radioaktivni\\_odpady\\_-\\_nahled.pdf](https://www.cez.cz/edee/content/micrositesutf/odpovednost/content/pdf/cez_a_radioaktivni_odpady_-_nahled.pdf)
- [82] Gas-Cooled Fast Reactor (GFR). Generation IV International Forum [online]. 2016 [cit. 2016-05-20]. Dostupné z: [https://www.gen-4.org/gif/jcms/c\\_9357/gfr](https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9357/gfr)
- [83] Lead-Cooled Fast Reactor (LFR). Generation IV International Forum [online]. 2016 [cit. 2016-05-20]. Dostupné z: [https://www.gen-4.org/gif/jcms/c\\_9358/lfr](https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9358/lfr)
- [84] Very-High-Temperature Reactor (VHTR). Generation IV International Forum [online]. 2016 [cit. 2016-05-20]. Dostupné z: [https://www.gen-4.org/gif/jcms/c\\_9362/vhtr](https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9362/vhtr)
- [85] Molten Salt Reactor (MSR). Generation IV International Forum [online]. [cit. 2016-05-20]. Dostupné z: [https://www.gen-4.org/gif/jcms/c\\_9359/msr](https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9359/msr)
- [86] DAVIS, C. B., R. B. BARNER, S. R. SHERMAN a D. F. WILSON. Thermal-Hydraulic Analyses of Heat Transfer Fluid Requirements and Characteristics for Coupling a Hydrogen Product Plant to a High-Temperature Nuclear Reactor. In: Idaho National Laboratory [online]. INL, 2005 [cit. 2016-05-20]. Dostupné z: <https://inldigitallibrary.inl.gov/sti/3012383.pdf>
- [87] HOLCOMB, David E. a Sacit M. CETINER. An Overview of Liquid-Fluoride-Salt Heat Transport Systems. In: Oak Ridge National Laboratory [online]. ORNL, 2010 [cit. 2016-05-20]. Dostupné z: <http://info.ornl.gov/sites/publications/Files/Pub25407.pdf>
- [88] ROSENTHAL, M.W., P.N. HAUBENREICH a R.B. BRIGGS. The Development Status of Molten Salt Breeder Reactors. In: Energy from Thorium [online]. Oak Ridge National Laboratory: ORNL, 1972 [cit. 2016-05-21]. Dostupné z: <http://www.energyfromthorium.com/pdf/ORNL-4812.pdf>
- [89] FORSBERG, Charles W. Reactors with Molten Salts: Options and Missions. In: Oak Ridge National Laboratory [online]. ORNL, 2004 [cit. 2016-05-21]. Dostupné z: <http://web.ornl.gov/~webworks/cpp/y2001/misc/120977.pdf>
- [90] OLSON, Luke, Michael MARTINEZ-RODRIGUEZ, Roderick FUENTES, Ramana REDDY a John VAN ZEE. Corrosion in Very High-Temperature Molten Salt for Next Generation CSP Systems. In: Office of Energy Efficiency & Renewable Energy [online]. 2013 [cit. 2016-05-21]. Dostupné z: [http://www1.eere.energy.gov/solar/sunshot/pdfs/csp\\_review\\_meeting\\_042413\\_garciadiaz.pdf](http://www1.eere.energy.gov/solar/sunshot/pdfs/csp_review_meeting_042413_garciadiaz.pdf)
- [91] SAMUEL, David. MOLTEN SALT COOLANTS FOR HIGH TEMPERATURE REACTORS: A LITERATURE SUMMARY OF KEY R&D ACTIVITIES AND CHALLENGES. In: International Atomic Energy Agency [online]. IAEA, 2009 [cit. 2016-05-21]. Dostupné z: [https://www.iaea.org/INPRO/CPs/COOL/2nd\\_Meeting/Literature\\_Summary-IAEA.pdf](https://www.iaea.org/INPRO/CPs/COOL/2nd_Meeting/Literature_Summary-IAEA.pdf)
- [92] CADWALLADER, L. C. a G. R. LONGHURST. FLIBE USE IN FUSION REACTORS: AN INITIAL SAFETY ASSESSMENT. In: Idaho National Laboratory [online]. 1999 [cit. 2016-05-21]. Dostupné z: <https://inldigitallibrary.inl.gov/sti/3318090.pdf>
-

- 
- [93] LANTELME, Frederic. a Henri. GROULT. Molten salts chemistry: from lab to applications. Amsterdam: Elsevier, 2013. ISBN 978-012-3985-385.
- [94] MOLYBDENUM AND ITS ALLOYS. *Advanced Energy Technology Group Center for Energy Research* [online]. San Diego [cit. 2016-05-12]. Dostupné z: <http://www-ferp.ucsd.edu/LIB/PROPS/PANOS/moa.html>
- [95] SILICON CARBIDE (SiC). *Advanced Energy Technology Group Center for Energy Research* [online]. San Diego [cit. 2016-05-12]. Dostupné z: <http://www-ferp.ucsd.edu/LIB/PROPS/PANOS/sic.html>
- [96] RAZUMOVSKIY, V. G., Eu. N. PIS'MENNYI, Kh. SIDAWI, I. L. PIORO a A. Eu. KOLOSKOV. Experimental Heat Transfer in an Annular Channel and 3-Rod Bundle Cooled With Upward Flow of Supercritical Water. *Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science*. 2016, 2(1), 011010-. DOI: 10.1115/1.4031818. ISSN 2332-8983. Dostupné z: <http://nuclearengineering.asmedigitalcollection.asme.org/article.aspx?doi=10.1115/1.4031818>
- [97] FÉRON, D. *Nuclear corrosion science and engineering*. Philadelphia, PA: Woodhead Pub., 2012. ISBN 18-456-9765-0.
- [98] SABHARWALL, Piyush, Denis CLARK, Michael GLAZOFF, Guiqiu ZHENG, Kumar SRIDHARAN a Mark ANDERSON. Advanced heat exchanger development for molten salts. *Nuclear Engineering and Design*. 2014, 280, 42-56. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2014.09.026. ISBN 10.1016/j.nucengdes.2014.09.026. ISSN 00295493. Dostupné z: <http://linkinghub.elsevier.com/retrieve/pii/S002954931400538X>
- [99] SOHAL, Manohar S., Matthias A. EBNER, Piyush SABHARWALL a Phil SHARPE. Engineering Database of Liquid Salt Thermophysical and Thermochemical Properties. *Idaho National Laboratory Idaho Falls, Idaho 83415* [online], 70 [cit. 2016-05-12]. Dostupné z: <https://inldigitallibrary.inl.gov/sti/4502650.pdf>
- [100] LIU, Min, Junyi ZHENG, Yanling LU, Zhijun LI, Yang ZOU, Xiaohan YU a Xingtai ZHOU. Investigation on corrosion behavior of Ni-based alloys in molten fluoride salt using synchrotron radiation techniques. *Journal of Nuclear Materials* [online]. 2013, 440(1-3), 124-128 [cit. 2016-05-12]. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2013.04.056. ISSN 00223115. Dostupné z: <http://linkinghub.elsevier.com/retrieve/pii/S0022311513006740>
-

## Seznam použitých zkratk a symbolů

AHTR	Advanced High Temperature Reactor
ALFRED	Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator
ALLIANCE	Preparation of ALLEGRO - Implementing Advanced Nuclear Fuel Cycle in Central Europe
ARE	Aircraft Reactor Experiment
CEFR	China Experimental Fast Reactor
DMSR	Denatured Molten Salt Reactor
ELSY	European Lead – Cooled System
FFTF	Fast Flux Test Facility
FHR	Fluoride High – Temperature
GFR	Gas-Cooled Fast Reactor
GIF	The Generation IV International Forum
HTGR	High Temperature Gas Reactor
HThL	High-Temperature Helium Loop
HTR-PM	High Temperature Reactor-Pebble-bed Modules
IHTR	The Innovative High Temperature Reactor)
IHX	Intermediate Heat Exchanger
IMSBR	Indian Molten Salt Breeder Reactor)
IMSBR	Indian Molten Salt Breeder Reactor)
LEADER	Lead-cooled European Advanced Demonstration Reactor
LFR	Lead – Cooled Fast Reactor
MARS	Minor Actinide Recycling in Molten Salt
MOSART	Molten Salt Actinide Recycler and Transmuter
MOX	Mixed Oxide
MSBR	Molten Salt Breeder Reactor
MSFR	Molten Salt Fast Neutron Reactor
MSR	Molten Salt Reactors
MSRE	Molten Salt Reactor Experiment
MSTR	Molten Salt Transmutation Reactor
MYRRHA	Multipurpose Hybrid Research Reactor for High – tech Application
NCRS	National Centre for Scientific Research
NGNP	New Generation Nuclear Plant
ORNL	Oak Ridge National Laboratory
PBR	Pebble Bed Reactor
PCU	Power Conversion Unit
PHX	Process Heat Exchanger
PUREX	Plutonium Uranium Recovery Extraction
SAMOFAR	Safety assessment of molten salt fast reactor
SCWR	Supercritical Water Cooled Reactors
SFR	Sodium – Cooled Fast Reactor
SHX	Secondary Heat Exchanger
SINAP	Shanghai Institute of Applied Physics
SPHINX	SPent Hot fuel INCinerator by Neutron Flux
SSR	Stable Salt Reactor
SÚRAO	Správa úložišť radioaktivního odpadu
SWaB	the Seaborg Technologies Wasteburner
TMSR – LF	Thorium Molten Salt Reactor – Liquid Fuel
TMSR – SF	Thorium Molten Salt Reactor – Solid Fuel
TZM	Titanium – Zirconium – Molybdenum
UOX	Uranium Oxide

VHTR

Very High Temperature Reactor

VJP

Vyhořelé Jaderné Palivo