

ZÁPADOČESKÁ UNIVERZITA V PLZNI  
**FAKULTA STROJNÍ**

Studijní program: B2341 Strojírenství  
Studijní zaměření: Energetické zdroje a zařízení

**BAKALÁŘSKÁ PRÁCE**

Technologie chlazení vysokoteplotního jaderného reaktoru roztavenými  
solemi (AHTR)

Autor: **Rudolf Kováč**

Vedoucí práce: **Ing. Miloslav Hron, CSc.**

Akademický rok 2012/2013

ZÁPADOČESKÁ UNIVERZITA V PLZNI  
Fakulta strojní  
Akademický rok: 2012/2013

**ZADÁNÍ BAKALÁŘSKÉ PRÁCE**  
(PROJEKTU, UMĚLECKÉHO DÍLA, UMĚLECKÉHO VÝKONU)

Jméno a příjmení: **Rudolf KOVÁČ**  
Osobní číslo: **S10B0179K**  
Studijní program: **B2341 Strojřemství**  
Studijní obor: **Energetické zdroje a zařízení**  
Název tématu: **Technologie chlazení vysokoteplotního jaderného reaktoru  
roztavenými solemi (AHTR)**  
Zadávací katedra: **Katedra energetických strojů a zařízení**

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

Máte za úkol:

1. Vypracovat rešerši dané problematiky.
2. Navrhnout uspořádání primárního a sekundárního okruhu, navrhnout hlavní parametry.
3. Vypočítat sekundární okruh pro dvě varianty (Rankin-Clausiiův cyklus s regenerací a Ericsson-Braytonův cyklus s regenerací).
4. Schematicky nakreslit primární a sekundární okruh (pro RC cyklus) včetně uvedení důležitých parametrů.

Rozsah grafických prací: **1 výkres**  
Rozsah pracovní zprávy: **30 stran**  
Forma zpracování bakalářské práce: **tištěná/elektronická**  
Seznam odborné literatury:

- **Peterson Per F.: Development approaches for the Advanced High Temperature Reactor, U.C. Berkeley Report UCBTH-03-003 December 4, 2003**
- **Forsberg C. W., Pickard P. and Peterson Per F.: "Molten-Salt-Cooled Advanced High- Temperature Reactor for Production of Hydrogen and Electricity," Nuclear Technology Vol. 144, pp. 289 - 302 (2003)**
- **Galvez C., Zweibaum N., Peterson Per F.: Design and Analysis of the PB-AHTR using RELAP 5; Thermal Hydraulics Laboratory Department of Nuclear Engineering University of California, Berkeley 2010 RELAP 5 International Users Seminar**
- **Peterson Per F.: Liquid-salt cooled Advanced High Temperature Reactors (AHTR) Department of Nuclear Engineering, University of California, Berkeley GoNERI Seminar December 11, 2008**
- **Peterson Per F.: Pebble-Bed Advanced High Temperature Reactor(PB-AHTR) September 20, 2010**

Vedoucí bakalářské práce: **Ing. Miloslav Hron, CSc.**  
Katedra energetických strojů a zařízení  
Konzultant bakalářské práce: **Ing. Miroslav Mikisek, Ph.D.**  
ÚJV Řež, a. s.  
Ostatní konzultanti: **Ing. Pavel Žitek**  
Katedra energetických strojů a zařízení

Datum zadání bakalářské práce: **5. listopadu 2012**  
Termín odevzdání bakalářské práce: **28. června 2013**

  
Doc. Ing. Jiří Staněk, CSc.  
děkan



  
Doc. Ing. Jiří Polanský, Ph.D.  
vedoucí katedry

V Plzni dne 1. listopadu 2012

## **Prohlášení o autorství**

Předkládám tímto k posouzení a obhajobě bakalářskou práci, zpracovanou na závěr studia na Fakultě strojní Západočeské univerzity v Plzni.

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

V Plzni dne: .....

.....

podpis autora

## **PODĚKOVÁNÍ**

Chtěl bych poděkovat panu ing. Miloslavu Hronovi, CSc., jakož i panu ing. Miroslavu Mikiskovi, Ph.D., a panu ing. Pavlu Žitkovi, kteří mi během vypracovávání této práce věnovali svůj čas a poskytovali mi odborné vedení. Děkuji také svému zaměstnavateli, společnosti Momentive Sokolov a.s., který mně po celou dobu studia podporoval.

## ANOTAČNÍ LIST BAKALÁŘSKÉ PRÁCE

<b>AUTOR</b>	<b>Příjmení</b> Kováč	<b>Jméno</b> Rudolf	
<b>STUDIJNÍ OBOR</b>	2341R001 „Energetické zdroje a zařízení“		
<b>VEDOUCÍ PRÁCE</b>	<b>Příjmení (včetně titulů)</b> Ing. Hron, CSc.	<b>Jméno</b> Míloslav	
<b>PRACOVISŤE</b>	ZČU – FST – KKE		
<b>DRUH PRÁCE</b>	<b>DIPLOMOVÁ</b>	<b>BAKALÁŘSKÁ</b>	<b>Nehodící se škrtněte</b>
<b>NÁZEV PRÁCE</b>	Technologie chlazení vysokoteplotního jaderného reaktoru tekutými solemi (AHTR)		

<b>FAKULTA</b>	strojní	<b>KATEDRA</b>	KKE	<b>ROK ODEVZD.</b>	2013
----------------	---------	----------------	-----	--------------------	------

### POČET STRAN (A4 a ekvivalentů A4)

<b>CELKEM</b>	48	<b>TEXTOVÁ ČÁST</b>	46	<b>GRAFICKÁ ČÁST</b>	2
---------------	----	---------------------	----	----------------------	---

<b>STRUČNÝ POPIS (MAX 10 ŘÁDEK)</b>  <b>ZAMĚŘENÍ, TÉMA, CÍL POZNATKY A PŘÍNOSY</b>	Tématem mé bakalářské práce je technologie chlazení vysokoteplotního jaderného reaktoru tekutými solemi (AHTR). V první části práce byla provedena rešerše současného stavu vývoje AHTR, jako jednoho ze zástupců 4. generace jaderných reaktorů. V druhé části práce byl proveden návrh primárního a sekundárního okruhu elektrárny využívající jako zdroj tepelné energie jaderný reaktor AHTR, nejprve v Rankin-Clausiově cyklu s regenerací a poté v cyklu Ericsson-Breytonově s regenerací. Pro oba oběhy byl proveden výpočet parametrů v klíčových bodech oběhu, výsledky pro Rankin-Clausiovův oběh jsou graficky prezentovány na výkrese. Na závěr bylo provedeno porovnání obou oběhů.
<b>KLÍČOVÁ SLOVA</b>  <b>ZPRAVIDLA JEDNOSLOVNÉ POJMY, KTERÉ VYSTIHUJÍ PODSTATU PRÁCE</b>	AHTR, FHR, jaderný reaktor, 4. generace, tekutá sůl, fluoidová sůl, jaderné palivo

## SUMMARY OF BACHELOR SHEET

<b>AUTHOR</b>	<b>Surname</b> Kováč	<b>Name</b> Rudolf	
<b>FIELD OF STUDY</b>	2341R001 „Energy Resources and Equipment“		
<b>SUPERVISOR</b>	<b>Surname (Inclusive of Degrees)</b> Ing. Hron, CSc.	<b>Name</b> Míloslav	
<b>INSTITUTION</b>	ZČU – FST – KKE		
<b>TYPE OF WORK</b>	<b>DIPLOMA</b>	<b>BACHELOR</b>	<b>Delete when not applicable</b>
<b>TITLE OF THE WORK</b>	The Cooling technology of the nuclear high temperature reactor with liquid salt (AHTR)		

<b>FACULTY</b>	Mechanical Engineering	<b>DEPARTMENT</b>	KKE	<b>SUBMITTED IN</b>	2013
----------------	------------------------	-------------------	-----	---------------------	------

### NUMBER OF PAGES (A4 and eq. A4)

<b>TOTALLY</b>	48	<b>TEXT PART</b>	46	<b>GRAPHICAL PART</b>	1
----------------	----	------------------	----	-----------------------	---

<b>BRIEF DESCRIPTION TOPIC, GOAL, RESULTS AND CONTRIBUTIONS</b>	The topic of my bachelor thesis is the cooling technology of the nuclear high temperature reactor with liquid salt (AHTR). In the first part of my work a research of the current situation in the development of one of the nuclear reactor of 4th generation has been carried out. In the second part of my work was carry out the layout of the primary and secondary circle of the power plant making use of the nuclear reactor AHTR as heat source has been carried out. First of all in the Rankin-Clausius cycle with heat recovery and then in the Ericsson-Breyton cycle with heat recovery. For both of them a calculation in a key point of the cycle was made.. Results for the Rankin-Clausius cycle are presented graphically in a drawing. In conclusion the comparison of both cycles was done..
<b>KEY WORDS</b>	AHTR, FHR, nuclear reactor, 4. generation, liquid salt, fluorid salt, nuclear fuel

## Obsah

1	Úvod .....	8
2	AHTR(FHR) jako jeden z jaderných reaktorů 4. generace.....	10
3	Technická řešení AHTR(FHR) .....	12
3.1	Tekutá sůl jako primární chladivo .....	12
3.2	Jaderné palivo .....	14
3.2.1	Použití paliva TRISO v kulovém loži – PB-AHTR.....	15
3.2.2	Použití paliva TRISO ve formě prizmatických tyčí.....	16
3.3	Systémy zabezpečení.....	17
3.3.1	Systém samočinného odstavení reaktoru .....	17
3.3.2	Odvádění zbytkového výkonu z paliva .....	18
3.3.3	Odvádění zbytkového výkonu z reaktorové nádoby .....	18
3.3.4	Odvádění zbytkového výkonu z kontejnmentu.....	20
4	Ekonomika výstavby a provozu AHTR(FHR).....	23
5	Využití tepla vyrobeného v AHTR(FHR).....	25
5.1	Výroba elektrické energie.....	25
5.2	Výroba vodíku.....	28
5.2.1	Výroba vodíku v S-I cyklu .....	29
5.2.2	Výroba vodíku vysokoteplotní elektrolýzou .....	30
5.3	Výroba ropných produktů z ropných břidlic .....	31
5.4	Mobilní reaktor menšího výkonu - SmAHTR.....	32
6	Další vývoj projektu AHTR(FHR).....	34
7	Výpočtová část.....	35
7.1	Zapojení AHTR(FHR) s elektrárnou v Rankin-Clausiově cyklu s regenerací.....	35
7.1.1	Základní parametry Rankin-Clausiova oběhu pro AHTR(FHR).....	36
7.1.2	Výpočet parametrů páry na jednotlivých odběrech z turbín .....	37
7.1.3	Výpočet hmotnostních toků, tepelné účinnosti a elektrického výkonu Rankin-Clausiova cyklu.....	38
7.2	Zapojení AHTR(FHR) s elektrárnou v Ericsson-Breytonově cyklu s regenerací.....	39
7.2.1	Základní parametry v Ericsson-Breytonově oběhu s regenerací se zdrojem tepla AHTR(FHR).....	41
7.2.2	Výpočet cyklu .....	42
8	Závěr.....	44

# 1 Úvod

[1]

Jaderná energetika se zdála být ve svých počátcích definitivním řešením rostoucí poptávky po elektrické energii. Některé prognózy předpokládaly, že elektrina bude díky získávání z jádra tak levná, že bude poskytována jako základní lidská potřeba zdarma. To se ukázalo záhy jako naivní představa. Poptávka po elektřině rostla takovým tempem, že se ukázalo, že jaderná energetika, provozovaná v U-Pu cyklu, je schopná spotřebovat přírodní zdroje uranu během několika desítek let.

Další bariéra, která začala rozvoj využívání energie z jádra ohrožovat, byla její bezpečnost. K první závažné havárii došlo v americké elektrárně Three Mile Island v roce 1976. Silné uvědomění si rizika, které jaderná energetika představuje, přišlo zejména po Černobylské jaderné havárii v roce 1986. Havárie ve Fukušimě vyvolala vlnu obav z jaderné energie, zejména v Japonsku a také v Německu. Jaderná energetika může být zdrojem rizik také vzhledem k šíření jaderných zbraní, protože pracuje s materiály, které lze zneužít pro vojenské účely (vysoce obohacený uran, plutonium, výroba špinavých bomb). Rovněž všudypřítomná obava z terorismu vyvolává otázku, zda jsou jaderné elektrárny bezpečné dostatečně.

Definitivní celosvětový odklon od jaderné energie však zatím není reálný. Většina současně používané energie pochází z fosilních zdrojů. Jejich množství je zatím dostačující na několik desítek let. Obava z globálního oteplování, vyvolaném zvyšováním koncentrace tzv. skleníkových plynů v atmosféře, zejména CO<sub>2</sub>, však vede ke snaze spalování fosilních paliv omezovat. Poptávka po energiích přitom roste zejména v rychle se rozvíjejících zemích. Patří k nim Čína nebo Indie, kde je poptávka po energiích násobena velkým počtem obyvatel, jejichž životní úroveň rychle roste.

Řešením, do kterého jsou vkládány velké naděje, je ovládnutí fúzní reakce. Ta, na rozdíl od reakce štěpné, neprodukuje radioaktivní odpad. Ukazuje se však stále více, že se jedná z technického hlediska o nesmírně náročný úkol. Od vytvoření komerčně použitelného fúzního reaktoru jsme natolik vzdáleni, že jeho nasazení zatím nelze zařadit do žádného seriózního časového plánu.

Rovněž rozvoj využívání tzv. obnovitelných zdrojů energie nemůže být v současnosti považován za možnou náhradu výkonných základních zdrojů elektrické energie, jako jsou jaderné elektrárny. Fotovoltaické i větrné elektrárny poskytují nárazový výkon, který nelze nijak sladit s poptávkou. Jejich současný boom je udržován prostřednictvím dotací, které silně zatěžují ekonomiku. Tyto zdroje přitom dokázaly např. v roce 2011 vyrobit pouhých necelá 3% z veškeré elektrické energie v ČR. Jaderná energetika tak zůstává součástí plánů pro zajištění elektrické energie na několik desetiletí. Aby však mohlo dojít k jejímu dalšímu rozšíření, bude nutné po předchozím evolučním (postupném) vývoji, který dosud probíhal mezi generacemi I-III+, provést skok generační v oblasti bezpečnosti i v otázce využívání jaderného paliva.

Proto vzniklo celkem 7 základních konceptů reaktorů 4. generace majících za cíl přinést řešení, která učiní jadernou energetiku schopnou v celosvětovém měřítku převzít roli slábnoucích zdrojů fosilních paliv při výrobě elektřiny. Některé z nich jsou koncipovány jako tzv. rychlé neboli množivé reaktory. Tyto reaktory využívají jaderné palivo nesrovnatelně účinněji, když dosud velmi omezeně použitelný izotop <sup>238</sup>U přemění na dobře štěpitelné <sup>239</sup>Pu.



Některé z nich dokážou takto vytvořit více paliva, než samy spotřebují. To umožní, aby vedle sebe existovaly dlouhodobě reaktory rychlé i reaktory tepelné.

Dalším cílem pro 4. generaci jaderných reaktorů je plné nasazení pasivních bezpečnostních systémů, fungujících bez zásahu operátora i bez dodávky energie zvnějšku. Důsledkem této strategie návrhu je zjednodušení celého systému, které přináší menší riziko selhání. Významné je také to, že takové reaktory mají předpoklad být levnější jak z hlediska nákladů na výstavbu i provozních nákladů.

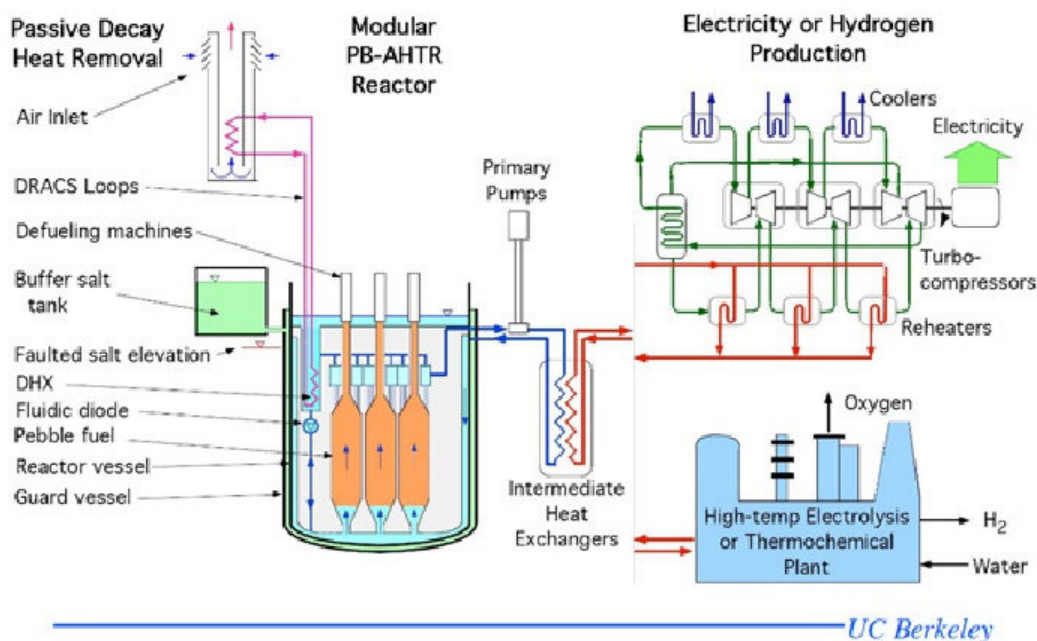
Konečně třetím úkolem pro reaktory 4. generace je výrazné zvýšení teplotní hladiny za jaké dodávají tepelný výkon. To umožní jejich nasazení v mnoha dalších oblastech než jen při výrobě elektrické energie s nízkou účinností, jako je tomu převážně dosud.

## 2 AHTR(FHR) jako jeden z jaderných reaktorů 4. generace

[1] [3]

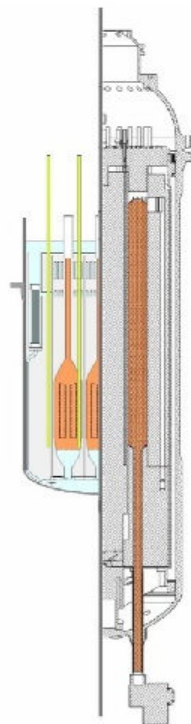
AHTR (Advanced high temperature reactor), dnes označovaný jako FHR (Fluorid salt cooled high temperature reactor), je jeden z konceptů jaderného reaktoru 4. generace, vytvořený přibližně před 10 lety. Z hlediska rozdělení reaktorů 4. Generace patří mezi III. skupinu, kam patří reaktory chlazené tekutými solemi. Kombinuje některé osvědčené technologie známé z jiných návrhů připravovaných jaderných reaktorů – využívá pevné, vysokým teplotám odolávající palivo TRISO v grafitové matici a roztavené fluoridové soli s vysokým bodem varu (cca 1400°C), vyvinutých původně jako rozpouštědlo pro jaderné palivo v tekuté formě pro primární okruh reaktorů MSR.

AHTR(FHR) je reaktorem vysokoteplotním, je tedy schopen dodávat teplo při teplotách 700°C, výhledově až 1000°C. To je přínosné pro další průmyslové aplikace nad rámec výroby elektrické energie. Obrázek 1 ukazuje základní prvky jaderné elektrárny s reaktorem AHTR(FHR) – samotný reaktor, sekundární smyčku oddělující reaktor od zbytku elektrárny a průmyslových aplikací odebírajících teplo.



Obrázek 1 - Zapojení AHTR(FHR) s elektrárnou a továrnou na výrobu vodíku [6]

Koncept AHTR(FHR) byl navržen tak, aby odstranil nevýhody plynem chlazených reaktorů. Tento návrh, kombinující vysokoteplotní palivo a grafitový moderátor s chlazením pomocí kapalné soli, umožňuje na rozdíl od hélia dosáhnout provozu za vysokých teplot při vysokých hustotách výkonu a nízkých tlacích. Tekuté soli mají mnohem větší objemovou tepelnou kapacitu a lepší tepelné transportní charakteristiky ve srovnání s héliem a umožní zvýšení provozní hustoty výkonu reaktoru, zlepšení účinnosti, posílení schopnosti pasivního odvodu zbytkového tepla a zmenšení rozměrů aktivní zóny. Zásadní vliv změny chladiva na tekuté soli je vidět na velikosti reaktoru v přímém srovnání AHTR a plynem chlazeného reaktoru PBMR na obr. 2.



Obrázek 2 - Porovnání AHTR(FHR) 410MWe s PBMR 168MWe [5]

### 3 Technická řešení AHTR(FHR)

V následujícím textu jsou popsány základní prvky, tvořící základ konceptu AHTR(FHR). Patří k nim použití roztavených solí jako chladiva, nové formy použitého jaderného paliva a pokročilé bezpečnostní systémy, zejména systémy pasivní. Všechna tato řešení jsou významná sama o sobě, protože mohou být použita i v jiných návrzích jaderných reaktorů, případně i v jiných technických oborech. Pokud se podaří dořešit i zbývající problémy, dávají jaderné energetice možnost opět se prosadit a stát se uznávaným vysoce bezpečným a ekologickým zdrojem energie.

#### 3.1 Tekutá sůl jako primární chladivo

[1] [11]

Roztavená sůl jako primární chladivo je jedním ze základních prvků AHTR(FHR). Její použití bylo podstatně usnadněno předchozími výzkumy na reaktorech MSR a MSRE. Původní myšlenka využití tekutých solí jako chladiva jaderného reaktoru pochází z 50. let minulého století. Tehdy bylo navrženo malé kompaktní řešení reaktoru, který měl sloužit jako pohon pro vojenská letadla. Výzkum byl po několika letech ukončen, protože vzhledem k rozvoji raketových systémů o něj ztratila armáda zájem. Vlastnosti potenciálních kandidátů na použití jako primární chladivo shrnuje Tabulka 1.

Tabulka 1- Fyzikální vlastnosti vybraných chladiv [12]

Coolant	$T_{melt}$ (°C)	$T_{boil}$ (°C)	Density (kg/m <sup>3</sup> )	Specific Heat (kJ/kg°C)	Volumetric Heat Capacity (kJ/m <sup>3</sup> °C)	Thermal Conductivity (W/m°C)	Kinematic Viscosity (10 <sup>6</sup> m <sup>2</sup> /s)
Li <sub>2</sub> BeF <sub>4</sub> (Flibe)	459	1430	1940	2.42	4670	1	2.9
59.5NaF-40.57rF <sub>4</sub>	500	1290	3140	1.17	3670	0.49	2.6
26LiF-37NaF-37ZrF <sub>4</sub>	436		2790	1.25	3500	0.53	
31LiF-31NaF-38BeF <sub>2</sub>	315	1400	2000	2.04	4080	1	2.5
8NaF 92NaBF <sub>4</sub>	385	700	1750	1.51	2640	0.5	0.5
Sodium	97.8	883	87	1.27	1040	62	0.1
Lead	328	1750	10540	0.15	1700	18	0.1
Lead-Bismuth	125	1737	10000	0.14	1400	13	<0.1
Helium, 7.5 Mpa			3.8	5.2	20	0.29	11.0
Water, 7.5 Mpa	0	290	732	5.5	4040	0.56	0.1

7. Managed by IIT-Battelle for the U.S. Department of Energy

Jako nejvhodnější se ukázala směs fluoridových solí <sup>7</sup>Li<sub>2</sub>BeF<sub>4</sub> označovaná jako Flibe (směs 67 molových % LiF a 33 molových % BeF<sub>2</sub>) – viz obr.3.



Obrázek 3 - Fluoridová sůl Flibe [7]

Fluoridové soli se staly hlavním kandidátem pro použití v jaderném reaktoru z důvodů jejich nízké neutronové absorpce. Z těchto důvodů je použit izotop lithia  ${}^7\text{Li}$ , jehož absorpce neutronů je o dva řády nižší než je tomu u  ${}^6\text{Li}$ . Oddělování jednotlivých izotopů lithia je problém, který se týká více vědních oborů – lithium se má stát zdrojem tritia pro fúzní reaktory, používá se také pro výrobu baterií. Metody používané pro oddělování izotopů lithia v minulosti využívaly rtuť, která je vysoce toxická. Její používání není proto do budoucna únosné a budou muset být vyvinuty nové technologie.

Fluoridové soli mají také do určité míry moderační vlastnosti a snižují tak množství potřebného grafitového moderátoru. To je výhodné z ekonomických důvodů. Nastavení vhodného chemického prostředí v reaktoru je v AHTR (FHR) snazší než v MSR, kde byla sůl použita také jako rozpouštědlo paliva, které v reaktoru cirkulovalo v tekuté formě. U primárního média jsou důležité korozivní vlastnosti, protože požadovaná životnost zařízení přicházející s ním do kontaktu je desítky let. Podařilo se vytvořit redukční prostředí, které chrání reaktor před korozi po celou dobu životnosti. Minimalizovala se také radioaktivita v primárním okruhu.

Použitím směsi solí místo jedné soli bylo dosaženo zlepšení hodnoty bodu tání na  $457^\circ\text{C}$  (samotný LiF má bod tání  $847^\circ\text{C}$  a BeF  $544^\circ\text{C}$ ). Co nejnižší bod tání (resp. tuhnutí) je důležitý z hlediska bezpečnosti, dosažené hodnoty jsou stále poměrně vysoké a budou muset být zohledněny při konstrukci reaktoru. Ztuhnutí solí v potrubních trasách by znamenalo ztrátu cirkulace. V tomto ohledu lze však využít zkušenosti z provozování reaktorů chlazených tekutým sodíkem a zejména z dlouhodobého provozu olovem chlazených reaktorů na ruských jaderných ponorkách.

Bod varu směsi Flibe je cca  $1400^\circ\text{C}$  což je o  $700^\circ\text{C}$  výše než je maximální provozní teplota chladiva v současných návrzích – to je rovněž důležitý parametr z hlediska bezpečnosti. Je tak zajištěno, že za žádné předpokladatelné provozní situace nemůže dojít k odpaření chladiva. Bod varu proto nemusíme zvyšovat tlakem a celý reaktor tak může být navržen jako nízkotlaký.

Směs Flibe nereaguje se vzduchem ani  $\text{CO}_2$ , s vodou pak reaguje velmi mírně. Tím jsou vyloučeny sekundární exploze v havarijních situacích obávané u jiných typů reaktorů (sodík). V reaktoru MSRE byly fluoridové soli také v dlouhodobém přímém kontaktu s grafitem, aniž by jej poškozovaly. Tato zkušenost je důležitá také vzhledem k tomu, že palivo je kryto

grafitovou vrstvou a grafit je použit také jako materiál neutronového reflektoru v reaktorové nádobě. Zkušenosti s kontaktem mezi roztavenou solí (kryolit) a grafitem jsou také z technologie výroby hliníku, která se používá bez potíží již více než 100 let.

Reaktor může být navrhován jako nízkotlaký, bazénového provedení. Vysoká objemová tepelná kapacita solí vytváří prostor pro odvedení zbytkového tepla produkovaného po odstavení reaktoru do celého objemu reaktorové nádoby. Tím je získán čas pro obnovení činnosti chladicích systémů v případě havárie. Vysoká tepelná vodivost a také vnitřní sdílení tepla v roztavené soli sáláním, probíhajícím díky průhlednosti soli (viz obr.3), zajišťuje prakticky izotermické prostředí v celém reaktoru. Podíl sálání na sdílení tepla je v soli AHTR zvýrazněn vysokou pracovní teplotou (700°C), protože sálání roste se 4. mocninou její termodynamické teploty. V důsledku vysoké tepelné vodivosti solí ve srovnání s plynem (He) postačí pro přenos stejného tepelného výkonu menší teplotní gradient. V důsledku toho 1.) při stejné výstupně teplotě primárního okruhu bude teplota paliva nižší (což zvyšuje bezpečnost provozu), 2.) při stejné teplotě na výstupu primárního okruhu bude dosažena vyšší teplota v sekundárním okruhu – ve srovnání s heliem chlazenými reaktory.

Při konstrukci reaktoru se dobrý přenos tepla mezi palivem a chladičem projeví zmenšením potřebné velikosti reaktorového jádra, resp. zvýšením výkonu při zachování stejné velikosti.

Nevýhodou fluoridových solí využívajících beryllium je jejich toxicita. Proto bylo navrženo jako záložní řešení  ${}^7\text{LiZr}$ . Zirkonium je prvek, který je v rámci jaderného výzkumu velmi intenzivně testován, protože se uvažuje jeho použití při potahování částic paliva. Potřebné je získat izotop  ${}^{90}\text{Zr}$  jenž je v přírodním zirkoniu obsažen z 51.46%. Další možností je použít  ${}^{96}\text{Zr}$  které má ještě lepší vlastnosti, kterého je však v přírodním zirkoniu pouze 2,8 %, a k jeho získávání by se tak muselo zpracovat velké množství suroviny. Ukázalo se tedy, že bude nutno najít způsob, jak zvládnout jeho izotopickou separaci – až bude tato technologie k dispozici, bude možno zirkonium použít i v chladicí soli. Další výzvou je využití zirkonia získaného při recyklaci paliva z lehkodvodních reaktorů – snížilo by se tak množství odpadu a odpadla by nutnost těžby nové suroviny.

## 3.2 Jaderné palivo

[3]

Reaktory 4. generace mají za úkol zcela zásadní změny v palivovém cyklu ve srovnání se stávající situací. Reaktory, které dnes používají jaderné palivo, jej využívají velmi nevhodně. To vede k produkci velkého množství toxického odpadu a rychlému spotřebování zásob uranu. Při současném tempu jeho těžby by dosud známé zásoby vystačili na několik desítek let, tedy v zásadě ne déle než zásoby fosilních paliv. Jaderná energetika v této podobě by proto neřešila nedostatek energie v době vyčerpání fosilních zdrojů. Problémem stávající jaderné energetiky je to, že dokáže zužitkovat prakticky pouze izotop  ${}^{235}\text{U}$ , kterého se v přírodním uranu nachází malé množství. Naprostou většinu dostupného uranu tvoří izotop  ${}^{238}\text{U}$ . Některé rozpracované návrhy reaktorů 4. generace jsou proto tzv. rychlé množivé reaktory, které  ${}^{238}\text{U}$  přetváří velmi účinně na  ${}^{239}\text{Pu}$ . Ve svém palivovém cyklu vyprodukují více paliva, než samy spotřebují.

Další výzvou je přepracování vyhořelého paliva ze stávajících jaderných elektráren. Tento odpadní produkt obsahuje cca 90%  ${}^{238}\text{U}$ , který se po odseparování může v množivém reaktoru přetransformovat do využitelné formy  ${}^{239}\text{Pu}$ .

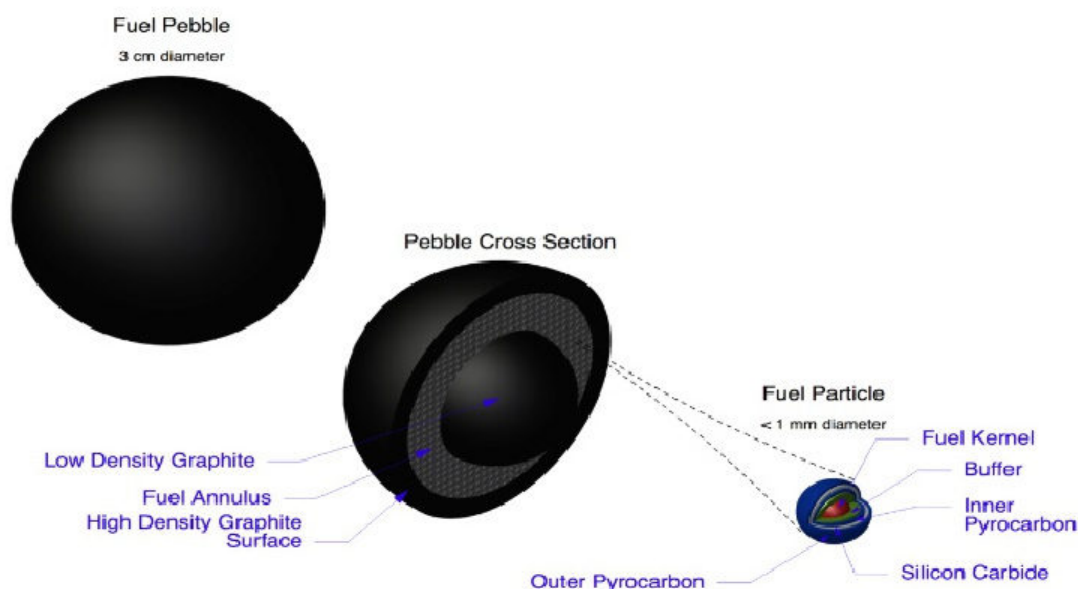
Jiným dlouhodobým řešením situace s jaderným palivem je přechod na tzv. thorium-uranový palivový cyklus. Tento cyklus je mnohem perspektivnější než v současnosti používaný U-Pu cyklus, protože zásoby thoria na zemi jsou mnohem větší než zásoby uranu. Na využití thoria jako jaderného paliva v současnosti intenzivně pracuje Indie.

Tato řešení si však vyžadají ještě mnoho času. Pro reaktor AHTR (FHR) bylo proto vybráno palivo, které pracuje v klasickém cyklu a které přináší podstatný evoluční pokrok. Jedná se o potahované částičky paliva (TRISO). Palivo TRISO je schopno podstatně vyšší míry vyhoření a tím i snížení spotřeby paliva na jednotku vyrobené energie. Toto palivo také zvyšuje bezpečnost v oblasti možného zneužití jaderného materiálu. Uložení v obalu z grafitu a karbidů ztěžuje možnost získání štěpných materiálů. Po vyhoření TRISO obsahuje méně plutonia a navíc v méně žádoucím isotopickém složení než vyhořelé palivo z lehkvodních reaktorů. TRISO má také lepší vlastnosti z hlediska jeho dlouhodobého skladování v geologickém úložišti. Částičky paliva jsou mimořádně odolné v kontaktu s okolním prostředím, ať už vodou nebo vzduchem.

Palivo TRISO se používá uložené buď v grafitové matici ve formě kulového lože (reaktor je potom označen jako PB-AHTR) nebo ve formě válečků naskládaných do palivových tyčí.

### 3.2.1 Použití paliva TRISO v kulovém loži – PB-AHTR

Koncepce PB-AHTR vychází v mnoha ohledech z projektu modulárního reaktoru s kulovým ložem (PBMR), který je však namísto tekuté soli chlazen héliem. Jako palivo jsou použity malé prstencovité koule o vnějším průměru 30 mm skládající se ze tří vrstev: uhlíkového vnitřního jádra o průměru 16 mm, vnějšího grafitového obalu o tloušťce 2,5 mm a prstencové mezivrstvy paliva ve formě UCO s obohacením 10 % homogenně rozptýleného v grafitové matici sloužící jako moderátor pro zpomalování rychlých neutronů do termálního spektra (viz obr. 4).



Obrázek 4 - Palivo TRISO v kulovém loži [1]

Palivo se volně pohybuje v AZ. Aktivní zóna reaktoru je složena ze 7 hexagonálních grafitových bloků o průměru 125 cm. Každý z těchto souborů palivových kanálů (PCA – Pebbles Channel Assembly) obsahuje 19 kanálů o průměru 19,8cm, ve kterých jsou umístěny palivové koule, mezi nimiž proudí roztavená sůl. Ve všech souborech palivových kanálů, kromě centrálního PCA, je vždy jeden kanál naplněn pouze chladivem, což umožňuje zasunutí bezpečnostních řídicích tyčí. Dalších 30 samostatných kanálů pro regulační tyče je rozmístěno ve vnějším grafitovém reflektoru. Palivové koule jsou vkládány v dolní části každého PCA, kde se shromažďují v dolním plenu před tím, než jsou nasměrovány do kanálů. Na výstupu z těchto kanálů jsou palivové koule shromažďovány v horním plenu, které ústí směrem k výsypnému žlabu. Každý PCA je vybaven vlastním plnicím a výsypným žlabem. Sekce kanálu je dlouhá 220 cm, dolní plenum je 50 cm a horní plenum 89 cm vysoké. Celková aktivní délka tedy činí 359 cm. Použití souborů palivových kanálů umožňuje vytvořit vysoce modulární konstrukci a změnou počtu PCA může být docíleno sestavení více rozmanitých konfigurací.

Existuje několik důvodů, proč bylo jako základní řešení zvoleno palivo ve formě kulového lože:

1. Chemická kompatibilita  
Grafit, který tvoří povrchovou vrstvu kulového paliva, je chemicky stálý v kontaktu s roztavenou směsí fluoridových solí a zároveň s vysokou radiací. To bylo demonstrováno na reaktoru MSRE.
2. Schopnost odolávat vysokým teplotám  
Jedná se o jediné palivo, které je prokazatelně schopné pracovat v podmínkách vysokoteplotního reaktoru. Teplota jeho selhání je nad 1600°C.
3. Výměna vyhořelého paliva bez potřeby odstavení reaktoru  
Palivové koule mají menší hustotu než roztavená fluoridová sůl a proto jsou proudící kapalinou unášeny vzhůru palivovými kanály v AZ směrem k zařízení pro jejich vyjmutí z oběhu. Vyjmutá palivová koule je zkontrolována a změřeno její vyhoření pomocí gama spektrometrie. Vyhořelá palivová koule je odstraněna a nahrazena novou. Během pracovního cyklu do vyhoření je každá koule zkontrolována cca 10-12x. Tím je dosaženo velmi vyrovnaného konečného vyhoření paliva. Manipulace s palivem je usnadněna také tím, že použitá primární směs fluoridových solí je průhledná.
4. Úspora paliva v kombinaci hlubšího vyhoření paliva TRISO a vysoké účinnosti výroby elektrické energie může dosáhnout až 50% na jednotku vyrobené elektrické energie ve srovnání s klasickými reaktory (LWR).

### 3.2.2 Použití paliva TRISO ve formě prizmatických tyčí

Jinou možností použití TRISO paliva v reaktorech AHTR(FHR) je jeho uspořádání ve formě prizmatických tyčí. Jeho výhodou je možnost přesnějšího vyladění poměru palivo/moderátor/chladicí kapalina než u volně sypaného paliva v kulovém loži. V tomto případě je ovšem obtížnější výměna paliva. V plynem chlazeném reaktoru se tyče zasunou směrem dolů vlivem gravitace. Tyče v tekuté soli jsou však v tekuté soli nadlehčovány díky své menší hustotě, a proto je jejich zasunutí mechanicky náročnější. Tento problém je možno omezit zvýšením hustoty palivových tyčí například potahováním paliva pomocí SiC. Další



komplikací při výměně paliva ve formě prismatických tyčí je nutnost výměnu provádět za tekutého stavu fluoridových solí, tedy při teplotě nad 500°C. Délka palivové tyče je omezena na nejvýše 2m, což u reaktoru většího výkonu znamená nutnost vytvářet řady bloků nad sebou. To opět komplikuje konstrukci reaktoru. Tento způsob uspořádání paliva se proto ukázal být vhodný spíše pro verzi SmAHTR, kde menší množství paliva v aktivní zóně umožňuje jeho uspořádání v jednom bloku.

Přestože FHR je navrhován jako klasický, spotřebávající palivo s mírně obohaceným uranem do 10%, v budoucnosti je možné, že dojde pro palivo v kulovém loži k využití transuranů získaných z paliva vyhořelého v reaktorech LWR. Možné je také využití paliva v thoriovém palivovém cyklu v situaci, kdy bude takové palivo dostatečně ověřeno.

### 3.3 Systémy zabezpečení

[1] [11]

Cílem základní úrovně bezpečnostních systémů všech reaktorů je zabránit poškození palivových článků a to za všech myslitelných okolností. Pokud zůstane palivo nepoškozené, nemůže dojít k úniku vysoce nebezpečných štěpných produktů). K poškození paliva došlo jak při havárii v Černobylské jaderné elektrárně tak při havárii ve Fukušimě. Články paliva se zde přehřáli vlivem poklesu hladiny vody v reaktoru. Následně došlo k vývinu vodíku z vodní páry, který po úniku mimo reaktor způsobil explozi poškozující okolní zařízení a rozptýlení velkého množství radioaktivity do okolí.

Ochrana palivových článků před poškozením v havarijních situacích vyžaduje 1.) rychlé odstavení reaktoru 2.) účinné odvádění tepla produkovaného přirozeným radioaktivním rozpadem prvků v aktivní zóně, kterému nelze zabránit ani v odstaveném reaktoru. Požadavkem na reaktory 4. Generace je, aby tyto bezpečnostní systémy byly v maximální možné míře pasivní, tedy aby se spouštěly i fungovaly samy, bez zásahu operátora a bez vnějšího zdroje energie. Měly by být také schopné udržet reaktor v bezpečném stavu bez ohledu na to, zda havarijní stav způsobí chyba operátora, selhání technického zařízení kterékoli části elektrárny nebo nějaký vnější vliv (přírodní katastrofa, rozpad elektrické sítě nebo teroristický útok na elektrárnu).

#### 3.3.1 Systém samočinného odstavení reaktoru

AHTR(FHR) je konstruován tak, aby byl schopen samočinného odstavení. Potřebné množství havarijních regulačních tyčí je navrženo jako plovoucí a v případě nežádoucího nárůstu teploty chladiva dojde vlivem snížení jeho hustoty ke snížení vzlaku a zasunutí regulačních tyčí do AZ, a tím zastavení štěpné reakce. Další možností jak vytvořit samočinný systém odstavení je využití magnetického závěsu absorbčních tyčí využívajícího tzv. Curieova bodu, což je teplota, při které se dosud magnetická látka stává nemagnetickou. Při překročení kritické teploty primárního chladiva dojde k uvolnění tyčí a jejich zasunutí do aktivní zóny. AHTR se rovněž vyznačuje záporným koeficientem reaktivity při zvýšení teploty. To znamená, že pokud se reaktor „přehřeje“, stane se podkritickým a tak se „fyzikálně“ sám odstaví. Tyto systémy představují naprosto zásadní generační pokrok například ve srovnání s Černobylským jaderným reaktorem. Zde se výkon reaktoru dostal mimo kontrolu, a od určitého okamžiku už nebylo možné zabránit jeho nárůstu vedoucího k explozi. Negativně se zde projevil také tzv. dutinový koeficient reaktivity, který způsobil velmi silné zvýšení reaktivity poté, co došlo k odpaření vody a vymoření paliva do prostoru,

kde byla pouze vodní pára. Zvrátit stav rychle směřující k explozi nebylo v tu chvíli možné již ani aktivními zásahy operátorů, natož aby se reaktor stabilizoval pasivně. Tato exploze zcela obnažila AZ a vedla k vychrlení obrovského množství toho nejnebezpečnějšího radioaktivního materiálu do atmosféry. V reaktoru AHTR (FHR) reálně neexistuje ani jeden z těchto rizikových faktorů.

### 3.3.2 Odvádění zbytkového výkonu z paliva

Po odstavení reaktoru je dalším úkolem zajištění bezpečnosti reaktoru odvádění tzv. zbytkového tepelného výkonu, kterému nelze ani úplným odstavením reaktoru zabránit. Tento zbytkový výkon není zanedbatelný. Po uplynutí 3 hod od odstavení produkuje reaktor s původním výkonem 2000 MWt přibližně 24 MWt. Ještě 24 hod po odstavení potom produkuje 12 MWt. Toto teplo je nutné odvádět, aby nedošlo k poškození paliva nebo havárii celého reaktoru.

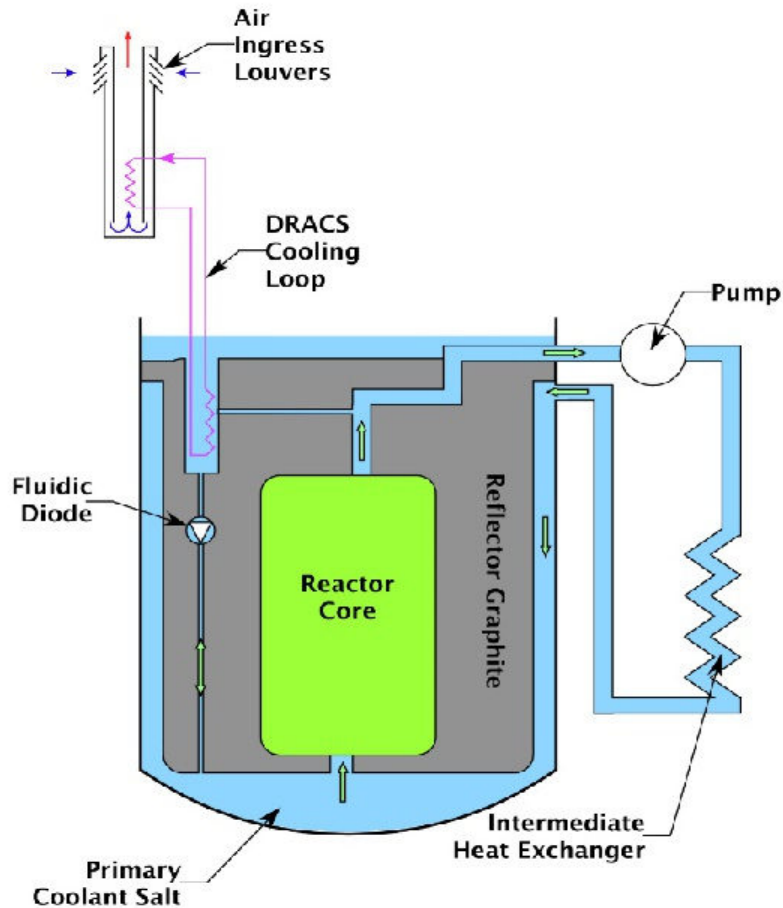
Vysoká tepelná setrvačnost reaktoru AHTR(FHR) umožňuje řešení, kdy v prvních hodinách po výpadku standardního chladicího systému je pasivními systémy odváděno z reaktoru méně tepla než reaktor produkuje. Neodvedené teplo se mezitím akumuluje v obsahu soli v reaktoru. K jeho odvedení mimo reaktorovou nádobu dojde poté, co produkce tepla reaktorem v čase klesne níže, než je schopnost pasivního chladicího systému toto teplo odvádět. Maximální teplota, které palivo dosáhne při vypnutí čerpadel primárního chladicího okruhu je 1000°C, což je výrazně méně než je 1600°C, kterou je palivo ještě schopno snášet bez poškození. Tato teplota je také výrazně nižší než bod varu směsi použitých fluoridových solí (cca 1400°C). To umožňuje nechat teplotu v reaktoru nejdříve vzrůst a snížit tak nároky na havarijní chladicí systém.

Dobrý odvod tepla z paliva je podporován přirozenou cirkulací soli v reaktoru, který je bazénového typu. Teplo je tak rovnoměrně rozptýleno v reaktorové nádobě a dostává se kstěně reaktorové nádoby. Ta, vzhledem k tomu, že je konstruována jako nízkotlaká, může mít podstatně slabší stěnu a tak může být vyrobena z materiálu odolávajícím vysokým teplotám při zachování nákladů na její výrobu. Může být také opatřena na vnějším povrchu žebry pro zvýšení teplosměnné plochy pro odvádění tepla z nádoby do reaktorové šachty (prostorem mezi reaktorovou nádobou a kontejnmentem).

### 3.3.3 Odvádění zbytkového výkonu z reaktorové nádoby

I když reaktor je schopen v prvních hodinách po výpadku zbytkový tepelný výkon absorbovat bez nebezpečí poškození, v případě velkého poškození elektrárny (jako například ve Fukušimě, kde se nepodařilo dodávku elektřiny pro činnost chladících čerpadel obnovit ani po několika dnech) bude nakonec nutno teplo z reaktoru vyvést ven. A zde plní svou úlohu další pasivní systémy, schopné pracovat bez zásahu operátorů i dodávky elektrické energie.

Prvním pasivním systémem, který začne odvádět teplo z reaktoru po výpadku primárního chladicího systému je tzv. DRACS (Direct Reactor Air Cooling System). Jeho funkce je zobrazena na obr.5.



Obrázek 5 - Systém DRACS pro odvádění zbytkového výkonu [1]

V cirkulační trase bypasu reaktoru, ve které je vložen výměník chladicí smyčky DRACS, je vložena tzv. fluidní dioda, což je pasivní prvek bez pohyblivých částí. Jedná o vestavbu v potrubí, která je vytvořena tak, aby v jednom směru (v reaktoru směrem nahoru) kladla značný odpor proudící kapalině, a v druhém směru (v reaktoru směrem dolů) nekladla odpor téměř žádný. Pokud jsou v chodu čerpadla primárního chladicího systému, nasávají kapalinu přes fluidní diodu směrem nahoru (tedy ve směru jejího vysokého odporu a mimo AZ). Propojení průtoku tekuté soli k tepelnému výměníku smyčky DRACS je výrazně menší dimenze než trasa průtoku tekuté soli primárním okruhem. Oba tyto prvky způsobí, že za normálního provozu reaktoru je průtok smyčkou DARCS minimální a nezpůsobuje tak zbytečné tepelné ztráty.

Pokud ale dojde k vypnutí čerpadel primárního chladicího okruhu, směr průtoku tekuté soli smyčkou DRACS se otočí ve smyslu přirozené cirkulace dané menší hustotou ohřáté soli v AZ vůči soli ochlazené v tepelném výměníku DRACS. Tím dojde k toku v propustném směru fluidní diody a protékající množství soli se značně zvýší. Tím dojde k zvýšení přestupu tepla do chladicí smyčky DRACS. Teplo z této smyčky, ve které rovněž cirkuluje roztavená sůl, je nakonec odvedena do atmosféry pomocí komína, který je odvětráván chladným vzduchem okolního prostředí. Konstrukce komína je pevná, tak aby bylo omezeno riziko jeho poškození v případě vnější havárie (pád letadla apod.)

### 3.3.4 Odvádění zbytkového výkonu z kontejnmentu

Ani tento pasivní, odolný systém DRACS není definitivním zabezpečovacím prvkem. Vnější součásti chladicího systému DRACS jsou teoreticky zranitelné (například zničením nebo zneprůchodněním komína nasávajícího vzduch pro odvádění přivedeného tepla).

Při selhání systému DRACS dojde k přehřívání stěny reaktorové nádoby a sdílení tepla sáláním do stěny kontejnmentu. Dutina mezi nádobou reaktoru a kontejnmentem je následně vyplněna tekutou solí, která sem steče po natavení obsahu zásobníku tuhé soli, který je umístěn u horního okraje reaktoru. Tato sůl má několik pozitivních přínosů. Její tavení a ohřívání spotřebovává značné množství tepla. Výrazně také zvýší přenos tepla mezi stěnou nádoby reaktoru a stěnou sila, tekutá sůl také při převádění tepla cirkuluje a má také lepší tepelnou vodivost než plyn. Konečně tato dodatková sůl zabrání, aby při protržení reaktorové nádoby došlo k takovému poklesu hladiny soli v reaktoru, aby došlo k vymoření paliva. Jako tato bezpečnostní sůl může být použita sůl podstatně levnější (například soli chloridové), než je Flibe proudící v primárním okruhu. Důležité u ní jsou pouze její termodynamické vlastnosti a bod tání.

Poškození reaktorové nádoby nelze vzhledem k vysokoteplotnímu provozu reaktoru vyloučit, současné materiály používané pro její výrobu nejsou schopny odolávat teplotám v blízkosti 1000°C. S touto teplotou se počítá v situaci, kdy selže systém DRACS, je nutná k odvedení tepla ven z reaktoru do okolního prostředí.

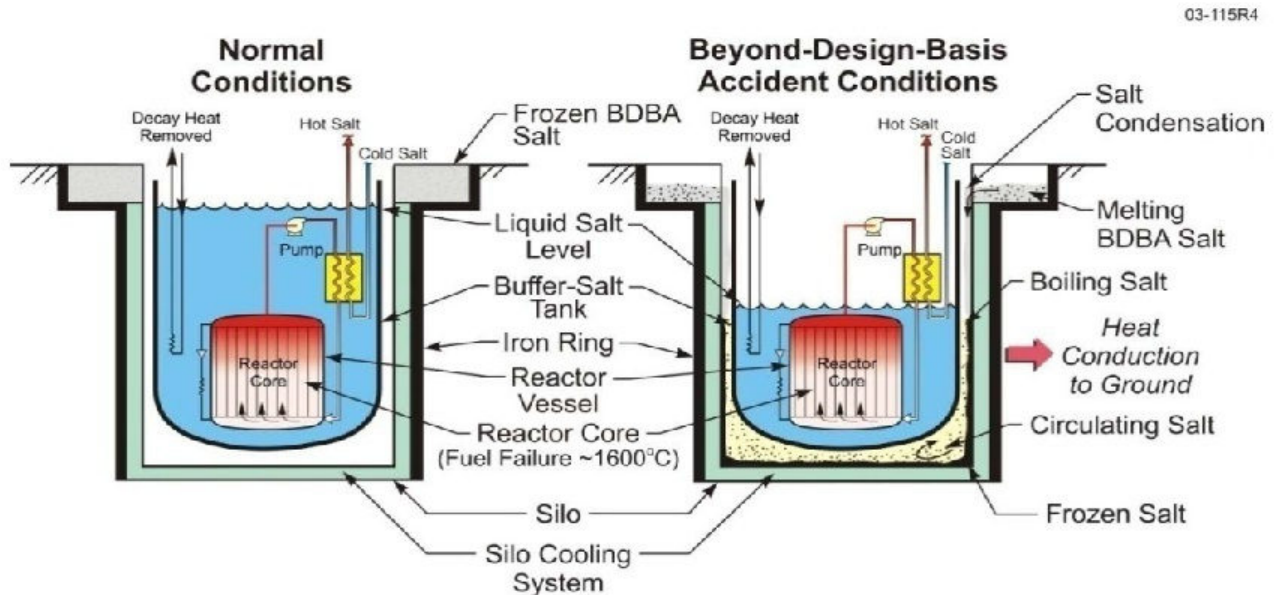
AHTR (FHR) je jediný reaktor s tak vysokou mírou ochrany paliva proti poškození vysokou teplotou, že i když dojde vlivem přehřátí a tím ztráty pevnosti k protržení reaktorové nádoby, nedojde k takovému poškození paliva, aby mohlo dojít k úniku radioaktivity s dopadem na životní prostředí mimo elektrárnu. To je naprosto zásadní vlastnost zcela měnící pohled na reaktor jako na zdroj nebezpečí pro své okolí. Například reaktor GT-MHR dosáhne po 60 hod bez chlazení při současné ztrátě tlaku v primárním okruhu teploty paliva 1560°C, zatímco povrch reaktoru má pouze 600°C – tento velký teplotní gradient je potřebný k odvedení tepla ze samotného paliva směrem ven, k povrchu nádoby reaktoru a způsobí, že i když je nádoba reaktoru nepoškozena, palivo se již začne tavit.

Konstrukce AHTR (FHR) proto počítá s protržením reaktorové nádoby vlivem jejího přehřátí při selhání systému DRACS a následným vytečením roztavené soli ke stěnám kontejnmentu jako standardní situací, která proběhne bez úniku radioaktivity mimo elektrárnu. Je proto třeba odstranit překážku, která řešení využívající odvádění tepla z nádoby reaktoru k betonovým stěnám kontejnmentu jako plánovanému stavu při uvádění poškozeného reaktoru do bezpečného stavu brání. Tou je izolace reaktorové nádoby bránící zbytečným tepelným ztrátám a tepelnému zatěžování stěny reaktoru za normálního provozu. Izolace proto byla navržena tak, aby došlo k jejímu samovolnému odstranění v případě nárůstu teploty, způsobenému přehřátím vnitřního prostředí reaktoru. Možných řešení je několik. Například izolace může mít vhodně nastavený bod tavení a při přehřátí dojde k jejímu selhání. Jinou možností je využití vlastností některých materiálů, které jsou magnetické, ale při určité teplotě se jejich magnetické vlastnosti ztrácejí. Při přehřátí izolace ze stěny reaktoru odpadne a umožní tak odvádění tepla ven z reaktorové nádoby do stěn kontejnmentu, i s možnou destrukcí reaktorové nádoby. Stěny potom zajistí definitivní odvedení rozpadového tepla do okolní země (skály) ve které je reaktor zapuštěn.

Situace může být zvládnuta dokonce i v případě poškození celistvosti kontejnmentu. Za tohoto stavu se projeví jako výhoda jedna z vlastností fluoridových (resp. chloridových) soli, kterou jinak považujeme za negativní. Je to vysoký bod tání (459°C). V případě narušení

těsnosti betonové konstrukce kontejnmentu totiž zabrání uniků soli do okolní horniny. Vlivem chladnějšího prostředí totiž sůl ztuhne a stěnu utěsní.

Funkce se systému je znázorněna na obr. 6.



Obrázek 6 - Systém odvádění tepla mimo kontejnment [1]

Cílem je však tepelnému poškození betonového kontejnmentu zabránit. Začne-li být stěna kontejnmentu zvýšeně zatěžována kvůli přehřátí reaktoru, bude betonová stěna chráněna vodním chlazením stěny kontejnmentu. Betonová stěna je za provozu reaktoru ochlazována proudící vodou v dutinách stěny, za tímto účelem vytvořených. Tento chladicí systém chrání betonovou stěnu před dlouhodobým namáháním vysokou teplotou, která vede k postupné degradaci betonu a tím ke ztrátě potřebných mechanických vlastností. V případě přehřátí reaktoru může v těchto kanálech dojít i k varu vody, která je následně doplňována ze zásobníku (pasivně). Voda při změně skupenství odvádí velké množství tepla.

Poruchám betonové konstrukce kontejnmentu je možno předcházet důsledným dodržováním vhodných pracovních postupů již při samotné stavbě. Složení betonu musí být zvoleno s ohledem na požadovanou vysokoteplotní odolnost. Vhodným kamenivem, které tvoří většinu betonové hmoty, je čedič nebo žula. Toto kamenivo nevytváří ani při přehřátí žádný plyn, který může narušit strukturu betonu. Rovněž neobsahuje vodu, která by se mohla přeměnit na páru se stejnými důsledky. Výhodné je použít také větší množství ocelové výztuže, protože kovy mají lepší tepelnou vodivost, což vede k většímu chlazení reaktoru. Je proto možno použít levnější ocel s menší pevností.

Kvalita betonáže je zásadní. Je proto výhodné, aby jednotlivé bloky použité k výstavbě kontejnmentu byly vyrobeny továrně, kde je možno snáze dodržet technologický postup výroby. Při betonáži v terénu se používají při lití různé chemické látky, které kompenzují nedostatky spojené s prací mimo továrnu. Tyto látky následně při zahřívání betonu za provozu mohou způsobit poruchu konstrukce, protože se začnou vypařovat. Je proto výhodné pracovat továrně a použití těchto látek se vyhnout.

Přestup tepla do okolní zeminy lze ovlivnit zásypem horninami s vysokou tepelnou vodivostí jako je žula nebo čedič. Také vlastnostem zásypu je nutno věnovat pozornost, protože jsou výpočtově nejobtížněji vyjádřitelné a nesmí se stát bariérou pro odvod tepla, která by znehodnotila funkčnost ostatních systémů.

Udržení celistvosti kontejnmentu v případě havárie má naprosto zásadní vliv na potenciální následky havárie. Důkazem mohou být tři nejvážnější jaderné havárie v dějinách. Černobylská jaderná elektrárna nebyla vybavena kontejnmentem žádným, v důsledku toho bylo jediným výbuchem vyvržené značné množství radioaktivních látek do atmosféry. Ve Fukušimě došlo k poškození kontejnmentu a úniku radioaktivity, ale s výrazně nižším dopadem na prostředí. Havárie americké elektrárny Three Mile Island se obešla bez většího úniku radioaktivity, protože kontejnment zůstal nepoškozený. Proto AHTR (FHR) počítá se zapaštěním pod povrch země, které kromě již popsaného způsobu odvádění tepla snižuje také možnost jeho vnějšího poškození.

## 4 Ekonomika výstavby a provozu AHTR(FHR)

[11] [1]

Jednou ze základních podmínek pro nasazení nového reaktoru do reálného provozu je jeho ekonomická rentabilita. Ta musí být srovnávána s ostatními zdroji energie na trhu, jen stěží si lze představit, že by jaderná energetika byla podporována podobně masivními dotacemi jako dnes fotovoltaika. Přijatelné musí být investiční náklady, provozní náklady i náklady související s likvidací (uskladněním) jaderného odpadu z jejího provozu a konečně likvidací jaderné elektrárny po skončení její životnosti.

Už současné jaderné elektrárny produkují elektrickou energii za cenu srovnatelnou a někdy i lepší než je tomu u klasických uhelných i jiných zdrojů. Přesto je však možné a potřebné ekonomické parametry jaderných elektráren zlepšit. Důležitou součástí výběru konkrétních používaných typů reaktorů v budoucnosti z těch, které jsou dnes vyvíjeny jako reaktory 4. Generace, proto bude srovnání ceny jejich výstavby i provozu. Velkou část nákladů tvoří právě cena stavby jaderného zdroje a právě v této oblasti lze docílit významného snížení finančních nákladů na energii z jádra.

Možnosti snížení těchto nákladů jsou hlavně ve vytvoření standardních modelů, které by se stavěly v dostatečných sériích. Významnou cestou k úsporám by bylo i modulární uspořádání, umožňující výstavbu elektráren přesně podle požadavků zákazníka ze základních, dobře prověřených modulů. Schvalovací řízení by nemuselo probíhat pro každou stavbu a část znovu. Dosáhlo by se tak výrazné zkrácení doby potřebné pro projektování, schvalování i výstavbu elektrárny. Důsledkem toho by bylo výrazné snížení nákladů, které vznikají, když je každá elektrárna řešena kvůli odlišné velikosti jako originální projekt.

Velmi důležitou vlastností, která ovlivňuje ekonomiku využití jaderných elektráren je životnost jaderného reaktoru. Jak bylo zmíněno, má jaderná elektrárna relativně malé náklady na provoz. Vysoké náklady jsou však potřeba na jejich stavbu. Každé prodloužení doby, po kterou lze reaktor využívat, zlepšuje ekonomičnost. Většinu vybavení lze v průběhu provozu elektrárny renovovat a modernizovat. Prodlužuje se tak životnost i kvalita zařízení.

Existuje však základní součást jaderného bloku, kterou nelze vyměnit a která tak určuje jeho celkovou životnost. Jedná se o reaktorovou nádobu. Její odolnost vůči negativním vlivům za provozu je tak určující. Ke zhoršení vlastností nádoby může docházet vlivem ozáření silným neutronovým polem vznikajícím při provozu reaktoru. Proto je důležité minimalizovat ozáření stěn nádoby reaktoru neutrony. Toho lze docílit vhodnou konfigurací vnitřní zóny jaderného reaktoru, ve které se pak intenzita pole neutronů ve směru ke stěnám nádoby zmenšuje. Pochopitelně můžeme životnost nádoby ovlivnit i kvalitou materiálu, který pro ni použijeme. Předpokládá se, že životnost reaktorů 4. generace by měla dosahovat šedesáti let. I tím by se zvýšila celková efektivita jejich provozu.

AHTR(FHR) má předpoklady v oblasti ekonomické efektivity dosáhnout výborných parametrů. Umožní mu to kompaktní rozměry i vysoká míra pasivní bezpečnosti. Kompaktnost rozměrů vynikne ve srovnání s dalšími reaktory, které jsou vyvíjeny. Například GT MHR dosahuje při stejné velikosti reaktorové nádoby jako má AHTR (FHR) výkonu 600 MWt /285 MWe. Reaktor S-PRISM stejných rozměrů má 1000 MWt/380 MWe. Reaktor AHTR(FHR) přitom dosahuje výkonu 2000 MWt/1000 MWe. Pasivní bezpečnostní systémy jsou mnohem levnější a spolehlivější než vytváření mnoha záložních systémů závislých na dodávce energie z diesellových generátorů pro prevenci selhání systémů základních.

Varianta SmAHTR umožní nasazení jaderných reaktorů v podmínkách, které dosud nebyly myslitelné. Integrované řešení reaktoru přiměřeného výkonu (modulárně 125 MWt) umožní jej využít jako zdroj tepla i elektřiny pro energeticky náročnější výrobu v průmyslových zónách nebo kogenerativní výrobu elektřiny a tepla pro vytápění městských aglomerací. Nasazení těchto menších reaktorů ve větším měřítku (například jako náhradu za současné uhelné teplárny) by umožnilo prodávat je za příznivou cenu.



## 5 Využití tepla vyrobeného v AHTR(FHR)

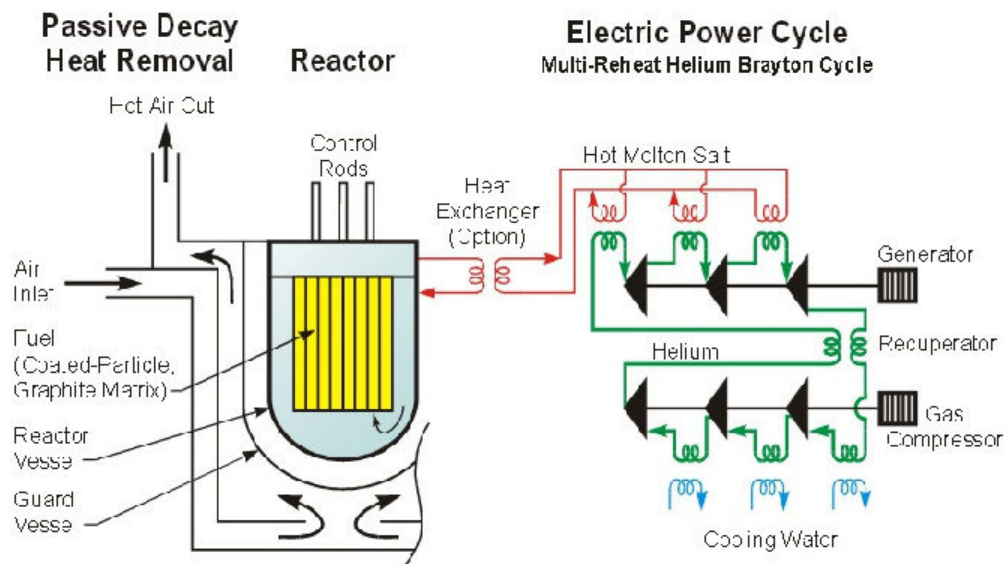
AHTR poskytuje vysokopotenciální teplo s teplotami nad 700°C. To umožňuje nasazení jak při výrobě elektřiny s vysokou účinností tak v mnoha průmyslových aplikacích s vysokou spotřebou tepelné energie (vysokoteplotní výroba vodíku, přepracování méně kvalitních ropných surovin, odsolování mořské vody atp.).

### 5.1 Výroba elektrické energie

[11] [1]

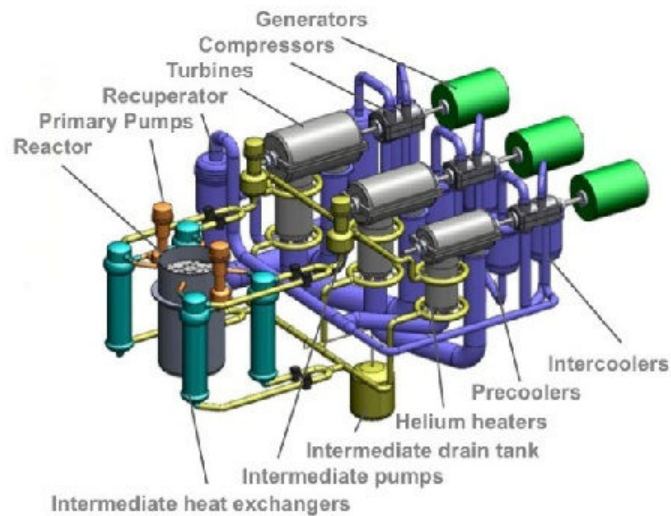
V současnosti používané reaktory dosahují účinnosti přeměny tepla na elektrickou energii cca 30-35%. Například tlakovodní reaktor VVER 1000 v Temelíně má účinnost okolo 31%. Je to způsobeno tím, že jako chladivo je zde použita lehká voda, která musí v celém primárním okruhu zůstat v kapalném skupenství. To neumožňuje výrazně překročit teplotu 300°C (trojný bod vody 373 °C). Potenciálně vysokoteplotní zdroj energie (jaderné palivo) je tak hned v primárním okruhu zdegradován na úroveň cca 330°C. Teplota primárního chladiva v AHTR je nad úrovní 700°C, navíc primární okruh pracující na rozdíl od plynem chlazených vysokoteplotních reaktorů s podstatně nižším rozdílem teplot (navrženo 75°C). To je umožněno podstatně nižším potřebným čerpacím výkonem pro tekuté soli než je tomu u plynu v důsledku podstatně vyšší objemové tepelné kapacity solí. Tyto vlastnosti primárního chladiva umožňují pro výrobu elektřiny nasazení plynové turbíny ve dvou následujících režimech :

1. v uzavřeném oběhu helia (s vícenásobným přehříváním)-viz obr. 7.



Obrázek 7 - Elektrárna s uzavřeným heliovým cyklem [11]

Další obrázek (obr.8) ukazuje modelové zobrazení této elektrárny, ze kterého je vidět kompaktnost jejího uspořádání.



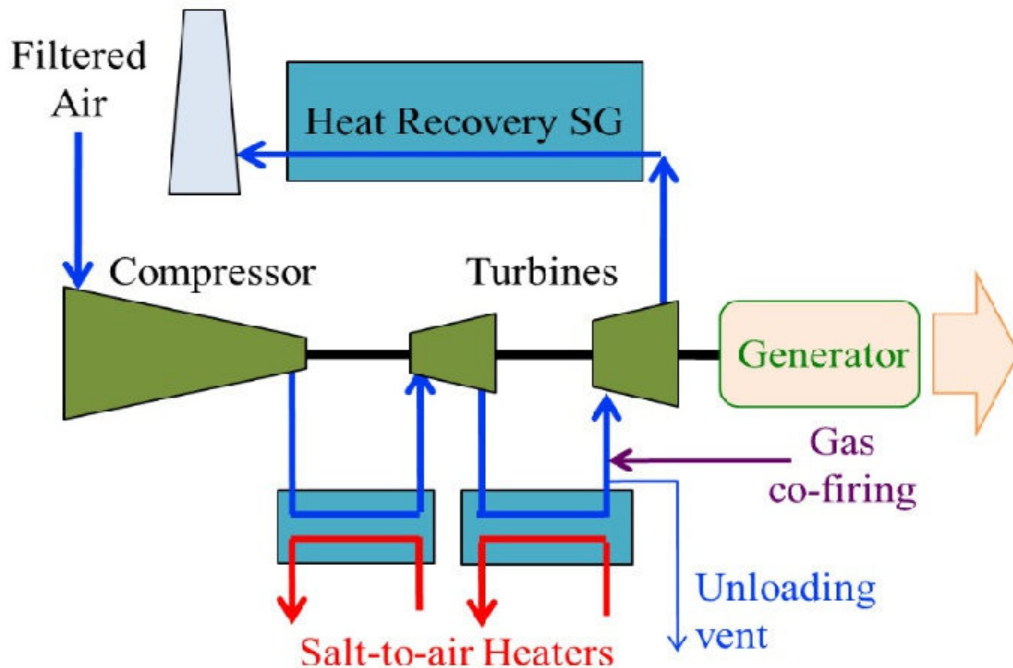
Obrázek 8 - Model elektrárny v uzavřeném heliovém cyklu [1]

Tento okruh byl navrhován jako první. Byl také testován na reaktoru PBMR v JAR, projekt však byl zrušen v pokročilé fázi pro nezáměr komerční sféry. Jeho výhodou ve srovnání s parním cyklem je zvýšení účinnosti výroby elektřiny o 4-8% ve srovnání s Rankin-Clausiusovým cyklem i omezení spotřeby chladicí vody potřebné pro parní kondenzátory. Výhodným se stane zejména v následující generaci AHTR(FHR), kde by mělo dojít ke zvýšení výstupní teploty primárního chladiva na 850°C.

Zajímavé je rovněž srovnání s účinností výroby elektřiny dosahovanou v reaktoru GT MHR. Tento reaktor používá přímý heliový cyklus. Při stejné teplotě primárního média a stejných parametrech turbosoustrojí dosahuje AHTR(FHR) o 5-6% vyšší účinnost výroby elektrické energie. S růstem teploty primárního média až na teoreticky možných 1000°C může účinnost AHTR(FHR) překročit 59%.

Obecnou nevýhodou použití hélia jako teplonosného média ať už v primárním nebo sekundárním okruhu, je jeho vysoká cena zvyšující nároky na těsnost systému. Z důvodů výhod cyklu popsaného dále bylo rozhodnuto jej nenasadit.

2. otevřený vzduchový cyklus s plynovou turbínou, jejíž výstup je zapojen na parní kotel vyrábějící páru (pro další výrobu elektrické energie nebo pro průmyslové účely)-viz obr. 9.



Obrázek 9 - Elektrárna v otevřeném vzduchovém cyklu s plynovou turbínou [1]

Předpokládaná účinnost výroby elektřiny v tomto schématu je 45-47% při teplotě primárního chladiva na výstupu z reaktoru 700°C. Výhodou tohoto cyklu je také další bezpečnostní bariéra oddělující primární okruh od výroby páry, kterou tvoří horký vzduch. Tato bezpečnostní pojistka zvyšuje přijatelnost nasazení vyrobené páry mimo elektrárnu v průmyslových aplikacích.

Obavy přitom panují zejména z pronikajícího radioaktivního tritia, které se uvolňuje v reaktoru a prostřednictvím chladiva může být vyneseno mimo reaktor. Tritium má schopnost prostupovat stěnami tepelných výměníků a může se tedy v případě jeho úniku z reaktoru dostat do sekundárního okruhu, aniž by došlo k havárii výměníku. Tato obava způsobuje, že pouze 80 reaktorů z asi 450 provozovaných na celém světě poskytuje tepelnou energii mimo elektrárnu (dálkové vytápění, průmysl, odsolování mořské vody). Takové nasazení je žádoucí, protože kogenerační výroba elektřiny a tepla zvyšuje celkovou tepelnou účinnost.

Použití otevřeného vzduchového cyklu v sekundárním okruhu, snižuje potenciální koncentraci tritia, které by při úniku z reaktorové nádoby mohlo v konečném důsledku stěnami tepelných výměníků proniknout až do páry určené pro zákazníka mimo elektrárnu až o deset řádů díky tomu, že použitý vzduch je neustále nahrazován čerstvým. Navíc reaktor FHR disponuje unikátním systémem pro zachycení tritia v pevné formě již v reaktoru.

Otevřený vzduchový cyklus umožňuje také rozšíření výkonu elektrárny o tzv. špičkový výkon spalováním zemního plynu. To je velmi cenné, protože v energetice se stále více prosazují obnovitelné zdroje energie (fotovoltaika, větrné parky) s velmi

proměnlivým okamžitým výkonem. Možnost zvýšit ve velmi krátkém časovém intervalu výkon dodávaný jadernou elektrárnou, výrazně zvyšuje hodnotu tohoto zdroje v elektrické síti. Vzhledem k tomu, že teplota vzduchu ohřátého teplem z reaktoru je výrazně nad teplotou vznícení zemního plynu, lze plyn kdykoli nasadit a velmi rychle zvýšit výkon bloku (podle současných návrhů až o 37%, tepelná účinnost využití energie zemního plynu až 52%). Rychlost odezvy na požadovanou změnu dodávky do sítě je 50ms, což je hodnota nedosažitelná v běžné elektrárně. Úprava okruhu pro spoluspalování zemního plynu vyžaduje minimální náklady, protože není nutné nijak upravovat výkon finančně nákladných kompresorů (množství vzduchu procházejícího plynovou turbínou se nemění, je dostačující pro spálení zemního plynu). Upravit je nutné pouze velikost lopatek posledního stupně turbín. Výroba špičkové energie může také výrazně vylepšit ekonomiku elektrárny.

Výrobu špičkové elektřiny umožňuje také parní generátor na konci cyklu, který může v noci (kdy může být cena elektřiny dokonce záporná) dodávat velmi levnou páru do průmyslové výroby (ve které dosud vyráběli teplo spalováním zemního plynu) a v době potřeby špičkového výkonu v elektrické síti převést parní výkon na kondenzační turbíny.

Použití zemního plynu jako záložního zdroje tepla může také zcela nahradit tepelný výkon jaderného reaktoru v případě plánovaného servisního odstavení ale i v případě jeho náhlého výpadku (zásah bezpečnostních systémů sekundárního nebo terciálního okruhu apod.) To rovněž zlepšuje ekonomiku provozu – umožní snížení rezervního výkonu v síti pro případ výpadku jaderného bloku.

Rovněž je možné rychlé snížení elektrického výkonu dodávaného generátorem do sítě (například při náhlém nárůstu dodávky elektřiny vyrobené obnovitelnými zdroji, případně při částečném rozpadu elektrické sítě) otevřením vzduchových klapek propojující potrubí horkého vzduchu s atmosférou. Tím je odvedeno teplo z reaktoru mimo turbínu. U LWR reaktoru by podobný systém byl dražší, protože páru nelze odfukovat do ovzduší (nutnost doplňovat ztracený kondenzát), pára proto musí být odvedena do kondenzátoru, který by proto musel být předimenzovaný. To značně zvyšuje náklady na takové řešení.

## 5.2 Výroba vodíku

[8] [11]

Kromě výroby elektrické energie s vysokou účinností přeměny tepla na elektrickou energii má vysokoteplotní reaktor AHTR velký potenciál také pro nasazení ve výrobě vodíku.

Vodík je velmi cennou chemickou surovinou, jejíž spotřeba v chemickém průmyslu neustále stoupá. Používá se například k výrobě chemických látek (amoniak) a v neposlední řadě k výrobě kapalných paliv z uhlí metodou tzv. hydrogenace. Při současných cenách ropy nad 100\$ za barel je tato metoda výroby benzínu konkurenceschopná (JAR vyrábí již 1/3 pohonných hmot z uhlí, rovněž v Čína s tímto způsobem výroby pohonných hmot počítá)

Existují také technická řešení pro přímé použití vodíku jako alternativního paliva pro pohon automobilů. Odhaduje se, že v případě úplné náhrady pohonných hmot vyrobených z ropy vodíkem, by bylo potřeba tolik primární energie pro jeho výrobu, jako se dnes používá pro výrobu veškeré elektrické energie.

Vodík pro potřeby chemického průmyslu se vyrábí převážně z fosilních paliv – nejběžnější je tzv. parní refrakce zemního plynu. Využívání takto vyrobeného vodíku jako zdroje energie může pomoci lokálně snížit produkci některých zdraví poškozujících látek, globálně by však vedlo pouze k méně hospodárnému využívání primární energie a s tím souvisejícímu nárůstu produkce oxidu uhličitého – s výrobou 1 kg takto vyrobeného H<sub>2</sub> je spojena produkce více než 7 kg CO<sub>2</sub>.

Hlavním motorem dalšího rozvoje vodíkového hospodářství je jeho použití jako alternativy k využívání fosilních paliv a to především v dopravě. Výroba vodíku pro tyto účely z fosilních paliv by proto byla z výše uvedených důvodů neobhajitelná.

Vodík se dnes vyrábí také přímo z vody pomocí tzv. nízkoteplotní elektrolýzy. Tento proces probíhá při teplotě již při pokojové teplotě a účinnost přeměny elektrické energie na energii vodíku je cca 80%. Pokud ovšem účinnost výroby vodíku vztáhneme vůči primární energii použité na jeho výrobu, ukáže se jako nevýhodná dvojitá přeměna energie, ke které při tom dochází – z chemické energie v palivu na elektrickou energii a následně z elektrické energie na chemickou energii vodíku. Výsledná účinnost tohoto procesu poklesne na cca 30%.

Pokud ovšem jako zdroj energie pro výrobu vodíku použijeme vysokoteplotní reaktor AHTR můžeme pro jeho výrobu využít některou z moderních vysokoteplotních metod výroby. Jako nejperspektivnější se jeví výroba vodíku v S-I cyklu a vysokoteplotní elektrolýzou.

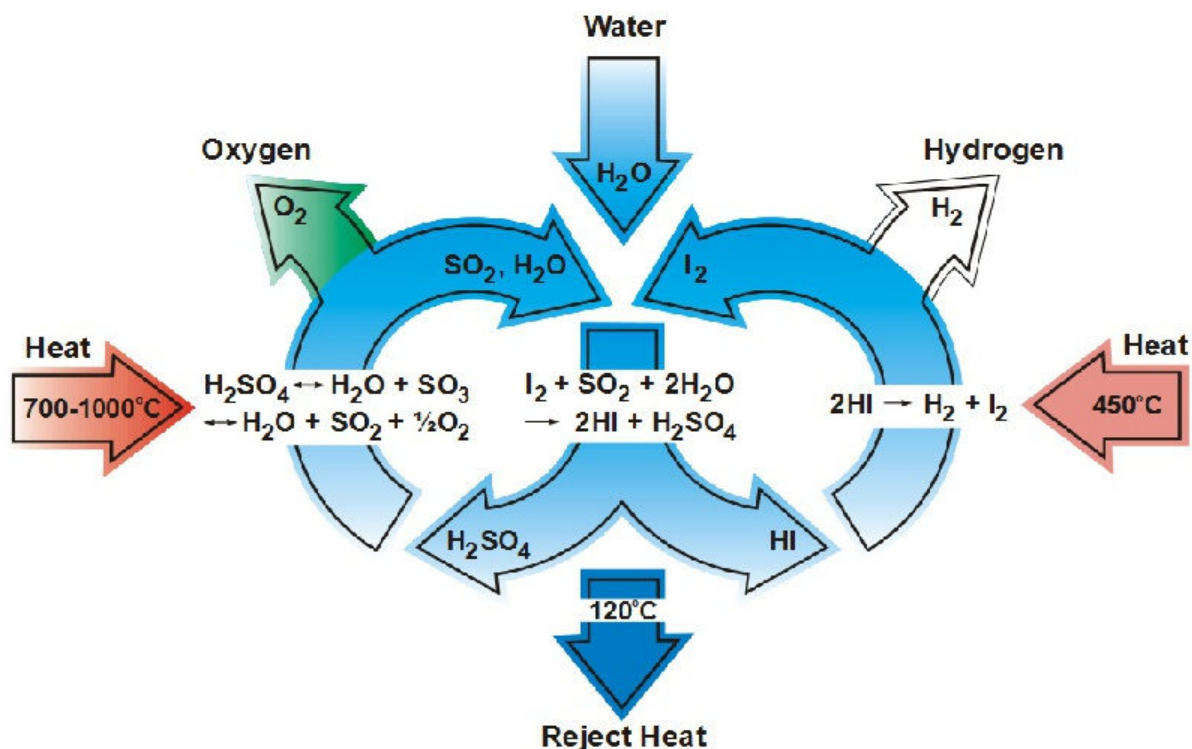
### 5.2.1 Výroba vodíku v S-I cyklu

Siřičito-jódový termochemický cyklus byl vyvinut v General Atomics (San Diego, USA) v polovině 70. let 20. století. Je předním kandidátem levné a účinné výroby vodíku pomocí jaderné energie.

Vstupní surovinou je pouze voda a vysokopotenciální teplo; výstupními surovinami jsou kyslík s vodíkem a nízkopotenciální teplo. Všechny vstupní suroviny jsou tekuté. Jód a oxid siřičitý se recyklují a opětně používají, teoreticky se tedy neprodukuje žádný odpad (ve skutečnosti samozřejmě k určitým ztrátám chemických látek v oběhu dochází a je nezbytné tyto ztráty kompenzovat doplňováním). Při produkci vodíku v S-I cyklu probíhají tyto termochemické reakce:

1.  $I_2 + SO_2 + 2H_2O \rightarrow 2HI + H_2SO_4$  (120° C)
2.  $H_2SO_4 \rightarrow SO_2 + H_2O + 1/2O_2$  (800 - 1000° C)
3.  $2HI \rightarrow I_2 + H_2$  (300 - 450° C)

V prvním kroku, který je znám jako Bunsenova reakce, reaguje vstupující voda s jódem a oxidem siřičitým za vzniku kyseliny sírové a jodovodíkové. Jedná se o exotermickou reakci, kdy se z reakce odvádí teplo o teplotě 120° C. Nejvíce tepla (a o nejvyšší teplotě, 700 - 1000° C) vyžaduje endotermický rozklad kyseliny sírové. Rozklad kyseliny jodovodíkové a současná produkce vodíku vyžaduje teploty nižší (450° C).



Obrázek 10 - Výroba vodíku v S-I cyklu [11]

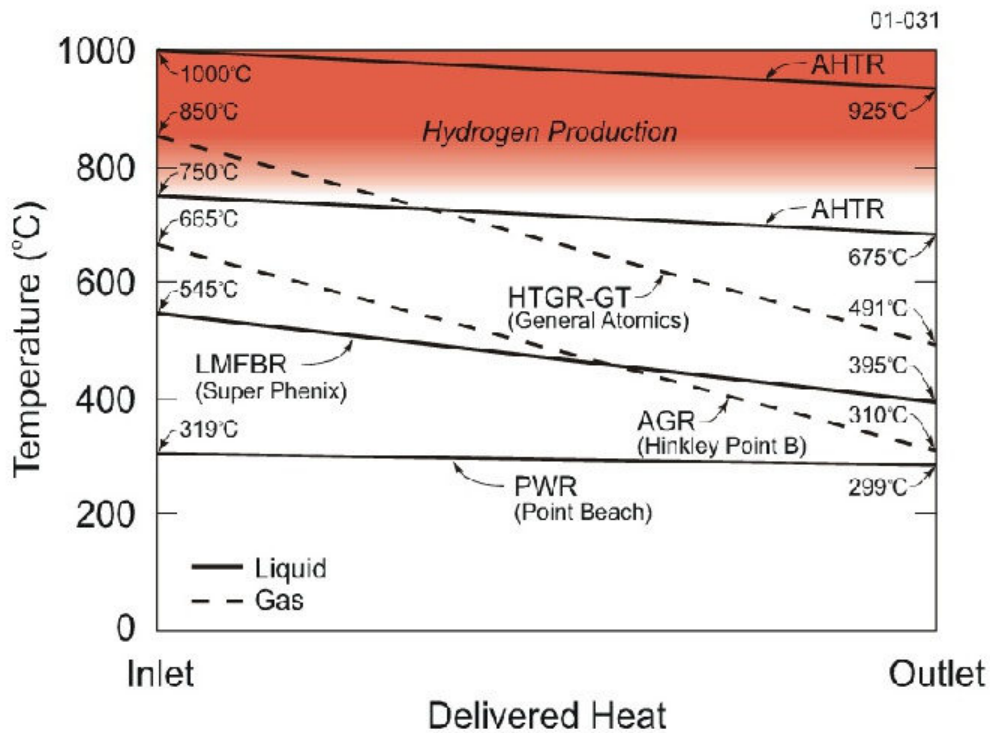
### 5.2.2 Výroba vodíku vysokoteplotní elektrolýzou

Pro vysokoteplotní elektrolýzu, nazývanou též někdy parní elektrolýza, je charakteristické, že část dodávané energie tvoří elektrická energie a část je přivedena ve formě tepla. Reakce probíhající ve vysokoteplotním elektrolyzátoru je reverzní k reakci probíhající v palivových článcích s pevnými oxidy. Do elektrolyzátoru vstupuje pára a vodík. Vystupuje z něho obohacená směs obsahující 75 % hmotnostních vodíku a 25 % hmotnostních páry. Z ní je na anodě oddělen iont kyslíku, který prochází skrze membránu. Vodík je pak z páry oddělen v kondenzační jednotce.

Výhodou je zvýšení účinnosti procesu vzhledem k nízkoteplotní elektrolýze díky snížené spotřebě elektrické energie a snadnějšímu překonání aktivační bariéry na povrchu elektrody. Při růstu teploty vstupní páry klesá spotřeba elektrické energie. Celková energie mírně roste, což je způsobeno právě nutným ohřevem páry. Další výhodou spočívá v cirkulaci samotných H<sub>2</sub>O, H<sub>2</sub> a O<sub>2</sub> bez jiných chemických látek, což odstraňuje problémy s korozí.

Celková účinnost vysokoteplotní elektrolýzy může dosahovat až 45 %.

Předností AHTR jako zdroje vysokopotenciálního tepla pro výrobu vodíku ve srovnání s plynem (He) chlazenými reaktory jsou přirozené vlastnosti roztavené soli jako chladiva. Vzhledem k podstatně lepším tepelným vlastnostem je primární okruh navržen s menším rozdílem teplot chladiva mezi vstupem a výstupem viz obr. 11).



Obrázek 11 - Vhodnost použití různých reaktorů pro výrobu vodíku [11]

To je cenné proto, že v současné době je nejvyšší reálně dosažitelná teplota chladiwa v reaktoru silně omezena materiály, které máme k dispozici. Při větším rozdílu teplot se větší část výkonu reaktoru dostane teplotně do oblasti pro výrobu vodíku nepoužitelnou.

Standardní reaktor tohoto typu by měl denně vyrobit 200 tun vodíku, což znamená ročně nahradit tři milióny barelů ropy.

### 5.3 Výroba ropných produktů z ropných břidlic

[1]

Zajistit dostatečné množství ropy pro rostoucí populaci se stále většími nároky bude stále větší výzvou. Současné zdroje jsou již značně vyčerpané a velká část z nich se nachází v politicky nestabilních oblastech. Alternativou by se v budoucnosti mohli stát ropné břidlice (podobně jako je nyní těžen břidlicový zemní plyn). U těchto paliv však narůstá poměr energie pro jejich získání k energii, která je v nich uložena. K jejich využívání bude kvůli zvýšení jejich kvality nutný dostatečně výkonný zdroj tepelné energie. Odhaduje se, že potřebný výkon by mohl jen v USA (kde jsou obrovské zdroje ropných břidlic) by dosáhl několik stovek GW. Používat k těmto účelům jiná fosilní paliva je problematické, nedává valný smysl získat 1kg nové ropy při spálení 0,75 kg ropy již vyrobené.

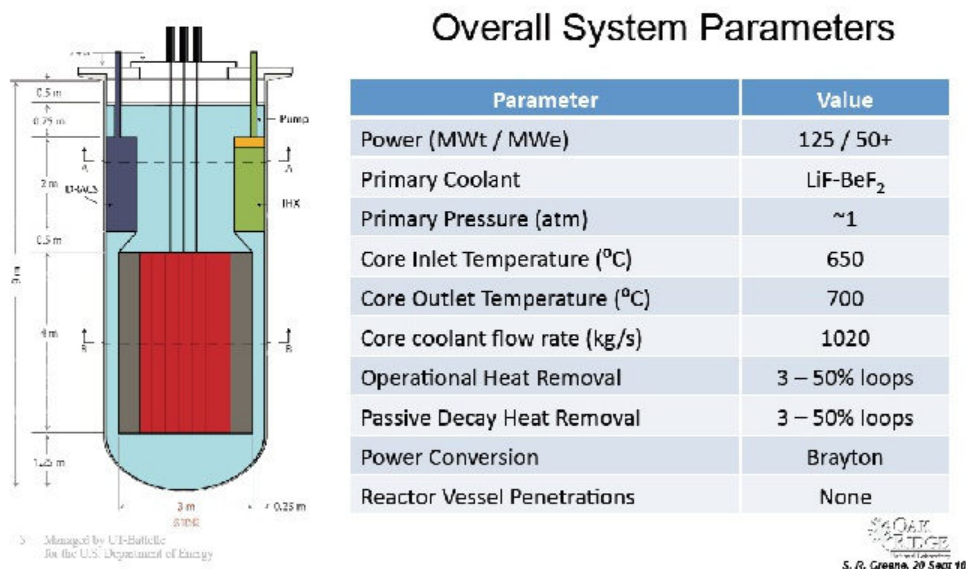
I zde by mohl reaktor AHTR(FHR) úspěšným řešením, a to zejména s otevřeným vzduchovým Ericsson-Braytonovým tepelným oběhem, kde parametry páry vyráběné parním kotlem využívající výstupní teplo plynové turbíny pro proces zpracování suroviny z ropných břidlic vyhovují. Kerogen, který tvoří základní surovinu, musí být přepracován pomocí

pomalého ohřevu až na 400°C. Teplo z jádra splňuje kromě ceny také další důležitý požadavek – nezvyšuje emise skleníkových plynů na rozdíl od získávání tepla spalováním části vyrobených produktů.

## 5.4 Mobilní reaktor menšího výkonu - SmAHTR

[9]

Jaderné elektrárny představují až dosud spolehlivé velké centrální zdroje elektrického výkonu, pokrývající trvalou celoroční potřebu. V průběhu vývoje jaderné energetiky existoval trend neustálého zvyšování výkonu používaných reaktorů. Důvody jsou ekonomické. Od samého začátku jaderné energetiky však existuje také myšlenka vytvořit malé reaktory schopné naplnit specifické potřeby konkrétních menších odběratelů elektřiny, ale i tepla pro průmyslové účely nebo vytápění městských aglomerací. Tato myšlenka existuje od samých počátků jaderné energetiky. SmAHTR je projekt, který má velkou naději zlomit dosavadní neúspěchy v této oblasti. Jeho nasazení může řešit i další ožehavé otázky využívání energie jádra. Jeho rozměry i základní parametry jsou vidět na obr. 12.



Obrázek 12 - SmAHTR, 125MWt [9]

SmAHTR je kompaktní řešení zdroje tepelné energie, uloženém v kontejneru. Obsahuje aktivní zónu s palivovými tyčemi obsahující dostatek paliva pro několikaletý nepřetržitý provoz na jmenovitém výkonu. Dále obsahuje tepelné výměníky (primární /sekundární, bezpečnostní). Modulární konstrukce umožňuje samostatně vyměňovat základní části reaktoru.





Obrázek 13 - Vyměnitelné součásti SmAHTR [9]

Na výstupu poskytuje nízkotlakou roztavenou sůl o parametrech 610/560°C, 125MWt. Reaktor je vysoce mobilní zařízení, které lze vzhledem k nízké hmotnosti a vhodným rozměrům (šíře 3m/délka 9m) dopravovat jako nadrozměrný náklad po běžných komunikacích automobilovou dopravou. To umožňuje jeho rychlé nasazení, kdekoli je potřeba (např. nová průmyslová zóna). Reaktor pracuje bez výměny paliva až 4 roky. Průběžný pokles reaktivity způsobovaný postupným vyhořením paliva je řešen pomocí tzv. vyhořivajících neutronových absorbátorů, jejichž koncentrace v čase klesá. Výstupní výkon je tak zachován na požadovaných parametrech. Po vyčerpání paliva je celý reaktor odvezen zpět do výrobního závodu, kde je provedena kontrola a výměna paliva.

Reaktor pracuje s uranem obohaceným na 19,9% U, což je hranice, která neumožňuje zneužití pro výrobu jaderných zbraní (bez použití vysoce sofistikovaných a drahých postupů). Protože s palivem, ani vzniklými štěpnými produkty není během provozu manipulováno, riziko zneužití jaderného materiálu je minimalizováno a je velmi dobře kontrolovatelné – to opět umožní širší nasazení jaderných reaktorů jako řešení energetických potřeb.

## 6 Další vývoj projektu AHTR(FHR)

[1] [11]

Vývoj nového reaktoru je finančně, časově i technicky nesmírně náročný projekt s nejistým výsledkem. Je proto nutná spolupráce a to i mezinárodní. Největší šanci na brzké komerční nasazení bude mít projekt, který dokáže využít maximum z toho, co se již v rámci vývoje reaktorů 4. generace podařilo vyvinout (materiály, palivo, chladivo atd.) a dokáže přinést ekonomicky úsporné řešení při zachování zásadních požadavků na reaktory 4. Generace (pasivní bezpečnost, úspornější nakládání s jaderným palivem jako vyčerpatelem přírodním zdrojem). AHTR(FHR) zvolil rozumnou cestu využití chlazení tekutými solemi, jejichž testování probíhá již několik desetiletí a palivo TRISO v kulovém loži, které již rovněž bylo podrobeno rozsáhlému ověřování a je schopno přímého použití.

Zdá se, že zpočátku nebude možno využít zcela vysokoteplotní potenciál již vyvinutého paliva a primárního chladiva. Bude nutno se spokojit s teplotami těsně nad 700°C, která je na spodní hranici použitelnosti pro vysokoteplotní výrobu vodíku avšak umožní okamžitě vyrábět elektřinu v paroplynovém cyklu s účinností až 50%, což představuje významný pokrok. Příčinou je neexistence dostatečně vyzkoušených materiálů odolávající v kontaktu s radiací a v chemickém prostředí roztavených fluoridových solí požadovaným teplotám i nad 1000°C. Nadějně se jeví zejména kompozitní uhlíkové materiály, jejich vývoj a ověřování si však vyžádá ještě mnoho času. Rovněž vývoj moderních rychlých množivých reaktorů může trvat ještě řadu let, proto AHTR(FHR) zůstává u klasického palivového cyklu, ovšem se zvýšenou mírou vyhoření paliva.

Koncept AHTR (FHR)), jako řešení kombinující mnoho z již použitelných technologií z ostatních reaktorů vyvíjených na základě dohody fóra GIF, je proto kandidátem na nasazení do praxe někdy před rokem 2030, tedy jako jeden z prvních. Může tak uspokojit poptávku po bezpečnějších reaktorech schopných pokrýt rostoucí poptávku po energiích nezávislých na fosilních palivech.

## 7 Výpočtová část

Úkolem výpočtové části je porovnat účinnost zapojení AHTR(FHR) ve spojení s Rankin-Clausiovým cyklem s regenerací a s cyklem Ericsson-Breytnovým s regenerací.

Návrh parametrů primárního okruhu:

Teploty roztavené soli dodávané reaktorem : 700/625°C

-teploty byly navrženy na základě současných možností v oblasti odolnosti materiálů (pro výrobu výměníků tepla, potrubí, primárního čerpadla apod.)vůči vysokým teplotám, palivo reaktoru AHTR(FHR) i fluoridová sůl jsou schopny přenášet teploty až 1000°C.

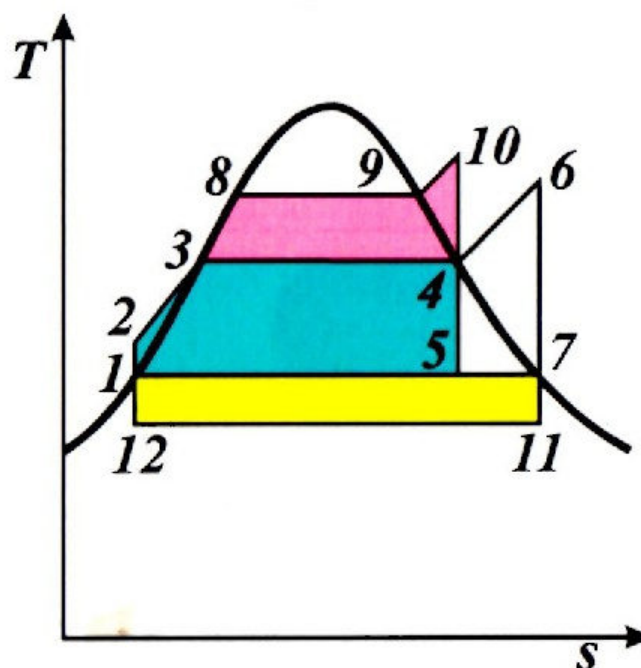
Návrh parametrů střední oddělovací smyčky (výstup do parogenerátoru/vstup z parogenerátoru) : 650/575°C

-teploty byly navrženy o 50°C nižší než jsou u primárního okruhu z důvodu vytvoření teplotního spádu pro výměník tepla. Návrh samotného výměníku nebyl předmětem mé práce.

### 7.1 Zapojení AHTR(FHR) s elektrárnou v Rankin-Clausiově cyklu s regenerací

[10]

Byl proveden výpočet parametrů v klíčových bodech Rankin-Clausiova oběhu s přehříváním a regenerací v zapojení s AHTR(FHR) jako zdrojem tepla. Na obr. 14 je zobrazen tento cyklus s přehříváním zjednodušeně bez regenerace v T-s diagramu.



Obrázek 14 - T-s diagram Rankin-Clausiova cyklu s přehříváním [10]

### 7.1.1 Základní parametry Rankin-Clausiova oběhu pro AHTR(FHR)

#### Parogenerátor:

27,2 MPa/595°C – převzaty ze superkritického bloku Ledvice

Přihřívání : 6 MPa/600°C

Teplota přihřívání zvolena s ohledem na teploty ze sekundární oddělovací smyčky zapojení AHTR(FHR) 650/575°C

Přihřívání bylo zvoleno jako v daných parametrech vhodný způsob zvyšování účinnosti, omezí rovněž provoz TG2 v oblasti mokré páry

Výkon parogenerátoru (včetně přihřívání) : 1000 MWt

Teplota napájecí vody – 275°C

Výpočet: určeno dle pravidla  $t_{nv}=t_{cpmax} \cdot (0,65-0,75)=392 \cdot 0,7=275^\circ\text{C}$

$t_{cpmax}$ .....odečteno z grafu

#### Turbogenerátor:

TG1 protitlaková, pracující s parametry 27,2 MPa/595°C u admisní páry, emisní pára (výstup do přihřívání) 6MPa – zvoleno ze standartního rozsahu 15-25% tlaku admisní páry. Vyveden odběr do VTO3.

TG2 kondenzační, pracující s parou po přihřátí 6MPa/600°C, teplota kondenzace 30°C. Odběry pro VTO1,2 odplyňovák a NTO1,2,3.

Termodynamická účinnost obou turbín je uvažována jako 91% (splňující současné požadavky), celková účinnost mechanická turbína/generátor a elektrická účinnost generátoru 94% (běžné současné hodnoty).

#### Kondenzátor:

Teplota kondenzace 30°C (předpokládaná teplota chladicí vody 25°C, jedná se spíše o hodnotu pesimistickou – snížení teploty kondenzace by dále zvýšilo tepelnou účinnost cyklu.

#### Napájecí čerpadlo

Napájecí čerpadlo vnáší do oběhu technickou práci, která je přeměněna na tlakovou energii. Ta se projeví zvýšením entalpie. Zvýšení vychází ze vztahu :

$$\Delta h = v \cdot (p_1 - p_2) / \eta$$

$\Delta h$  [J/kg] – nárůst entalpie při zvýšení tlaku

$\eta$  [-] – účinnost čerpadla

$v$  [m<sup>3</sup>/kg] – měrný objem vody, je možno jej při stlačení považovat za konstantu (stlačitelnost vody je velmi malá)

$p_1, p_2$  [Pa] – tlak v sání a tlak na výtlaku

$$p_1 = p_o \cdot k$$

$p_o$  – požadovaný tlak na výstupu z parogenerátoru

$k$  [-] – koeficient pro pokrytí tlakové ztráty parogenerátoru na straně vody, použito 1,15 (běžná hodnota)

Vzhledem k malému vlivu napájecího čerpadla na celkovou entalpii nebyl tento výpočet prováděn pro kondenzátní čerpadlo, vkládající do oběhu podstatně menší

#### Návrh ohříváku napájecí vody a odplyňováku:

Teplota kondenzace – 30°

Celkový tepelný spád mezi NTO1 a VTO3 :  $275^{\circ}\text{C}-30^{\circ}\text{C}=245^{\circ}\text{C}$

Nízkotlaký ohřívák vody :

Vstupní teplota vody :  $30^{\circ}\text{C}$

Počet stupňů :3

Ohřev na 1 stupni :  $33^{\circ}\text{C}$

NTO1 – 30/63°

Požadovaná teplota kondenzace páry –  $68^{\circ}\text{C}$

NTO2 – 63/96°

Požadovaná teplota kondenzace páry –  $101^{\circ}\text{C}$

NTO3 – 96/129°

Požadovaná teplota kondenzace páry –  $134^{\circ}\text{C}$

Odplyňovák : vstupní/výstupní teplota 129/149°

Vysokotlaký ohřívák vody :

Počet stupňů : 3

Ohřev na 1 stupni :  $42^{\circ}\text{C}$

VTO1 – 149/191°

Požadovaná teplota kondenzace páry –  $196^{\circ}\text{C}$

VTO2 – 191/233°

Požadovaná teplota kondenzace páry –  $238^{\circ}\text{C}$

VTO3 – 233/275°

Požadovaná teplota kondenzace páry –  $280^{\circ}\text{C}$

### **7.1.2 Výpočet parametrů páry na jednotlivých odběrech z turbín**

#### Pára pro VTO/odplyňovák/NTO – tlak, teplota, entalpie

Výpočet parametrů tlak-teplota-entalpie páry z odběrů pro ohřívák vody vychází z následujícího postupu:

1. Určení teploty kondenzace jako teplota vody na výstupu z příslušného dílu ohříváku +  $5^{\circ}\text{C}$
2. Určení tlaku syté páry při teplotě kondenzace (i-s diagram)
3. Určení teploty páry v místě odběru z turbíny s takto určeným tlakem páry
  - a) Teplota je nejprve určena pro ideální izoentropickou (adiabatickou) expanzi z admisního tlaku na tlak odběru

- b) Je určena teplota páry v odběru odpovídající návrhové termodynamické účinnosti turbíny (91%). Tato teplota leží v i-s diagramu na izobaře, entalpie bodu je proti ideální expanzi vyšší.
- c) Z i-s diagramu je určena entalpie této odběrové páry

Pozn.: Výpočet by bylo možno dále zpřesnit nasazením srážeců přehřátí - kromě odběru NTO3 je z turbíny odebírána přehřátá pára. Toto zařízení zvyšuje účinnost využití tepla. Naopak ke snížení vypočtené účinnosti by vedlo započtení zvýšení tlaku odběrové páry s ohledem na tlakovou ztrátu potrubí a samotného ohříváku.

#### Využití kondenzátu

Kondenzát je převáděn vždy do nejbližšího nižšího stupně ohřevu. Zde předá část svojí zbývající entalpie a po smísení s kondenzátem z tohoto stupně pokračuje do dalšího stupně. Kondenzáty ze stupňů VTO1,2,3 jsou za VTO1 převedeny do odplynováku, kde se smísí s napájecí vodou. Kondenzát ze stupňů NTO1,2,3 (na výstupu z NTO1) má již natolik nízkou entalpii, že je připojen ke kondenzátu z kondenzátoru TG2. Takto je snižováno množství potřebné odběrové páry a tím zvyšována práce cyklu.

### 7.1.3 Výpočet hmotnostních toků, tepelné účinnosti a elektrického výkonu Rankin-Clausiova cyklu

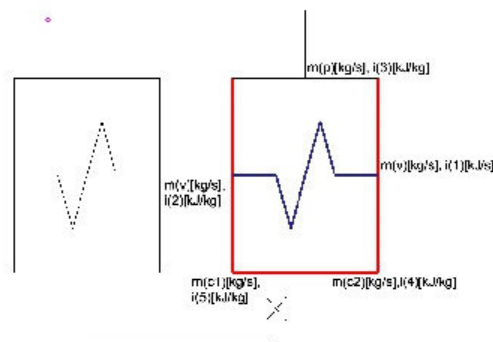
#### Výpočet hmotnostních toků ve všech bodech cyklu

Vzhledem k tomu, že v TG1 je jeden z odběrů pro ohřívák vody, nevrací se do přehřívání plné průtočné množství páry, množství odvedené páry nelze v této fázi výpočtu určit. To znemožňuje přímý výpočet průtoku parogenerátorem pro odvedení dispozičního tepelného výkonu 1000MWt.

Výpočet je však možné provést metodou poměrných průtoků, kde množství napájecí vody za napájecím čerpadlem je označeno jako 1 (100%) a všechny ostatní průtoky ve všech bodech cyklu jsou k této hodnotě vztaženy jako její zlomek. Takto určené průtoky jsou platné pro libovolný přiváděný tepelný výkon.

#### Výpočet množství páry pro ohřívák vody

Výpočet vychází z tepelné rovnováhy příslušného dílu ohříváku vody mezi teplem přivedeným parou (kondenzátem) a teplem odvedeným (ohřátou vodou), při započtení účinnosti (použita běžná hodnota 98%).



Obrázek 15 - Výpočet množství páry pro ohřívák vody

Pro ohřívák na obr. 15 rovnováhu vyjadřuje vztah :

$$m_{(v)} \cdot (i_{(1)} - i_{(2)}) = 0,98 \cdot [m_{(p)} \cdot ((i_{(3)} - i_{(4)}) + m_{(e1)} \cdot (i_{(5)} - i_{(4)}))]$$

V první fázi výpočtu jsou hmotnostní toky nahrazeny poměrnými průtoky. Jako první je výpočet proveden pro VTO3 kde poměrný průtok vody ohřívákem je 1. Jedinou neznámou zůstává poměrný průtok páry, který je vypočten. Výpočet postupně pokračuje k nejbližšímu nižšímu stupni ohřevu, kde je poměrný průtok páry do ohříváku jedinou neznámou, která je určena.

#### Výpočet tepelné účinnosti cyklu

Cílem výpočtů je vypočítat, jak velké množství tepla je přeměněno na technickou práci, kterou je možno z cyklu odvést prostřednictvím turbíny a následně po započtení mechanické účinnosti turbíny a generátoru a elektrické účinnosti generátoru ve formě elektrické energie. Tuto účinnost je možno určit nepřímo podle vztahu :

$$\eta = \frac{q(od)}{q(přiv)}$$

Vzhledem k tomu, že na ohříváku vody je počítáno s tepelnou ztrátou 2%, kterou je nutno považovat za odvedené teplo, je výhodnější použít přímý výpočet vycházející z entalpie přeměněné v turbíně na mechanickou práci.

$$a_t = \sum m_i \cdot (h_{i \text{ vst}} - h_{i \text{ výst}})$$

$i$  – index příslušného toku páry (jednotlivé odběry, výstupy z TG1 a TG2)

$m_i$  – hmotnostní tok příslušného toku páry

$h_i$  – vstupní/výstupní entalpie příslušného toku páry (výstupní entalpie je určena jako adiabatická expanze s účinností 91%)

Pozn.: Kondenzát z NTO1 je smíchán s kondenzátem z TG2 bez započtení rozdílu v jejich entalpiích. Kondenzát z NTO1 přináší cca 9MWt (jedná se tedy o 0,9% dodaného tepla). Toto teplo není započteno s ohledem na další ztráty, které existují v souvislosti s provozem elektrárny a které nebyly započteny.

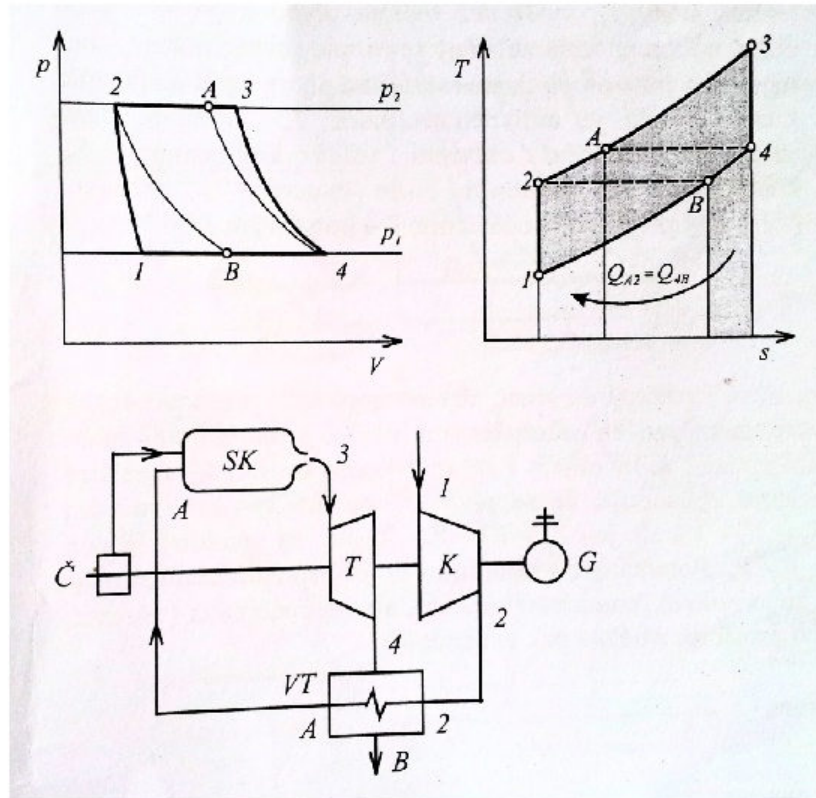
#### Závěr

Tepelná účinnost přeměny tepla na elektrickou energii byla u elektrárny provozované v Rankin-Clausiusově cyklu ve spojení s AHTR (FHR) jako zdrojem tepla vypočtena 48% (z 1000MWt je vyrobeno 480MWe), to je hodnota výrazně převyšující běžnou uhelnou kondenzační (nebo jadernou 2. generace) elektrárnu (30-35%). Srovnatelná je pouze se špičkovými elektrárnami pracujícími s nadkritickými parametry. Také parametry uhelných elektráren jsou dnes omezeny materiály pro konstrukci tlakového celku kotle do 650°C. Pokud dojde k vývoji materiálů odolávajícím vyšším teplotám než 700°C, lze předpokládat další zvyšování účinnosti.

## **7.2 Zapojení AHTR(FHR) s elektrárnou v Ericsson-Breytonově cyklu s regenerací**

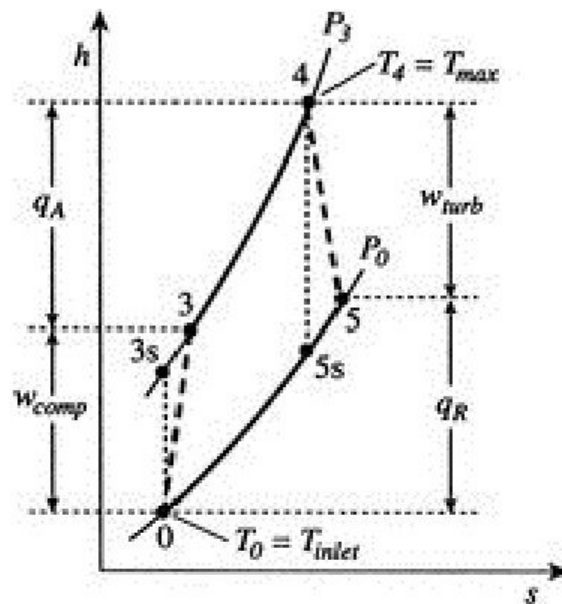
[2]

Jako alternativní byl pro zapojení s AHTR(FHR) zvolen otevřený vzduchový Ericsson-Breytonův (dále jen E-B) cyklus s regenerací. Cyklus je zobrazen na obr. 16.



Obrázek 16 - Ericsson-Breytonův oběh s regenerací [10]

Skutečný oběh se od ideálního odlišuje nedokonalou regenerací (ve výměníku tepla není možné sdílení tepla bez zachování teplotního gradientu) a také neizotropickým průběhem komprese i expanze. Důsledek je vidět na obr. 17:



Obrázek 17 - Odchýlení komprese a expanze od izotropického průběhu [2]



V tomto cyklu je teplo dodáváno izobaricky ve spalovací komoře, která je v tomto případě nahrazena výměníkem tepla, který odebírá teplo dodávané reaktorem na úrovni 650/575 °C. Důležitým prvkem systému je kompresor zajišťující počáteční stlačení chladného vzduchu nasávaného z ovzduší. Kompresor je zařízení se značnou spotřebou energie a rovněž Turbokompresor je z hlediska ekonomiky výroby je zařízením drahým. Za kompresorem probíhá tzv. regenerace, při které vzduch odcházející po expanzi z turbíny předává část svého tepla stlačenému vzduchu za kompresorem. Vzduch potom expanduje v plynové turbíně, kde se jeho energie přeměňuje na mechanickou práci využitelnou jako pohon elektrického generátoru.

Pro efektivitu celého systému je nutné správně nastavit parametry. V našem případě je dána teplota nasávaného vzduchu (10°C) a také maximální teplota v cyklu (za tepelným výměníkem odběru tepla z reaktoru) - 600°C.

Parametr, který je volitelný je poměr  $p_1/p_2$ , označovaný  $\pi$ . Pohybuje se v rozmezí 4-6. U ideálního cyklu bez regenerace je jediným parametrem určujícím účinnost cyklu. U cyklu s regenerací ovlivňuje jeho růst účinnost negativně, avšak pozitivně ovlivňuje energii přenášenou 1kg pracovní látky. Tento údaj ovlivňuje potřebné rozměry plynové turbíny i kompresoru. Proto je jeho volba kompromisem zohledňující požadavek maximální účinnosti a zároveň přijatelných rozměrů (a tedy i ceny) zařízení.

Vzhledem k zadaným hodnotám byly nejprve vypočteny teploty a tlaky v klíčových bodech oběhu. Následně byla vypočtena účinnost oběhu.

### 7.2.1 Základní parametry v Ericsson-Breytonově oběhu s regenerací se zdrojem tepla AHTR(FHR)

$T_1=283,15\text{K}$  (10°C) , teplota nasávaného vzduchu, celoroční průměr

$T_2$ =teplota po adiabatické kompresi

$T_{2a}$  = teplota po kompresi se započtením izoentropické účinnosti komprese 0,87

$T_3=873,15\text{K}$ , teplota po přívodu tepla, max. teplota pracovní látky v oběhu, zvolena 600°C (teplota tekuté soli pro ohřev vzduchu 650°C)

$T_4$ =teplota po adiabatické expanzi v turbíně

$T_{4a}$  = teplota po expanzi v turbíně se započtením izoentropické účinnosti 0,9

$T_A$  = teplota odpadního plynu za regeneračním výměníkem, výfuk do ovzduší, započtena účinnost regenerace 90%

$T_B$  = teplota plynu po kompresi na výstupu z regeneračního výměníku, započtena účinnost regenerace 90%

$\Pi$ =stlačovací poměr, poměr tlaků po stlačení ku tlaku před stlačením (tlak atmosferický), volena běžná hodnota 5

$\eta_{reg}$  - účinnost regenerace – účinnost přenosu tepla mezi odpadním plynem po expanzi a plynem po kompresi, zvolena 90%

$q_{od}$  – odvedené teplo[J/kg]

$q_{př}$  – přivedené teplo cyklu [J/kg]

$\eta$  – účinnost cyklu [%]

Cyklus probíhá na dvou tlakových úrovních – výfuk a sání v barometrickém tlaku (100kPa) a tlak po kompresi (před expanzí) je  $\Pi$  násobkem barometrického tlaku, v našem případě 500kPa.

### 7.2.2 Výpočet cyklu

$$T_2 = T_1 * \pi^{(\kappa-1)/\kappa}$$

$$T_4 = T_3 * (1/\pi)^{(\kappa-1)/\kappa}$$

$\kappa$  ....Poissonova konstanta vzduchu (1,4)

$$q_{od} = c_p (T_A - T_1)$$

$c_p$ .... měrná tepelná kapacita vzduchu při stálém tlaku (1004,5 J/kgK)

$$q_{př} = c_p (T_3 - T_B)$$

$$\eta = 1 - (q_{od} / q_{př})$$

Výpočet byl proveden pomocí tabulkového kalkulátoru Excel, výsledky výpočtu jsou obsaženy v následující tabulce :

	°C	K
<b>T<sub>1</sub></b>	<b>10</b>	<b>283</b>
<b>T<sub>2</sub></b>	<b>175</b>	<b>448</b>
<b>T<sub>2a</sub></b>	<b>200</b>	<b>473</b>
<b>T<sub>3</sub></b>	<b>600</b>	<b>873</b>
<b>T<sub>4</sub></b>	<b>278</b>	<b>551</b>
<b>T<sub>4a</sub></b>	<b>310</b>	<b>583</b>
<b>T<sub>A</sub></b>	<b>299</b>	<b>572</b>
<b>T<sub>B</sub></b>	<b>211</b>	<b>484</b>

Hodnoty jsou vypočteny pro následující parametry :

<b><math>\Pi</math></b>	<b>5</b>	<b>[-]</b>
<b><math>\eta_{reg}</math></b>	<b>0,9</b>	<b>[-]</b>

V posledním kroku byla vypočtena účinnost přeměny vloženého tepla cyklu na práci cyklu :

<b>q<sub>od</sub></b>	<b>201946</b>	<b>J/kg</b>
<b>q<sub>př</sub></b>	<b>302056</b>	<b>J/kg</b>
<b><math>\eta</math></b>	<b>33,14</b>	<b>%</b>

Přenos výkonu 1000 MW při měrném přívodu tepelné energie 302056 J/kg znamená průtok vzduchu v systému 3310 kg/s, což je hodnota kladoucí značné nároky na výkon turbokompresoru. Ve srovnání s běžnými plynovými turbínami například při spalování zemního plynu, které pracují s nejvyšší teplotou cyklu nad 1000°C je tento průtok více než dvojnásobný.

### Závěr

Plynové turbíny výkonu 1000MW nejsou v současnosti dostupné, výkon by proto byl rozložen do několika turbín (např. 4 x250MW). Pro zvýšení účinnosti (jak přeměny tepla na elektrickou energii tak celkovou účinnost využití tepla) by bylo nutné okruh doplnit přehříváním a doplnit ho na paroplynový cyklus zařazením spalínového parního kotle na konec cyklu. Vyrobená pára by buď opět sloužila k výrobě elektrické energie na kondenzační turbíně, nebo by byla pára použita pro průmyslové účely, vytápění apod.

## 8 Závěr

Cílem mé bakalářské práce bylo přinést informace, dosud dostupné převážně v angličtině, o jednom z reaktorů 4. generace – AHTR (FHR). Jeho vývoj intenzivně probíhá a to zejména v USA, kde mu někteří odborníci připisují ambice dostat po roce 2020 USA na špičku jaderné energetiky. Tato práce popisuje zejména ty prvky, které daný reaktor odlišují a představují značný pokrok ve srovnání ze současností. Jedná se o vysokoteplotní provoz díky využití roztavených fluoridových solí jako primárního chladiva, novou formu použitého jaderného paliva a pasivní bezpečnostní systémy výrazně snižující riziko vyplývající z provozu jaderné elektrárny. Zmíněna je také možnost využít AHTR(FHR) pro stavbu malého mobilního reaktoru o výkonu v řádu desítek MWe, což je rovněž oblast považovaná pro jadernou energetiku jako velmi perspektivní právě v souvislosti s reaktory 4. generace.

Ve výpočtové části byla navržena elektrárna v Rankin-Clausiově tepelném cyklu s přehříváním a regenerací, využívající teplo z jaderného reaktoru AHTR(FHR) na v současnosti dosažitelné teplotní hladině 700°C. Návrh oběhu je schematicky znázorněn na výkrese, v klíčových bodech oběhu jsou uvedeny hlavní parametry (tlak, teplota, entalpie a hmotnostní tok). Oběh poskytuje očekávanou účinnost výroby elektrické energie těsně pod hranicí 50%. Výkres obsahuje také návrh primárního oběhu AHTR(FHR) včetně střední oddělovací smyčky, která je v současných návrzích požadována.

Pro srovnání byl proveden výpočet alternativního zapojení v Ericsson-Breytonově cyklu s regenerací v otevřeném vzduchovém oběhu. Výpočet ukázal, že samotná plynová turbína není v kombinaci s maximální teplotou v oběhu 600°C vhodným řešením. Bylo by nutné použít cyklus s opakovaným přehříváním v paroplynovém provozu, kde je výstupní vzduch z plynové turbíny veden do spalínové kotle k výrobě páry (následně využité buď pro kondenzační výrobu elektrické energie, nebo jako zdroj tepla pro průmyslové účely).

## SEZNAM POUŽITÉ LITERATURY

- [1] Fluoride-salt-cooled high-temperature reactors (FHRs) for base load and peak electricity, grid stabilization, and process heat [online]. [cit. 2013-06-06]. Dostupné z: [http://canes.mit.edu/sites/default/files/reports/ANP-147\\_1-2013\\_FHR-rpt.pdf](http://canes.mit.edu/sites/default/files/reports/ANP-147_1-2013_FHR-rpt.pdf)
- [2] [Http://www.transformacni-technologie.cz](http://www.transformacni-technologie.cz). [online]. [cit. 2013-06-23]. Dostupné z: <http://www.transformacni-technologie.cz/transformace-energie-v-tepelných-lopátkových-strojích.html>
- [3] UJF AV ČR [online] [cit. 2013-06-20] Dostupné z : [http://hp.ujf.cas.cz/~wagner/transmutace/presentations/Mikulas\\_clanek\\_MartinSuchopar.pdf](http://hp.ujf.cas.cz/~wagner/transmutace/presentations/Mikulas_clanek_MartinSuchopar.pdf)
- [4] Per F. Peterson, Development approaches for the Advanced High Temperature Reactor, U.C. Berkeley Report UCBTH-03-003 December 4, 2003.[online]. [cit. 2013-05-10] Dostupné z: [http://pb-ahtr.nuc.berkeley.edu/papers/03-003\\_AHTR\\_Develop.pdf](http://pb-ahtr.nuc.berkeley.edu/papers/03-003_AHTR_Develop.pdf)
- [5] AHTR [online]. [cit. 2013-05-10] Dostupné z: <http://pb-ahtr.nuc.berkeley.edu/>
- [6] Per F. Peterson: Liquid-salt cooled Advanced High Temperature Reactors (AHTR) Department of Nuclear Engineering, University of California, Berkeley GoNERI Seminar December 11, 2008 [online].[cit.2013-05-01]. Dostupné z [http://goneri.nuc.berkeley.edu/tokyo/2008-12-11\\_Peterson.pdf](http://goneri.nuc.berkeley.edu/tokyo/2008-12-11_Peterson.pdf)
- [7] Per F. Peterson: Pebble-Bed Advanced High Temperature Reactor (PB-AHTR) September 20, 2010.[online].[cit. 2013-05-01] Dostupné z: <https://www.ornl.gov/fhr/presentations/Peterson.pdf>
- [8] Česká technologická vodíková platforma. [online].[cit. 2013-05-12]. Dostupné z: <http://www.hytep.cz/cz/clanky/kategorie-clanku/clanky/408-vyroba-vodiku>
- [9] GREENE, Sherrell : SmAHTR – the Small Modular Advanced High Temperature Reactor. [online]. [cit.2013-05-05]. Dostupné z <https://www.ornl.gov/fhr/agenda.html>
- [10] LINHART, Bohumil. Termomechanika, stručné učební texty. Plzeň: Západočeská univerzita v Plzni
- [11] C.W. Forsberg, P. Pickard, and P.F. Peterson, “Molten-Salt-Cooled Advanced High-Temperature Reactor for Production of Hydrogen and Electricity,” Nuclear Technology Vol. 144, pp. 289-302 (2003). [online]. [cit. 2013-05-03].Dostupné z <ftp://liblice2008.ujv.cz/Liblice2008/Literature/lit06/newgif/hydrogen/AHTR.Nuclear.Technology.Article.May20.2003.pdf>
- [12] GREENE, Sherrell : FHRs and the Future of Nuclear Energy. [online].[citace 2013-05-10] Dostupné z : <https://www.ornl.gov/fhr/presentations/Greene.pdf>

## SEZNAM OBRÁZKŮ

Obrázek 1 - Zapojení AHTR(FHR) s elektrárnou a továrnou na výrobu vodíku [6].....	10
Obrázek 2 - Porovnání AHTR(FHR) 410MWe s PBMR 168MWe [5].....	11
Obrázek 3 - Fluoridová sůl Flibe [7].....	13
Obrázek 4 - Palivo TRISO v kulovém loži [1].....	15
Obrázek 5 - Systém DRACS pro odvádění zbytkového výkonu [1].....	19
Obrázek 6 - Systém odvádění tepla mimo kontejnment [1].....	21
Obrázek 7 - Elektrárna s uzavřeným heliovým cyklem [11] .....	25
Obrázek 8 - Model elektrárny v uzavřeném heliovém cyklu [1] .....	26
Obrázek 9 - Elektrárna v otevřeném vzduchovém cyklu s plynovou turbínou [1] .....	27
Obrázek 10 - Výroba vodíku v S-I cyklu [11] .....	30
Obrázek 11 - Vhodnost použití různých reaktorů pro výrobu vodíku [11].....	31
Obrázek 12 - SmAHTR, 125MWt [9].....	32
Obrázek 13 - Vyměnitelné součásti SmAHTR [9].....	33
Obrázek 14 - T-s diagram Rankin-Clausiova cyklu s přehříváním [10].....	35
Obrázek 15 - Výpočet množství páry pro ohřívák vody .....	38
Obrázek 16 - Ericsson-Breytonův oběh s regenerací [10] .....	40
Obrázek 17 - Odchýlení komprese a expanze od izoentropického průběhu [2] .....	40

## SEZNAM TABULEK

Tabulka 1- Fyzikální vlastnosti vybraných chladiv [12].....	12
---	----

## SEZNAM VÝKRESŮ

Příloha č.1 – Výkres zapojení AHTR(FHR) s elektrárnou v Rankin-Clausiově cyklu s přehříváním a regenerací, s uvedením základních parametrů v klíčových bodech oběhu	
---	--



# Rankin-Clausiusův oběh pro AHTR

AHTR - Advanced High Temperature Reactor

AZ - aktivní zóna

SV - sekundární výměník

PG - parogenerátor

TG - turbogenerátor

VTO - vysokotlaký ohřívák

NTO - nízkotlaký ohřívák

KON. - kondenzátor

ODP. - odplynovák

KČ - kondenzátní čerpadlo

NC - napájecí čerpadlo

