

VOLBA ZÁKLADNÍCH PARAMETRŮ JE

Je třeba si uvědomit :

a) Vývoj směřuje k větším P_j aby n_{vp} vycházely nižší : (je známo, že JE mohou konkurovat FE při $P_i > 700 \div 1000$ MW

- i) n_i klesají \approx cena zařízení je výhodnější
- ii) relativní zmenšení rozměrů
- iii) spojení pomocných zařízení
- iv) relativní snížení ceny montáže

b) Materiálová základna - zcela jiné požadavky než v klasické energetice - vývoj ještě není ustálen

c) JE zákl. pravidlo : zvýšení vstupních parametrů může vést k nutnosti použití konstrukčních materiálů v aktivní zóně s větším absorpčním průměrem \rightarrow zvýšení spotřeby paliva

Spotřeba paliva závisí v podstatě na veličině $W \times \eta_{el}$:

růst parametrů $\rightarrow \eta_{el}$ stoupá

} $W \times \eta_{el}$ se tedy může
} zvětšit

přechod k žárupevným materiálům $\rightarrow W$ klesá

\Rightarrow volba parametrů vyžaduje komplexní rozbor

Termodynamická analýza oběhů JE nestačí k určení opt. parametrů

FILOZOFIE

Technicko-ekonomická efektivnost JE se zadaným typem reaktoru je určena větším počtem veličin charakterizujících jak aktivní zónu (AZ), tak primární a sekundární okruh.

Veličiny :

- 1. zadané - vstupní
- 2. nezávislé - nutno optimalizovat
- 3. závislé - vypočtou se

1. **Vstupní zadané veličiny** jsou obvykle :

- a) typ reaktoru (moderátor, chladivo, palivo, materiál pokrytí)
- b) čistý elektrický výkon
- c) teplota chladicí vody

\Rightarrow nekonečné množství variant lišících se jak parametry AZ, tak oběhu

Některé varianty jsou v důsledku - nákladů

- provozních požadavků
- bezpečnosti
- technologie výroby

nepřijatelné

2. **Nezávislé parametry AZ :**

- poměr objemu moderátoru k objemu paliva
- průměr palivových proutků
- poměr výšky k průměru AZ
- tloušťka reflektoru
- průtok a rychlost proudění chladiva
- teplota atd.

- možno je měnit v širokých mezích

3. **Závislémi parametry AZ** jsou např.: obohacení U
rozteč palivových prutů atd.

Nezávislé parametry oběhu : dány typem oběhu \approx počtem samostatných základních dílčích termodynamických procesů

Místo, ve kterém přechází jeden základní td. proces ve druhý = **uzlový bod oběhu**

Libovolný základní td. proces je určen 1 rovnicí se 2-mi proměnnými

Každý uzlový bod je určen jednou proměnnou

Oběh sestávající z n základních procesů má $2n - n = n$ nezávislých proměnných

Př.: jednoduchý oběh bez přihřívání páry a jiných komplikací:
počet nezávislých proměnných bude minimálně 4 až 5

\Rightarrow Optimalizace JE podle minima výrobních nákladů : min. 15 nezávisle proměnných \Rightarrow jen na počítačích

Pro grafické určení opt. velikosti libovolné nezávisle proměnné je třeba vypočítat nejméně 3 veličiny \Rightarrow při 15 nezávisle proměnných je třeba vypočítat $3^{15} \approx 10^7$ variant - problémy i pro největší počítače, přitom programování je velice složité a vyžaduje řadu zjednodušení ?přesnost?

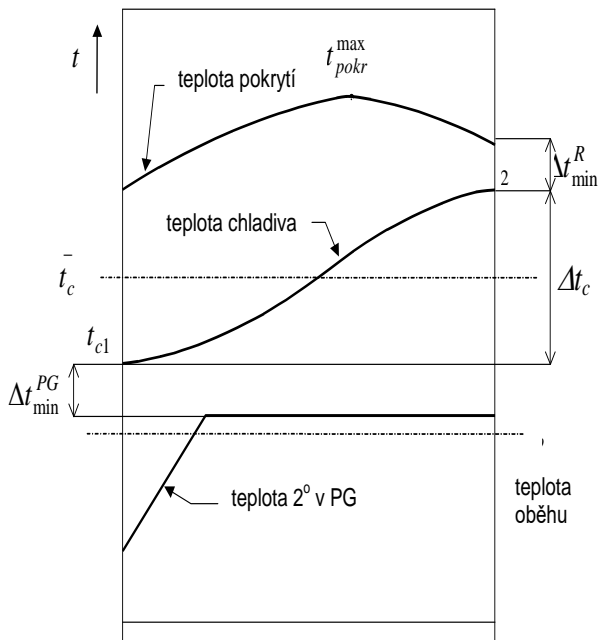
Zjednodušené způsoby řešení :

- analytický - předběžná optimalizace - omezí se rozsah pozdějších výpočtů, možnost postupného zpřesnění
- metoda relativních odchylek
- rozdělením úlohy - komplexní výpočet optimálních parametrů JE se obvykle dělí na 2 části :
 1. AZ
 2. tepelný oběh - každá z těchto částí má svůj způsob výpočtu

rozdělení dovoluje považovat jednu část (zvl. AZ) za vstupní proměnnou - tím se sníží počet nezávisle proměnných

⇒ hl. úloha spočívá v nalezení optimálních hodnot parametrů oběhu v závislosti na parametrech reaktoru

⇒ nutno začít s optimalizací AZ

**Kvalitativní rozbor**Vazba obou částí

Př.: dvoukrohová JE,

Cíl: určení Δt_c

Předpoklad :

objem AZ konstantní (to je oprávněno v případě reaktorové nádoby, jejíž velikost je dána technologickými možnostmi a možnostmi transportu). Při daných fyzikálních vlastnostech palivové mříže AZ se pohybuje poměr objemů paliva a moderátoru a chladiva v urč. rozmezí (**1. optimalizace**). Podmínkami kavitace a eroze AZ a růstem hydraulických ztrát je určen optimální průtok chladiva M_c (**2. optimalizace**) ⇒ pak bude záviset tepelný výkon reaktoru na $\Delta t_c = t_{c2} - t_{c1}$:

$$\dot{Q}_R = M_c \cdot c_p \cdot \Delta t_c \quad (1)$$

Pro daný typ moderátoru, chladiva a materiálu pokrytí je určena t_{pokr}^{max} - ta je blízko středu palivového kanálu ⇒ přibližně je tím dána stř. teplota chladiva

$$\bar{t}_c = \frac{t_{c1} + t_{c2}}{2} \cong t_{pokr}^{max} - \frac{q^{max}}{\alpha} \quad (2)$$

kde $q^{max} = \alpha \cdot (t_{max} - t)$ α ... součinitel přestupu tepla

q^{max} ... možno určit s použitím koeficientu objemové nerovnoměrnosti uvolňování tepla v objemu AZ

$k_q = \frac{\bar{q}}{q^{max}}$, je-li známa jeho hodnota. Platí

střední hustota tepelného toku :

$$\bar{q} = \frac{\dot{Q}_R}{S_{pv}} \quad [kW/m^2] \quad (3)$$

kde S_{pv} ... povrch palivových proutků, pak je

$$q^{max} = \frac{\bar{q}}{k_q} = \frac{\dot{Q}_R}{S_{pv} \cdot k_q} \quad (4)$$

Pro střední teplotu chladiva je pak

$$\bar{t}_c = t_{pokr}^{max} - \Delta t_c \frac{M_c \cdot c_p}{S_{pv} \cdot k_q \cdot \alpha} \quad (5)$$

$$\Delta t_c = \left(t_{pokr}^{max} - \bar{t}_c \right) \frac{S_{pv} \cdot k_q \cdot \alpha}{M_c \cdot c_p}$$

$$\dot{Q}_R = \left(t_{pokr}^{max} - \bar{t}_c \right) S_{pv} \cdot k_q \cdot \alpha$$

⇒ pro zadaný objem AZ a při omezeních na M_c a S_{pv} může být tepelný výkon reaktoru zvýšen na účet Δt_c (rov.

1) jen při současném snížení stř. teploty \bar{t}_c (rov. 5). Tím se však snižuje střední teplota přívodu tepla \bar{T}_{10} do 2° okruhu

$$\dot{Q}_R = a - b \cdot \bar{T}_{10}$$

čára 1

a η_t oběhu se snižuje.

$$\eta_t = 1 - \frac{T_o}{\bar{T}_{10}}$$

čára 2

kde T_o ... teplota okolí

Účinnost elektrárny brutto η_{sv} je úměrná termické účinnosti oběhu η_t a relativní ztráty 1° okruhu při konst M_c jsou nepřímou úměrné \dot{Q}_R , takže čistá účinnost η_{pr} :

$$\eta_{pr} \cong a_1 \eta_t - \frac{a_2}{\dot{Q}_R}$$

6

čára 3

Elektrický výkon P_{el} je proporcionální

$$P_{el} = \dot{Q}_R \cdot \eta_{pr} - \text{extremální čára}$$

7

čára 4

Poměrně ostré maximum ⇒ opt. Δt_c , popř. \bar{T}_{10} z hlediska maximálního výkonu

Každé hodnotě \dot{Q}_R , Δt_c , \bar{T}_{10} odpovídají při konst. objemu reaktoru R a t_{pkkr}^{\max} určité optimální parametry AZ dané základními fyzikálními zákony, tj. roztečí palivových proučků, průměrem palivového proučku, atd.

Tuto skupinu parametrů vztahujících se k AZ je možno nahradit jen jedním parametrem n_{qR} [Kč/kWh] ... měrné náklady na výrobu 1 kWh tepelné v R :

$$n_{qR} = \frac{c_{pvcI}}{24 \cdot W} = n_{vpv} \cdot \eta_{pr} \rightarrow \text{s růstem } \Delta t_c \text{ } n_{qR} \text{ klesají}$$

8

čára 5

Obyčejně s růstem \dot{Q}_R (nehledě na zdražení konstrukčních materiálů palivových článků) palivová složka výrobních nákladů klesá viz. obr.

Závislosti $n_{qR} = f(\bar{T}_{10})$ a $\eta_{pr} = f(\bar{T}_{10})$ dovolují pomocí vztahu (8) určit změnu palivové složky n_{vpv} - obr. 3c

$$n_{vpv} = \frac{n_{qR}}{\eta_{pr}}$$

čára 6

Investiční náklady

složeny z části na 1° okruh N_{i1° a části na 2° okruh N_{i2° . V 1. přiblížení :

1) měrné náklady n_i na 2° okruh: závisí jen na parametrech admisní páry - snížení parametrů páry zvyšuje n_{i2° (ve skutečnosti změna P může ovlivnit počet T).

čára 7

2) Investiční náklady N_{i1° na R (1° okruh) při konstantním objemu AZ jsou konstantní. Měrné investiční náklady jsou úměrné $n_{i1^\circ} \approx \frac{1}{P_{el}}$. Měrné investiční náklady na 1° okruh (včetně parogenerátorů) - obrácený průběh

čára 8

než P - viz obr., minimum je blízko maxima P.

3) Měrné investiční náklady na celou elektrárnu $n_i = n_{i1^\circ} + n_{i2^\circ}$

čára 9

minimum n_i (poloha) závisí na poměru $n_{i2^\circ} / n_{i1^\circ}$, neboli na poměrné části n_{i2° :

4) $n_{vi} = a_i \cdot n_i$ - investiční složka výrobních nákladů na elektřinu

čára 10

$$k_{ni} = a_{T_z} + k_{ou} + k_{ro}$$

$$a_i = \frac{k_{ni}}{T_i} - \text{koeficient proporcionality } N_i \quad T_i = \frac{A_{sv}}{P_i}$$

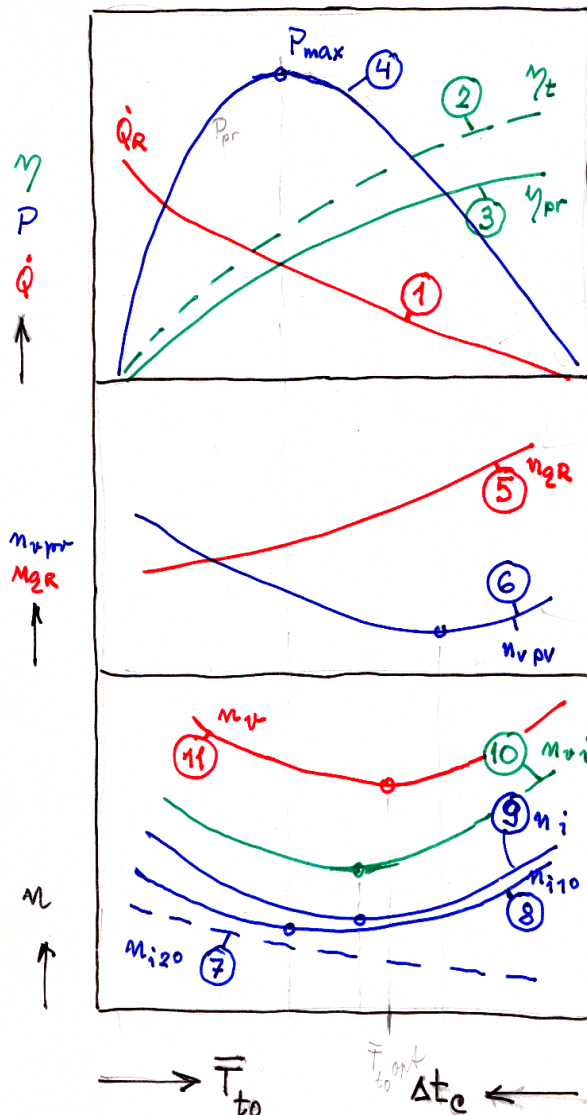
možno v tomto případě zanedbat změny provozní složky výrobních nákladů = konst.

5) Pak měrné výrobní náklady na elektrárnu $n_v = n_{vpv} + n_{vi}$ = výsledné optimum

čára 11

⇒ projekt podle P^{\max} může vést ke značným ztrátám → P^{opt} nesouhlasí s P^{\max} , které možno získat při daném V_{AZ} .

Tento rozbor, i když zjednodušený, dovoluje stanovit závislost td. cyklu na parametrech reaktoru. Z rozboru vyplývá, že hl. parametry určujícími opt. provozní režim reaktoru jsou :

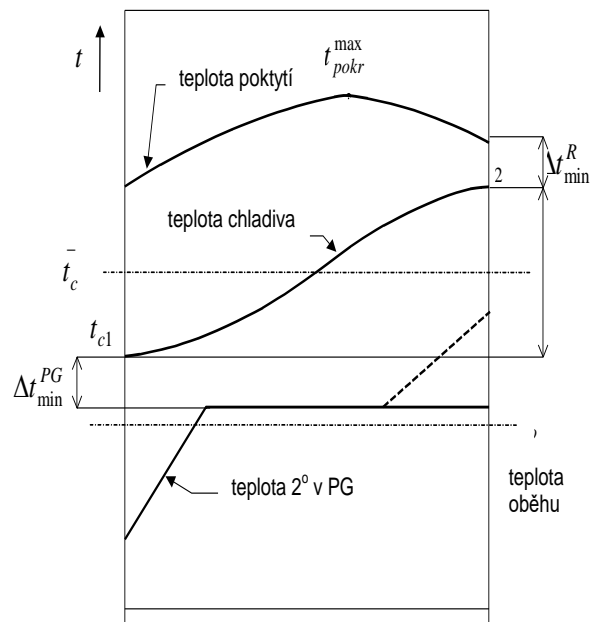


- 1) poměrná palivová složka $v_{pv} = \frac{n_{vpv}}{n_v}$, která je úměrná veličině n_{qR}
 - 2) poměrná část měrných investičních nákladů na 1^o okruh (reaktor) $v_{1^o} = \frac{a_i \cdot n_{i1^o}}{n_i}$
 - 3) teploty chladiva t_{c1}, t_{c2} (nebo t_{c2} a Δt_c)
- Závěr :** pro konkrétní AZ tyto poměrné parametry nemají libovolné, ale přesně určené optimální vztahy
 Metoda má velký význam : při změně cenových relací je možno vypočítat nové optimum

Teplota

Zvýšení $t_{c2}, t_a \Rightarrow \eta_i \uparrow, \eta_{id} \uparrow$ (sušší expanze) \Rightarrow jednoznačné zvýšení η_{el}

Teplotní poměry :



limitující faktory :

- a) materiál pokrytí
- b) teplotové spády na výměnících

Vyšších účinností dosahují plynem chlazené reaktory typu HTGR a FBR, neboť parametry admisní páry se blíží klasickým blokům, avšak vyžadují vyšší obohacení \Rightarrow předpoklad : nízké náklady na obohacení

U reaktorů s nižší t_a (PWR, BWR) by byl možný přehřev páry :

- a) fosilními palivy - komplikace, ztráta výhod JE, proto NE
- b) jaderný - vodou 1^o - v reaktoru

Postup volby parametrů (PWR) :

1) $t_{pokrmax} - \Delta t_{bezp} \rightarrow t_{c2}$
 $(\approx 0,1 \cdot t_{pokrmax})$
 pro Zr : $360 \text{ } ^\circ\text{C} - 36 = 324 \text{ } ^\circ\text{C}$

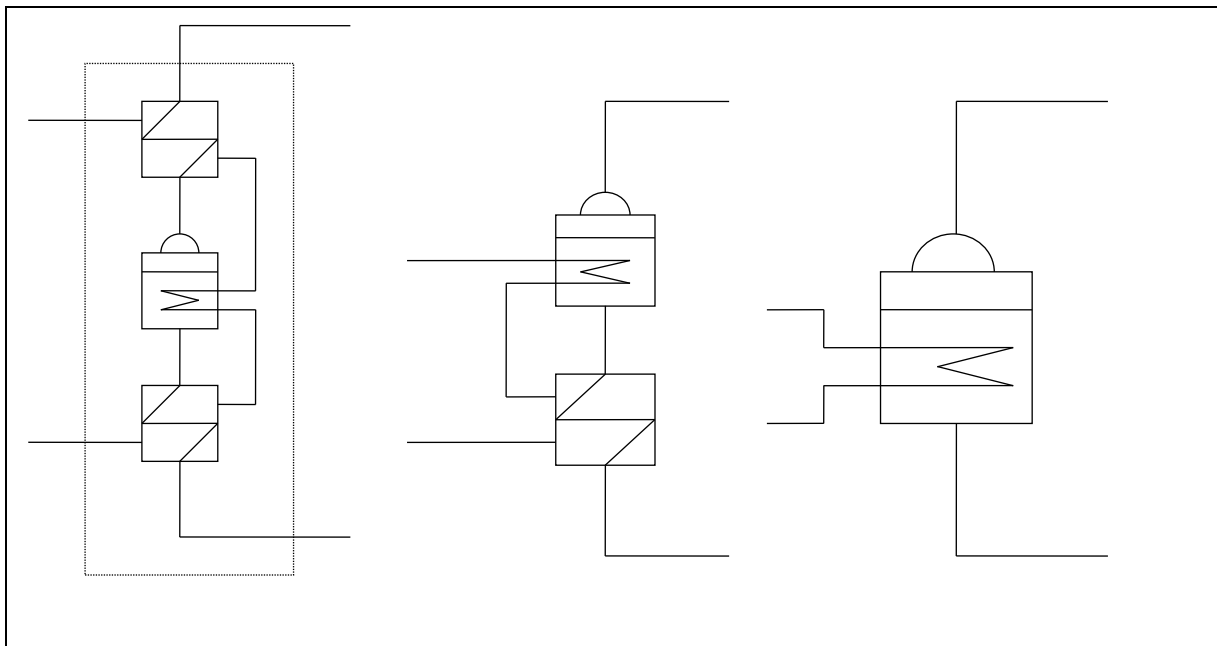
2) $t_{c2} \rightarrow p' + \Delta p_{bezp} \rightarrow p_c$
 $(\approx 0,3 \cdot p')$

$324 \text{ } ^\circ\text{C} \rightarrow 119 \text{ bar} + 36 = 156 \text{ bar}$ odpovídá též technologickým možnostem výroby tělesa reaktoru

	mat.pokr	t_{pv_2} [K]	$\Delta t_{pv-pokr}$ [K]	Δt_{pokr-a} [K]	Δt_c [K]	t_a [K]	η [%]	W [Mwd/t] $\cdot 10^3$
PWR	Zr	1860		70	33±4	290	33	25 ÷ 40
PHWR		1815	1500	60	46±1	255	29	7 ÷ 11
BWR		1793		10	10	283	33	20 ÷ 27
AGR	n.o.	1420	600	270	360±60	550	40	20
HTGR		1450	400	540	430	510	39	100
FBR		2610	1600	520	160	490	38	50 ÷ 100

Návrh parametrů admisní páry (PG) - souvisí s volbou PG :

možnosti : viz obr.



na první pohled se zdá a) být nejvýhodnější, protože t_a je nejvyšší, avšak t_{c2} dáno poměry v R (je konstantní)

⇒ velká ztráta exergie

Souhrn :

a) OVO, O, PŘK

Výhody :

- menší (1-x) v posledním stupni T, jinak lze řešit separací, přehříváním
- RV turbíny : lepší pracovní podmínky
- PG nemusí mít OV (odlučovač vlhkosti)

Nevýhody :

- velká ztráta exergie

b) oddělený ohřívák vody OVO:

Výhody :

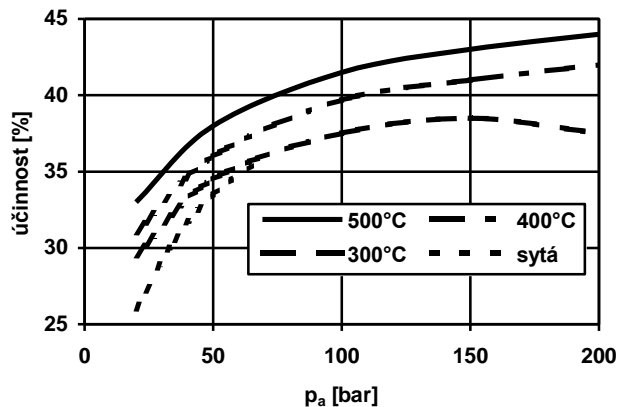
- Δt_{min} o něco menší než u c), ale odpovídající zvýšení tlaku je malé
- umožňuje zvětšit $\Delta t_{stř}$ proti c), což by mělo vést ke zmenšení S_{PG} , avšak v OVO je vždy α menší než ve V, proto zisk na S_{PG} jen tehdy, bude-li

$$\Delta t_{OVO} \cdot k_{OVO} > \Delta t_V \cdot k_V$$

Nevýhody :

- i při zisku na S_{PG} se obvykle zařízení prodraží v důsledku odděleného tělesa OVO a V ⇒ zvětšení obestavěného prostoru, komplikace dispozice turbín, snížení spolehlivosti
- ⇒ proto většinou použito řešení c), což je vlastně směšovací OVO uvnitř PG

Tlak



pro sytou páru $p_{aopt} = 165 \div 170$ bar
 při $p_a = 70$ bar je $t_p'' = 285$ °C - problém s
 teplotou pokrytí $t_{pokrmax}$ (Zr \cong 360 °C)
 η_i stoupá rychle do $p_a = 75$ bar, pak už malý
 vliv

PWR :

p_R : při volbě se vychází z možností
 technologie výroby tělesa R - tloušťka stěny
 dnes $p_{Rmax} \cong 160$ bar

p_a : 60 ÷ 74 bar - rozdíl dán :

- 1) bezpečná hranice pod t_{varu}
- 2) teplotový spád na reaktoru

Volba typu PG u PWR : - přirozený oběh - horizontální
 - vertikální
 - průtočný (vertikální)

Zákl. požadavek : - bezpečnost provozu
 - dlouhá doba životnosti trubek

Provozní problém : dilatace trubek proti plášti - trubky ohnuté - U
 - S
 - šroubovice

1) Horizontální - U trubky - jednoduchá technologie

V: - větší plocha hladiny, menší výstupní rychlost páry → jednodušší separátor
 - možnost umístění tak, aby při výpadku výkonu bylo možno zatopit R - není nutno používat spec.
 chladicí okruh
 - poměrně velký prostor pro OV

mezní $P_e \approx 250$ MW

2) Vertikální - U trubky

V: - výhodnější dispozice v kontejnmentu
 - výhodnější umístění výhřevné plochy v něm a oddělení přehříváku

N: - technologicky náročná trubkovnice

mezní $P_e \approx 300$ MW

3) Průtočný - přímé trubky s přehřátím

V: - odpadá OV - snížení rozměrů
 - výhodnější při výrobě slabě přehřáté páry ≈ 28 °C

N: - nutné řešit dilatace trubek proti plášti

mezní $P_e \approx 650$ MW

VÝVOJOVÉ GENERACE TECHNOLOGIE JADERNÝCH REAKTORŮ

Výroba elektrické energie z tepelné energie uvolňované štěpením uranu (a dalších vhodných izotopů) zahrnuje zhruba šedesátiletou historii technického vývoje, která byla zahájena spuštěním prvních demonstračních jaderných zdrojů. Technologie jaderných reaktorů komerčních jaderných elektráren se podle stupně technického rozvoje obvykle zařazuje do kategorií nazývaných generace.

Základní všeobecné charakteristiky jednotlivých generací jsou následující:

- **Generace I**

Do I. generace patří reaktory, které byly projektovány v letech 1950 - 1960. Do této generace se například řadila i první československá jaderná elektrárna A1 v Jaslovských Bohunicích na Slovensku. Posledním provozovaným reaktorem této generace byl 1. blok jaderné elektrárny Wylfa ve Velké Británii, který byl odstaven na konci roku 2015.

- **Generace II**

Projektování a výstavba jaderných elektráren s reaktory II. generace byla zahájena v sedmdesátých letech minulého století. V současné době mají elektrárny s reaktory II. generace nejvýznamnější podíl na výrobě elektrické energie v jaderných elektrárnách. Více než polovinu těchto elektráren tvoří tlakovodní reaktory

(PWR). Do této generace se řadí také reaktory VVER (ruské označení pro PWR), budované a provozované v bývalém Československu (a jeho následovníky ČR a SR). V porovnání s reaktory I. generace je úroveň elektráren s reaktory II. generace velmi výrazně vyšší, především v oblasti bezpečnostních systémů.

- **Generace III**

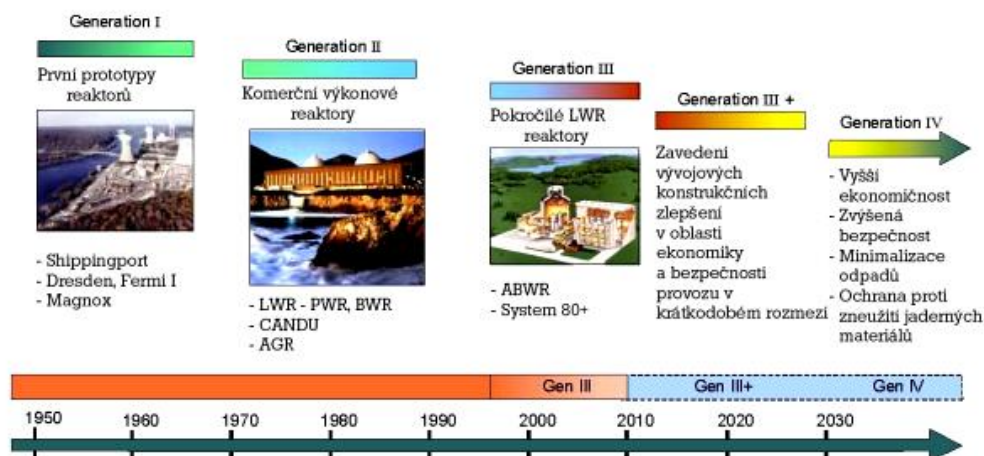
Reaktory generace III představují další evoluční stupeň ve vývoji reaktorů. Hlavní technologické rysy jsou velmi podobné reaktorům druhé generace. Hlavními rozdíly oproti předchozí generaci je použití standardizovaných projektů, zkracujících dobu schvalování a také dobu výstavby. Dále zlepšení ekonomiky provozu prodloužením doby provozu mezi odstávkami, zvýšení hodnoty vyhoření jaderného paliva a v souvislosti se standardizovaným projektem i snížení investičních nákladů. Významné je také zlepšení celkové bezpečnosti elektrárny (zvládnání vícenásobných poruch a těžkých havárií a také zlepšení odolnosti vůči vnějším vlivům).

- **Generace III+**

Reaktory generace III+ představují další evoluční vylepšení III. generace reaktorů v souladu s novými bezpečnostními požadavky a s ohledem na zkušenosti z licencování a výstavby bloků III. generace. Nabízejí tak v současné době nejlepší dostupnou technologii v oblasti jaderných elektráren. Mimo jiné jsou v projektech zapracovány závěry z analýzy havárie jaderné elektrárny Fukušima (v EU ve formě závěrů ze tzv. stress testů a doporučení WENRA), jmenovitě vyšší odolnost vůči vnějším vlivům (např. zemětřesení, záplavy apod.), vyšší autonomie, zvýšená redundance a diverzita bezpečnostních systémů pro řešení základních projektových nehod, vícenásobných poruch i těžkých havárií a také možnost využití mobilních prostředků pro plnění bezpečnostních funkcí.

- **Generace IV**

Projekty IV. generace jsou zatím předmětem vývoje v několika různých koncepčních směrech. Jde převážně o první demonstrační reaktory, pracující s rychlými neutrony a uzavřeným palivovým cyklem, které umožňují efektivnější využití jaderného paliva zároveň snížení množství radioaktivních odpadů. Patří sem však i některé technologie pracující s tepelnými neutrony a otevřeným palivovým cyklem. Zahájení provozu prvních pilotních jednotek této generace je podle stavu jejich vývoje odhadováno mezi lety 2030 až 2040, komerční nasazení potom po roce 2050.



Reaktory 4. generace

V roce 2003 představila konference „Generation IV International Forum (GIF)“ sdružující 10 zemí, šest technologií reaktorů, které by měly představovat budoucnost jaderné energetiky. Tyto koncepce byly zvoleny díky jejich čistotě, bezpečnosti, finanční efektivitě a účinnosti využití přírodních zdrojů. Spolu s těmito podmínkami byl kladen důraz na nebezpečí zneužití materiálů pro šíření jaderných zbraní a ochranu před teroristickými útoky.

Většina z šesti koncepcí pracuje s uzavřeným palivovým cyklem pro maximální využití základních zdrojů a minimalizaci vysoceaktivních odpadů pro budoucí ukládání. Tři reaktory jsou rychlé, jeden umožňuje provoz jako rychlý a jeden je popisován jako epitermální. Pouze dvě z nových koncepcí pracují na pomalých neutronech stejně jako současné jaderné elektrárny.

Z pěti nových typů je pouze jeden chlazen lehkou vodou a jeden využívá plynné chladivo (hélium). Další fluoridové soli, směs olova a bismutu či sodík. Tři koncepce mají bezpečnostní výhodu, díky schopnosti pracovat při nízkém tlaku. Reaktory s roztavenými solemi mají uranové palivo rozpuštěné v cirkulujícím chladicím médiu. Provozní teploty primárního okruhu všech koncepcí se pohybují v rozmezí od 510 °C do 850 °C, což je ve srovnání se současnými 310°C mnohem více, díky vyšší provozní teplotě umožňují tři návrhy termochemickou výrobu vodíku.

Instalovaný výkon bloků by se měl pohybovat v rozmezí 150–1500 MWe, nebo 50-150 MWe jako olovem chlazený mobilní zdroj s dlouhou dobou provozu na jednu výměnu paliva (15-20 let). V takovémto případě by se po využití palivové vsázky vyměnil celý modul reaktoru za nový. Design je určen například pro odsolování mořské vody, nebo jako energetický zdroj v odlehlých oblastech.

U čtyř z pěti návrhů již mají vědci značné provozní zkušenosti s jejich konstrukcí a není vyloučeno, že některý z nich přejde do komerčního využívání ještě před rokem 2030.

V únoru 2005 byla pěti účastníky konference (USA, Kanada, Francie, Japonsko, Velká Británie) sepsána smlouva o spolupráci na výzkumu a vývoji šesti navržených koncepcí. Rusko zpočátku do společenství GIF nepatřilo (nyní už patří), přesto jedné předložené koncepci odpovídá reaktor BREST, který je právě v Rusku vyvíjen. Rusko je světovým lídrem v oblasti vývoje a provozu sodíkem chlazených reaktorů, které jsou také součástí projektů GIF. V lednu 2014 byla zveřejněna aktualizace GIF, která potvrdila výběr šesti designů a stanovila nejdůležitější změny a cíle vývoje pro následující desetiletí.

Plynem chlazené rychlé reaktory

Stejně jako ostatní héliem chlazené reaktory jsou provozovány a vyvíjeny jako vysokoteplotní jednotky (až 850 °C) pro dosažení vysoké tepelné účinnosti. Jako palivo mohou být použity uran, thorium, plutonium nebo jejich směs. Použité palivo je na místě přepracováno a všechny aktinidy opakovaně recyklovány pro minimalizaci objemu dlouhoaktivních radioaktivních nuklidů. Palivo je v keramické formě a je tudíž velmi teplotně odolné. Možné jsou též palivové články s keramickým povlakem. Kromě výroby elektrické energie jsou vhodné i pro termochemickou výrobu vodíku či jiných technologií využívajících teplo. Pro výrobu elektřiny je plyn veden přímo na plynovou turbínu (Braytonův cyklus).

Přednosti

- jednodušší konstrukce
- hélium jako chladivo není radioaktivní
- aktivní zóna je extrémně teplotě odolná (teplota tavení oxidu thoria je 3390 °C)
- technologické teplo pro výrobu vodíku nebo konverzi uhlí na uhlovodíky
- transmutace radionuklidů s dlouhým poločasem rozpadu rychlými neutrony na radionuklidy s krátkým poločasem rozpadu

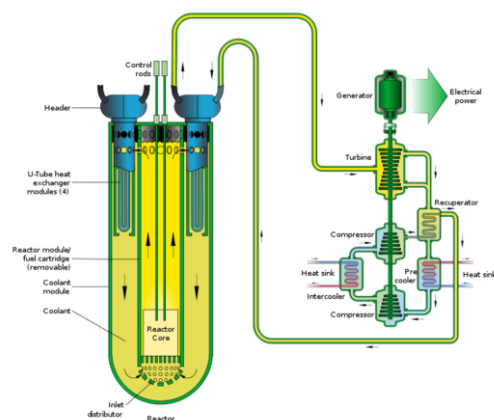
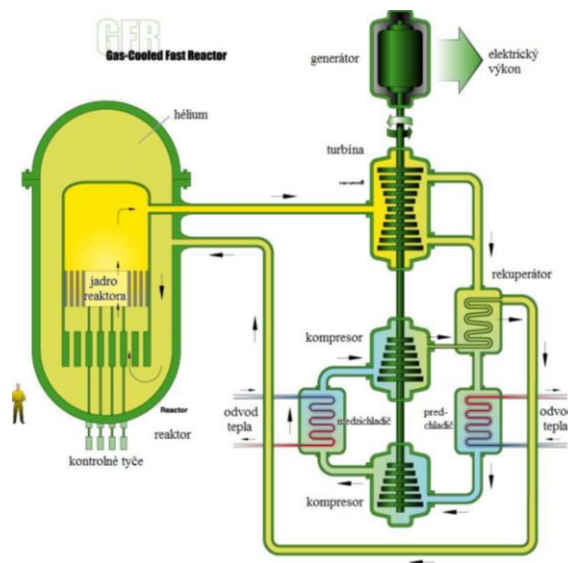
Nevýhody

- vysoké tepelné zatížení aktivní zóny
- vysoký neutronový tok

Zatímco firma General Atomics pracuje na tomto konceptu již od sedmdesátých let (ale ne jako rychlém reaktoru), dosud žádný prototyp nepostavila. Francouzská komise pro atomovou energii (CEA) však disponuje poměrně pokročilým návrhem ALLEGRO v projektu Euroatom.

Olovem chlazené rychlé reaktory

K odvádění tepla z aktivní zóny slouží olovo resp. eutektická slitina olova s bismutem. Tento systém bývá označován též jako „jaderná baterie“, poněvadž může být provozován po desetiletí (15 až 20 let), aniž by bylo třeba doplňovat jaderné palivo. V primárním okruhu nejsou žádná čerpadla, chlazení probíhá přirozenou konvekcí. Palivo je v kovovém stavu a skládá se z obohaceného uranu 235, MOX (= směs oxidů, nejčastěji uranu a plutonia) a transuranů. V důsledku dlouhé doby pobytu palivových článků v reaktoru se pravděpodobnost jaderného štěpení každého atomu v čase zvyšuje. Díky tomu i částice s malým účinným průřezem (měřeno v Barn) mohou být rozštěpeny nebo alespoň transmutovány. Teplota chladiva na výstupu z aktivní zóny dosahuje cca 560 °C. Maximální teplota oxidu uhličitého, použitého jako pracovního média v tepelném cyklu je 400 °C. Účinnost pak dosahuje cca 44%. Olovo se musí udržovat neustále tekuté, poněvadž jinak se reaktor stane nepoužitelným.



Projekt předpokládá široké portfolio velikostí jednotek od jednorázových mobilních jednotek s přirozenou cirkulací, kompletně sestavených již při výrobě a určených pro dlouhodobý provoz bez výměny paliva v malých sítích či rozvojových zemích, přes modulární reaktory s výkonem 300-400 MWe, až po velké elektrárny 1400 MWe. Běžná provozní teplota primárního chladiva se pohybuje okolo 550 °C. S pokročilými materiály se předpokládá její zvýšení až na 800 °C pro možnost termochemické výroby vodíku.

Přednosti

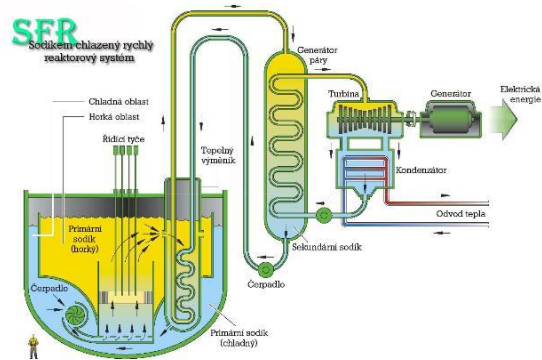
- malé tepelné zatížení
- nízký tlak v primárním okruhu
- žádná čerpadla
- olovo má vysoký bod varu a dobré stínící vlastnosti
- transmutace radionuklidů s dlouhým poločasem rozpadu rychlými neutrony na radionuklidy s krátkým poločasem rozpadu

Nevýhody

- olovo jako chladivo musí zůstat tekuté
- bismut je drahý a vzácný
- bismut ve slitině s olovem sice výhodně snižuje teplotu tání, ale záchytem neutronů produkuje nebezpečné polonium způsobující kontaminaci primární zóny
- olovo i bismut mají velkou hustotu; vysoká hmotnost aktivní zóny vyžaduje robustní konstrukci, především kvůli rizikům při zemětřesení. Tím se zvyšují náklady stavby.
- pokud olovo/bismut ztuhne, reaktor se stane nepoužitelným (pozn. s těmito problémy se potýkaly sovětské jaderné ponorky třídy Alfa)

Rychlý sodíkový reaktor bazénového typu

Sodíkem chlazený rychlý reaktor je množivý reaktor, tedy produkuje více paliva, než sám spotřebuje. Jedná se především o produkci plutonia z přírodního uranu. Pro štěpnou reakci se využívají rychlé neutrony. Pokud se reaktor přehřeje, zvýší se termická rychlost atomů uranu, což zvýší pravděpodobnost zachycení neutronů uranem 238, a tím se sníží neutronový tok a redukuje se četnost štěpení. Tímto svým fyzikálním chováním je reaktor sám o sobě chráněn před rizikem roztavení aktivní zóny, aniž by byly zapotřebí dodatečné bezpečnostní prvky. K odvodu tepla se používá tekutý sodík; výstupní teplota z aktivní zóny je maximálně 550 °C. Aktivní zóna reaktoru je uložena v nádrži z tekutého sodíku. Pomocí výměníku tepla je teplo převáděno do sekundárního sodíkového okruhu. Použití sekundárního sodíkového okruhu je nutné z bezpečnostních důvodů, neboť sodík je ve styku se vzduchem nebo z vodou velmi reaktivní a toto riziko je neakceptovatelné pro kontaminovaný sodík z primárního okruhu. Sodík ze sekundárního okruhu slouží ke generaci páry v terciárním okruhu. Pára pak pohání turbosoustrojí.



Koncept koresponduje s ruským projektem rychlých reaktorů BREST, které jsou chlazené tekutým olovem a staví na 40 letech zkušeností z provozu ponorkových reaktorů, chlazených směsí olovo-bismut. Jejich palivem je nitrid Pu+U. Počáteční vývoj byl zaměřen na dva reaktory bazénového typu: SSTAR (Malý bezpečný přepravitelný autonomní reaktor) o výkonu 20 MWe z USA a Evropský olovem chlazený systém (ELSY) 600 MWe reaktoru. Od roku 2014 jsou na vrcholu vývoje ruské reaktory SVBR-100 a Brest-300, evropský Alfred 300 MWt a belgická Myrrha, která je však zaměřena na zkoumání palivové koroze.

Zvažovány jsou tři typy:

- Reaktory bazénového typu (pool-type), všechny komponenty primárního systému v jedné nádobě v sodíkovém chladivu.
- Reaktory smyčkového typu (loop-type), komponenty primárního systému mimo nádobu.
- Malé reaktory, modulárního typu, s výkonem 50 až 150 MWe,

V současnosti je vývoj zaměřen na tři varianty těchto reaktorů:

- 50-150 MWe s aktinidy v kovovém palivu U-Pu vyžadující elektrometalurgickou přípravu
- 300-1500 MWe bazénový typ
- 600-1500 MWe na konvenční MOX palivo s pokročilým externím přepracováním

Roku 2008 podepsala Francie, Japonsko a USA dvě dohody o spolupráci na rozvoji rychlých sodíkových reaktorů. Zpočátku byla zaměřena na vývoj reaktorů Phénix, dokud nebyl roku 2009 ukončen. Následně byl nahrazen japonským Monju (smyčkový typ) s rozšířeným palivovým cyklem. Společné plány zahrnují program pro přeměnu dlouhoaktivních aktinidů pod vedením Francie. Spolupráce vyústila v prototyp reaktoru Astrid s výkonem 250-600 MWe, který by měl být spuštěn v roce 2022.

Přednosti

- množení paliva
- pasivní bezpečnost
- nízký tlak v primárním a sekundárním okruhu
- transmutace radionuklidů s dlouhým poločasem rozpadu rychlými neutrony na radionuklidy s krátkým poločasem rozpadu

Nevýhody

- použití tří okruhů komplikuje zařízení a snižuje tepelnou účinnost
- sodík, použitý jako chladivo, je velmi reaktivní
- komplexní a drahý systém
- produkce plutonia, vhodného k použití v jaderných zbraních

Superkritické vodou chlazené reaktory

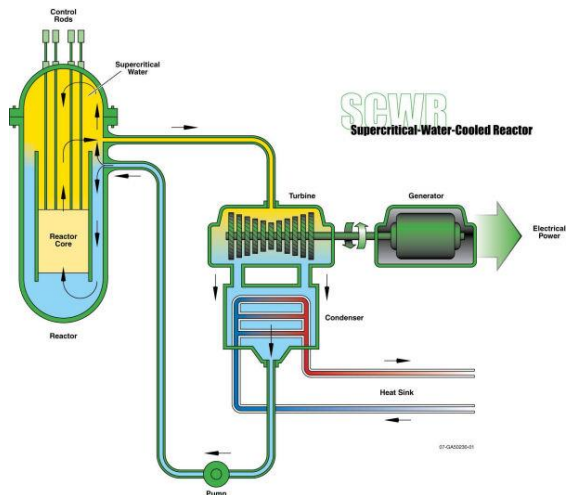
Jde o reaktory chlazené vodou s velmi vysokými parametry nad kritickým bodem. Tento návrh přináší o třetinu vyšší účinnost než současné lehkovodní reaktory. Superkritická pára (25 MPa a 510-550 °C) je vedena přímo na turbínu bez nutnosti sekundárního parního systému. Nadkritická voda působí jako moderátor, neutrony jsou ovšem moderovány jen částečně, aby se zvýšila výkonová hustota a umožnila se transmutace aktinoidů. Pasivní bezpečnost je velmi podobná zjednodušeným varným reaktorům (BWR). Palivem je uran ve formě oxidu, který je v případě otevřeného palivového cyklu obohacený. Nicméně koncept může být využitý i jako rychlý reaktor s plně recyklovanými aktinidy z konvenčního přepracování. Většina výzkumu těchto reaktorů probíhá v Japonsku.

Přednosti

- vysoká účinnost tepelného cyklu (45%)
- jednodušší konstrukce
- transmutace radionuklidů s dlouhým poločasem rozpadu rychlými neutrony na radionuklidy s krátkým poločasem rozpadu

Nevýhody

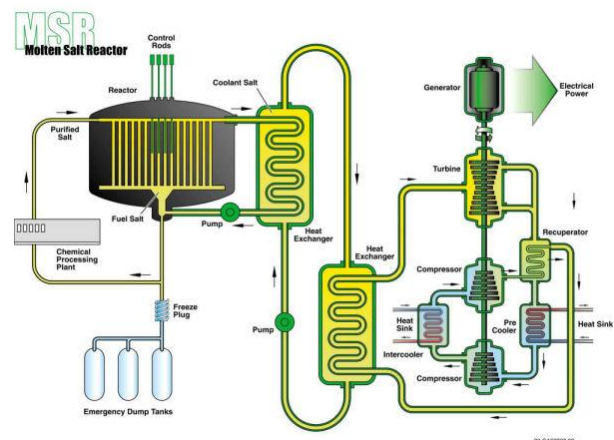
- turbína za provozu kontaminována radioaktivitou stejně jako u jaderných elektráren s varnými reaktory
- velmi vysoký tlak (250 bar) v aktivní zóně
- je nutný silnější kontejnment
- v případě havárie se ztrátou chladicího média (LOCA), dojde ke krátkodobému navýšení výkonu reaktoru
- při poklesu tlaku v primární zóně a vzniku parních bublin může být reaktivita reaktoru lehce pozitivní nebo až silně negativní; záleží na konstrukci a základce paliva



Reaktory s roztavenými solemi

Tekutá sůl se používá jako chladivo i jako nosič paliva. V průběhu šedesátých let vyvinuli v USA rychlý reaktor s roztavenými solemi jako záložní možnost pro rychlé množivé reaktory. Malý prototyp byl provozován po dobu 4 let.

Reaktor s tekutou solí obsahuje tři okruhy. V prvním okruhu slouží sůl jako chladivo, např. $2\text{LiF}-\text{BeF}_2$, s tím, že do soli je přímo přimícháno palivo, které má rovněž charakter soli. V úvahu zde přichází $^{235}\text{U}\text{F}_4$ a $^{232}\text{Th}\text{F}_4$ v 1% až 2% koncentraci. Existují i úvahy použít jako palivo plutonium z likvidovaných jaderných zbraní, a to ve formě soli $^{239}\text{Pu}\text{F}_3$. Roztavená sůl je pumpována do primární zóny reaktoru, která je tvořena grafitovou maticí. Grafit zde působí jako moderátor. Dochází ke štěpné reakci, která ohřívá sůl na téměř 800 °C. Po opuštění primární zóny teče chladivo do prvního tepelného výměníku. Teplo je zde předáváno do druhého okruhu s tekutou solí. Ta už cirkuluje bez paliva, což má zabránit kontaminaci při netěsnostech výměníku. Teplo je přes další tepelný výměník do třetího okruhu, kde cirkuluje pracovní médium (vodní pára, oxid uhličitý nebo hélium), které pohání vlastní turbínu, vyrábějící elektrickou



energii. Pod grafitovým jádrem se nalézá vodou chlazená zátkka, která by se roztavila, pokud by teplota v aktivní zóně přesáhla povolenou mez, například kvůli selhání chlazení. Skrz roztavenou zátku by působením gravitace odtékla sůl z aktivní zóny do zachytých nádrží pod reaktorem. Tyto nádrže jsou chlazené, například obklopením vodní lázní, tak aby bylo odváděno teplo vznikající dodatečným rozpadem a jsou uspořádány tak, aby nemohlo dojít k nashromáždění kritického množství taveniny.

Rychlé reaktory s roztavenými solemi dělíme na dva primární typy:

- Thoriový cyklus s recyklací aktinidů
- Uzavřený (Th/U) palivový cyklus bez obohacování uranu s vylepšenou bezpečností a minimální produkcí odpadu

GIF 2014 prohlásil, že je zapotřebí provést ještě mnoho práce na projektu roztavených solí, než bude možné spustit první demonstrační reaktor plánovaný na rok 2025.

Přednosti

- primární zóna je roztavena (tzn. neřešíme zde roztavení aktivní zóny jako havarijný stav)
- izotop ^{135}Xe způsobující otravu reaktoru (tj. nadměrnou absorpci neutronového toku) je možné z okruhu kontinuálně odstraňovat
- konstrukčně je zajištěno, že nouzové odstavení reaktoru proběhne automaticky
- nízký tlak v primárním i v sekundárním okruhu. Nádoba reaktoru může být díky tomu poměrně jednoduchá.
- je možné je zkonstruovat i v malých rozměrech
- jako palivo bude možno využívat uran, thorium a pravděpodobně i plutonium
- může dodávat technologické teplo pro výrobu vodíku nebo konverzi uhlí na uhlovodíky

Nevýhody

- použití tří okruhů komplikuje zařízení a snižuje tepelnou účinnost
- grafit jako moderátor
- tekuté soli jsou korozivní a vyžadují speciální antikorozi slitiny kovů

Vysokoteplotní reaktory

Vysokoteplotní reaktor je koncept, při němž je aktivní zóna tvořena množstvím kulových nebo prizmatických palivových segmentů. Kuličky jsou z grafitu a obsahují uvnitř malé keramické palivové tělísko z uranu nebo thoria, které představuje 5% hmoty kuličky. Grafit působí jako moderátor a chrání palivo před okolím v reaktoru. Aktivní zóna je chlazená plynným héliem. Plyn má na výstupu z aktivní zóny teplotu přes 1000 °C a následně může expandovat přímo v turbíně. Nízká výkonová hustota 6 MW/m³ vede k tomu, že je vysokoteplotní reaktor ze své fyzikální podstaty bezpečnější, tj. nemůže dojít k roztavení aktivní zóny. S přibývajícím teplotou v reaktoru se totiž zvyšuje pravděpodobnost zachycení neutronů jádrem uranu 238 a tím ke snížení neutronového toku. Z podmínek konstrukce vyplývá tedy maximální teplota v aktivní zóně reaktoru. Pokud tato teplota leží pod teplotou tavení materiálu reaktoru, nemůže dojít k roztavení aktivní zóny. Přitom ovšem musí být zajištěno, že reaktor může vznikající teplo pasivně odvést do okolí. Vysoká teplota chladicího plynu na výstupu z aktivní zóny může být využita jako procesní teplo při výrobě dalších energetických produktů tj. pro konverzi uhlí na uhlovodíky nebo pro výrobu vodíku termickým rozkladem vody s využitím kyseliny sírové a jódu.

Přednosti

- možno dosáhnout vysoké účinnosti tepelného cyklu (50%)
- není možné roztavení aktivní zóny
- jako palivo je možno použít uran a thorium
- helium není radioaktivní
- aktivní zóna není namáhána vysokým tlakem
- technologické teplo pro výrobu vodíku nebo konverzi uhlí na uhlovodíky

Nevýhody

- grafit jako moderátor
- vysoké tepelné zatížení aktivní zóny

