

## VOLBA ZÁKLADNÍCH PARAMETRŮ JADERNÝCH ELEKTRÁREN

### Obecný rozbor úlohy pro PWR

Je třeba si uvědomit:

a) Větší jmenovité výkony

- $\eta_i$  klesají  $\approx$  cena zařízení je výhodnější
- relativní zmenšení rozměrů
- spojení pomocných zařízení
- relativní snížení ceny montáže

JE mohou konkurovat FE při  $P_i > 700 \div 1000$  MW

b) Materiálová základna - zcela jiné požadavky než u FE

c) Zvýšení vstupních parametrů JE 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

přechod k žárupevným materiálům  $\rightarrow W$  klesá

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

$\Rightarrow$  volba parametrů vyžaduje komplexní rozbor

### Obecný rozbor úlohy pro PWR

Projekt JE – vyžaduje volbu většího počtu veličin charakterizujících

- aktivní zónu (AZ)
- primární okruh
- sekundární okruh.

Veličiny:

- zadané - vstupní
- nezávislé - nutno optimalizovat
- závislé - vypočtou se

1. Vstupní zadané veličiny jsou obvyklejné :

- typ reaktoru (moderátor, chladivo, palivo, materiál pokrytí)
- čistý elektrický výkon
- 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. Závislé parametry AZ jsou např.:

- obohacení U
- rozeť palivových proutů atd.

### Zjednodušené způsoby řešení

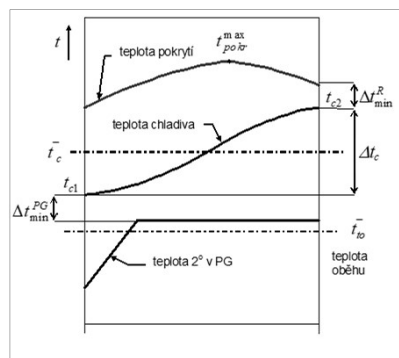
- analytický - předběžná optimalizace
- metoda relativních odchylek
- rozdělením úlohy - obvykle na dvě části :
  1. AZ
  2. tepelný oběh
 každá z těchto částí má svůj způsob výpočtu

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

$\Rightarrow$  hl. úloha spočívá v nalezení optimálních hodnot parametrů oběhu v závislosti na parametrech reaktoru

$\Rightarrow$  nutno začít s optimalizací AZ

### Kvalitativní rozbor



**Předpoklad:** objem AZ konstantní (velikost reaktorové nádoby je dána technologickými možnostmi a možnostmi transportu).

**1. optimalizace AZ** - poměr objemů paliva, moderátoru a chladiva se při daných fyzikálních vlastnostech palivové mříže pohybuje v určitém rozmezí.

**2. optimalizace** - průtok chladiva  $M_c$  je limitován podmínkami kavitace a eroze AZ a růstem hydraulických ztrát

pak tepelný výkon reaktoru  $\dot{Q}_R = M_c \cdot c_p \cdot \Delta t_c$  1

bude záviset na

$$\Delta t_c = t_{c2} - t_{c1}$$

limitující je **maximální teplota pokrytí**

- dána typem moderátoru, chladiva a materiálu pokrytí
- vyskytuje se 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  $\alpha$  ... součinitel přestupu tepla

$q_{\max}$  je možno přibližně určit s použitím koeficientu objemové nerovnoměrnosti uvolňování tepla v objemu AZ,

$$k_q = \frac{\bar{q}}{q^{\max}}$$

je-li známa jeho hodnota.

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

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

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

čára 1

$$\dot{Q}_R = \left( t_{pokr}^{\max} - \bar{t}_c \right) S_{pv} \cdot k_q \cdot \alpha \quad \Rightarrow \quad \dot{Q}_R = a - b \cdot \bar{T}_{10}$$

Závěr: pro zadaný objem AZ a při omezeních na  $M_c$  a  $S_{pv}$  může být tepelný výkon reaktoru zvýšen na účet  $\Delta t_c$  (rov. 1) jen při současném snížení stř. teploty  $\bar{t}_c$  (rov. 5).

Tím se však snižuje střední teplota přivodu tepla do 2<sup>o</sup> okruhu a  $\eta_t$  oběhu se snižuje.

$$\eta_t = 1 - \frac{T_o}{\bar{T}_{10}} \quad \text{čára 2}$$

kde  $T_o$  ... teplota okolí

Účinnost elektrárny brutto  $\eta_{sv}$  je přímo úměrná termické účinnosti oběhu  $\eta_t$

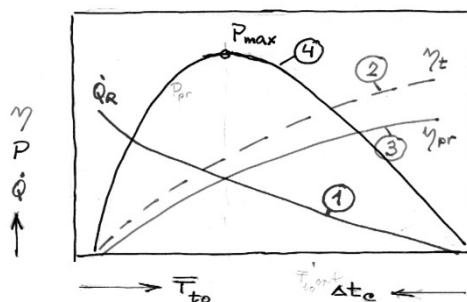
Relativní ztráty 1<sup>o</sup> okruhu při konst  $M_c$  jsou nepřímo úměrné  $\eta_t$ , takže čistá účinnost  $\eta_{pr}$ :

$$\eta_{pr} \cong a_1 \eta_t - \frac{a_2}{\dot{Q}_R} \quad 6 \quad \text{čára 3}$$

Elektrický výkon  $P_{el}$  je proporcionalní

$$P_{el} = \dot{Q}_R \cdot \eta_{pr} \quad \text{- extrémální čára} \quad 7 \quad \text{čára 4}$$

Výsledek technické optimalizace



### Ekonomická optimalizace

#### Náklady na palivo

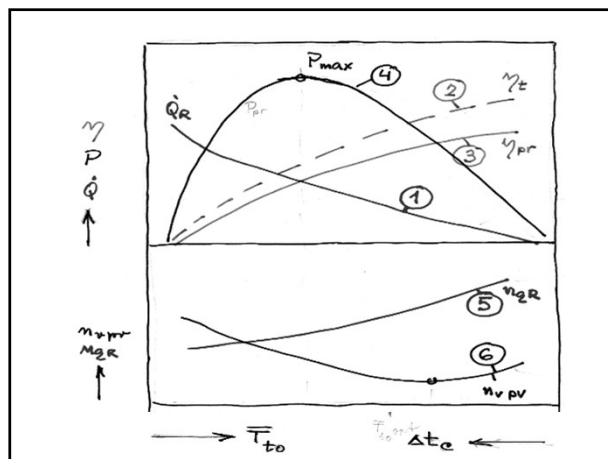
Každému výkonu, koncovému teplotnímu spádu odpovídají při konst. objemu reaktoru R a max. teplotě pokrytí určité optimální parametry AZ dané roztečí palivových proučků, průměrem palivového proučků, atd.

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

$$n_{qR} = \frac{c_{pvc1}}{24 \cdot W} = n_{vpv} \cdot \eta_{pr} \rightarrow \text{s r\u016fstem } \Delta t_c, n_{qR} \text{ klesaj\u00ed} \quad \text{8} \quad \text{\u010d\u00e1ra 5}$$

Z\u00e1vislosti  $n_{qR} = f(\bar{T}_{to})$  a  $\eta_{pr} = f(\bar{T}_{to})$  dovoluj\u00ed s pomoc\u00ed

$$\text{vztahu (8) ur\u010dit zmenu palivov\u00e9 slo\u017eky } n_{vpv} = \frac{n_{qR}}{\eta_{pr}} \quad \text{6} \quad \text{\u010d\u00e1ra 6}$$



### Ekonomická optimalizace

#### Investiční náklady

1) Měrné náklady  $n_i$  na 2° okruh

- závisí jen na parametrech admisní páry
- snížení parametrů páry zvyšuje  $n_{i2}$

7 čára

2) Investiční náklady  $N_{i2}$  na R (1° okruh) při konstantním objemu AZ jsou konstantní. Měrné investiční náklady jsou úměrné

$$n_{i1} \approx 1/P_{el} \quad \text{8 čára}$$

3) Měrné investiční náklady na celou elektrárnu

$$n_i = n_{i1} + n_{i2} \quad \text{9 čára}$$

4) Investiční složka výrobních nákladů na elektřinu

$$n_{vi} = a_i \cdot n_i \quad \text{10 čára}$$

$a_i$ : koeficient proporcionality  $N_i$

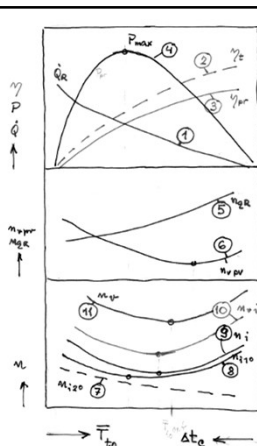
### Ekonomická optimalizace

#### Měrné výrobní náklady

5) Pak měrné výrobní náklady na elektrárnu

$$n_v = n_{vpv} + n_{vi} = \text{v\u00fdsledn\u00e9 optimum} \quad \text{11 čára}$$

⇒ projekt podle  $P_{max}$  m\u016f\u017ee v\u00e9st ke zna\u010dn\u00fdm ztr\u00e1t\u00e1m →  $P_{opt}$  nesouhlas\u00ed s  $P_{max}$ , kter\u00e9 m\u016f\u017ee z\u00edskat p\u0159i dan\u00e9m  $V_{AZ}$ .



Hl. parametry ur\u010duj\u00edc\u00ed opt. provozn\u00ed re\u017eim:

1) pom\u011brn\u00e1 palivov\u00e1 slo\u017ekka

$$U_{pv} = \frac{n_{vpv}}{n_v}$$

- je \u00fcm\u011brn\u00e1 veli\u010dina  $n_{qR}$

2) pom\u011brn\u00e1 \u010d\u00e1st m\u011brn\u00fdch inv. n\u00e1klad\u016f na 1° okruh

$$U_{i1} = \frac{a_i \cdot n_{i1}}{n_i}$$

3) teploty chladiva  $t_{c1}$ ,  $t_{c2}$  (nebo  $t_{c2}$  a  $\Delta t_c$ )

### N\u00e1vrh parametr\u016f PWR

#### Teplota

Zv\u00fd\u0161en\u00ed  $t_{c2}$ ,  $t_a \Rightarrow \uparrow \eta_t, \uparrow \eta_{td}$  (su\u0161\u00ed expanze)

⇒ jednozna\u010dn\u00e9 zv\u00fd\u0161en\u00ed  $\eta_{el}$

Limituj\u00edc\u00ed faktory:

- materi\u00e1l pokryt\u00ed
- teplotov\u00e9 sp\u00e1dy na v\u00fdm\u011bnic\u00edch

U reaktor\u016f s ni\u017e\u0161\u00ed  $t_a$  (PWR, BWR) by byl mo\u017en\u00fd p\u0159eh\u0159ev p\u00e1ry:

- fosiln\u00edmi palivy - komplikace, ztr\u00e1ta v\u00fdhod JE
- jadern\u00fd - vodou 1° - v reaktoru

## Postup volby parametrů PWR

$$1) \quad t_{pokr\ max} - \Delta t_{bezp} \rightarrow t_{c2} \quad (\approx 0,1 \cdot t_{pokr\ max})$$

$$\text{pro Zr: } 360\text{ }^{\circ}\text{C} - 36 = 324\text{ }^{\circ}\text{C}$$

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

$$324\text{ }^{\circ}\text{C} \rightarrow 119\text{ bar} + 36 = 156\text{ bar}$$

odpovídá též technologickým možnostem výroby tělesa reaktoru

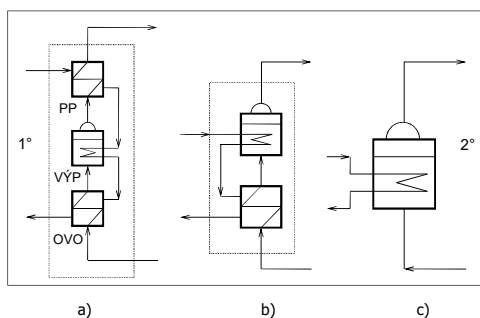
## Charakteristické parametry různých typů reaktorů

	mat.pokr	$t_{p2}$ [K]	$\Delta t_{p1-pokr}$ [K]	$\Delta t_{pokr-a}$ [K]	$\Delta t_s$ [K]	$t_a$ [K]	$\eta_i$ [%]	$W$ [Mwd/t] $\cdot 10^3$
PWR	Zr	1860		70	33±4	290	33	25 ÷ 40
PHWR	Zr	1815	1500	60	46±1	255	29	7 ÷ 11
BWR		1793		10	10	283	33	20 ÷ 27
AGR		1420	600	270	360±60	550	40	20
HTGR	n.o.	1450	400	540	430	510	39	100
FBR		2610	1600	520	160	490	38	50 ÷ 100

PWR Pressurized Water Reactor  
 PHWR Pressurized Heavy Water Reactor  
 BWR Boiling Water Reactor  
 AGR Advanced Gas Cooled  
 HTGR High Temperature Gas Cooled Reactor  
 FBR Fast Breeder Reactor

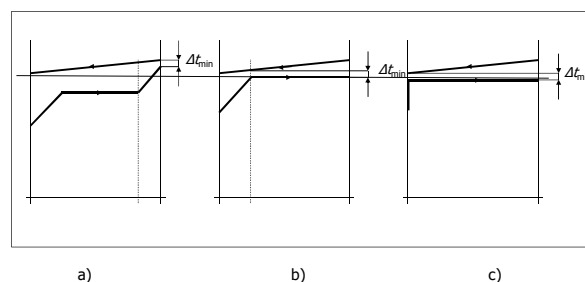
## Návrh parametrů admisní páry (PG)

souvisí s volbou PG



## Návrh parametrů admisní páry (PG)

souvisí s volbou PG



## Návrh parametrů admisní páry (PG)

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 odlučovač vlhkosti

Nevýhody:

- velká ztráta exergie

b) oddělený ohřívák vody OVO:

Výhody:

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

$$\Delta t_{OVO} \cdot k_{OVO} > \Delta t_r \cdot k_r$$

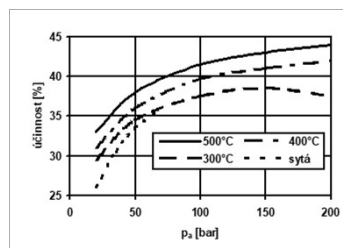
Nevýhody:

- prodražení v důsledku odděleného tělesa OVO a V  $\Rightarrow$  zvětšení obestavěného prostoru, komplikace dispozice turbín, snížení spolehlivosti

$\Rightarrow$  proto většinou použito řešení c) = směšovací OVO uvnitř PG

## Návrh parametrů PWR

Tlak



■ pro sytou páru

$$p_{aopt} = 165 \div 170\text{ bar}$$

■ při  $p_a = 70\text{ bar}$  je

$t_a^h = 285\text{ }^{\circ}\text{C}$  - problém s teplotou pokrytí (Zr  $\cong$  360  $^{\circ}\text{C}$ )

■  $\eta_i$  stoupá rychle do  $p_a = 75\text{ bar}$ , pak už malý vliv

## Návrh parametrů PWR

### Závěr

$p_R$  : při volbě se vychází z možností technologie výroby tělesa R - tloušťka stěny

dnes  $p_{R\ max} \cong 160$  bar

$p_a$  : 60 ÷ 74 bar - rozdíl dán :

- 1) bezpečná hranice pod teplotou varu
- 2) teplotový spád na reaktoru

Technologie PWR neposkytuje příliš prostoru pro zlepšování účinnosti zvyšováním admisních parametrů

Je nutné přejít na jiné způsoby chlazení AZ – plyny, tekuté kovy

## Současný stav

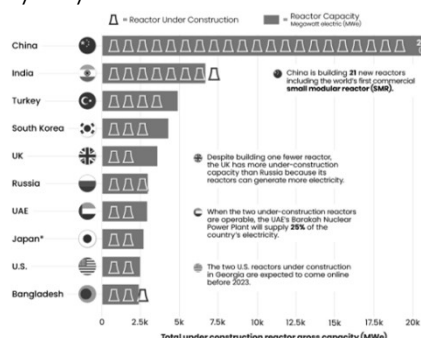
- v provozu je asi 436 jaderných reaktorů ve 31 zemích s kapacitou asi 400 GWe
- v roce 2020 celková výroba činila 2553 TWh, asi 10 % světové produkce elektřiny
- v současnosti se staví asi 59 energetických reaktorů v 18 zemích, zejména v Číně, Indii, Rusku a Spojených arabských emirátech
- uvažuje o vybudování dalších 321 reaktorů, jejichž instalovaný výkon by měl dosáhnout asi 355 GW
- Energetická agentura ve své zprávě World Energy Outlook (WEO) uvádí, že je nutné přejít na jiné způsoby chlazení AZ – plyny, tekuté kovy

## Současný stav

Stát	reaktorů v provozu	instalovaný výkon (MWe)
U.S.	93	95 523
France	56	61 370
China	53	50 034
Russia	37	27 727
Japan*	33	31 679
South Korea	24	23 091
India	22	6 795
Canada	19	13 624
Ukraine	15	13 107
UK	12	7343

\*pouze 10 ze 33 provozuschopných japonských reaktorů je provozováno

## Současný stav reaktory ve výstavbě



## Současný stav

Start ↑	Reactor	Model	Gross MWe
2021	China, CNNC	Fuqing 6	Hualong One 1150
2021	China, China Huaneng	Shidaowan	HTR-PM 211
2021	India, Bhavini	Kalpakkam PFBR	FBR 500
2022	Belarus, BNPP	Ostrovets 2	VVER-1200 1194
2022	China, CGN	Fangchenggang 3	Hualong One 1180
2022	China, CGN	Fangchenggang 4	Hualong One 1180
2022	China, CGN	Hongyanhe 6	ACPR-1000 1119
2022	Finland, TVO	Olkiluoto 3	EPR 1720
2022	India, NPCIL	Kakrapar 4	PHWR-700 700
2022	India, NPCIL	Rajasthan 7	PHWR-700 700
2022	Korea, KHNP	Shin Hanul 1	APR1400 1400
2022	Pakistan	Karachi/KANUPP 3	ACP1000 1161
2022	Russia, Rosenergoatom	Kursk II-1	VVER-TOI 1255
2022	Slovakia, SE	Mochovce 3	VVER-440 471
2022	USA, Southern	Vogtle 3	AP1000 1250

## Hypotetická cena výstavby 3 až 4 nových velkých jaderných bloků v ČR

Počet a typ bloků	Celková cena	Měrná cena za MW
4 x AP1000 (4400 MW)	380,540 mld. Kč	86,485 mil. Kč/MW
4 x APR1400 (5600 MW)	363,240 mld. Kč	64,864 mil. Kč/MW
3 x APR1400 (4200 MW)	272,430 mld. Kč	64,864 mil. Kč/MW
3 x EPR (3x1650=4950 MW)	544,860 mld. Kč	110,072 mil. Kč/MW

ceny odvozeny z uniklých informací z polského výběrového řízení, úroky v době výstavby nejsou zahrnuty

## VÝVOJOVÉ GENERACE JR

Generace I - projekty z let 1950 – 1960, dnes již odstaveny

Generace II – realizovány v sedmdesátých letech minulého století.

- v současné době mají nejvýznamnější podíl na výrobě elektrické energie
- více než polovinu tvoří tlakovodní reaktory (PWR)
- v porovnání s reaktory I. generace je jejich úroveň výrazně vyšší, především v oblasti bezpečnostních systémů.

Generace III - další evoluční stupeň ve vývoji reaktorů

- hlavními rozdíly je
  - použití standardizovaných projektů, zkracujících dobu schvalování a také dobu výstavby
  - zlepšení ekonomiky provozu prodloužením doby provozu mezi odstávkami
  - zvýšení hodnoty vyhoření jaderného paliva
  - snížení investičních nákladů.
  - zlepšení celkové bezpečnosti elektrárny.

## VÝVOJOVÉ GENERACE JR

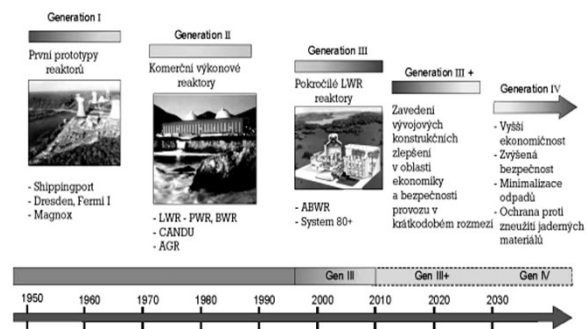
Generace III+ - představují další evoluční vylepšení s novými bezpečnostními požadavky.

- nabízejí nejlepší dostupnou technologii v oblasti jaderných elektráren
- v projektech jsou zapracovány závěry z analýzy havárie jaderné elektrárny Fukušima,
- vyšší odolnost vůči vnějším vlivům – zapracovány závěry ze stress testů
- vyšší autonomie, zvýšená redundance a diverzita bezpečnostních systémů pro řešení základních projektových nehod, vícenásobných poruch i těžkých havárií
- možnost využití mobilních prostředků pro plnění bezpečnostních funkcí.

Generace IV - jsou zatím spíše předmětem vývoje v několika různých koncepčních směrech.

- pracující převážně s rychlými neutrony a uzavřeným palivovým cyklem, který umožňuje efektivnější využití jaderného paliva zároveň snížení množství radioaktivních odpadů

## VÝVOJOVÉ GENERACE JR



## Reaktory 4. generace

Již v r. 2003 navrženo 6 koncepcí reaktorů 4. generace

- plynem chlazené rychlé reaktory (GFR)
- olovem chlazené rychlé reaktory (LFR)
- sodíkem chlazené rychlé reaktory (SFR)
- reaktory využívající vodu v superkritické fázi (SCWR)
- reaktory využívající roztavené soli (MSR)
- vysokoteplotní plynem chlazené reaktory (HTGR)

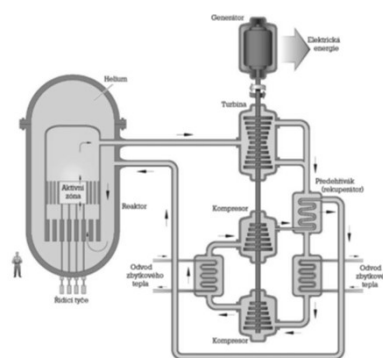
V roce 2005 USA, Kanada, Francie, Japonsko a Velká Británie vytvořily společenství GIF pro spolupráci na výzkumu a vývoji šesti navržených koncepcí – později přistoupilo i Rusko

V 2014 byla zveřejněna aktualizace GIF, která potvrdila výběr šesti designů a stanovila nejdůležitější změny a cíle vývoje pro následující desetiletí

## Plynem chlazený rychlý reaktor

- reaktory jsou provozovány a vyvíjeny jako vysokoteplotní jednotky (až 850 °C) pro dosažení vysoké tepelné účinnosti
- palivem může být uran, thorium, plutonium nebo jejich směs
- 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
- pro výrobu elektřiny je plyn veden přímo na plynovou turbínu (Braytonův cyklus)
- jsou vhodné i pro termochemickou výrobu vodíku či jiných technologií využívajících teplo

## Plynem chlazený rychlý reaktor



## Plynem chlazený rychlý reaktor

### 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

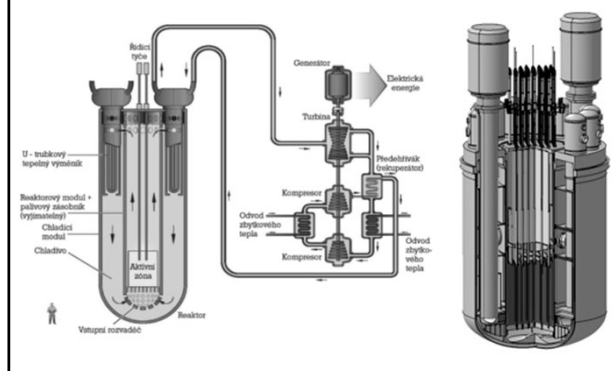
### Nevýhody

- vysoké tepelné zatížení aktivní zóny
- vysoký neutronový tok

## Olovem chlazený rychlý reaktor

- aktivní zóna chlazená olovem resp. eutektickou slitinou Pb – Bi
- 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 <sup>235</sup>U, MOX (= směs oxidů, nejčastěji uranu a plutonia) a transuranů.
- teplota chladiva na výstupu z aktivní zóny dosahuje cca 560 °C.
- maximální teplota CO<sub>2</sub>, použitého jako pracovního média v tepelném cyklu, je 400 °C - účinnost pak dosahuje cca 44%
- projekt předpokládá široké portfolio velikostí jednotek
  - jednorázové mobilní jednotky s přirozenou cirkulací pro dlouhodobý provoz bez výměny paliva
  - modulární reaktory s výkonem 300-400 MWe
  - velké elektrárny 1400 MWe

## Olovem chlazený rychlý reaktor



## Olovem chlazený rychlý reaktor

### 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

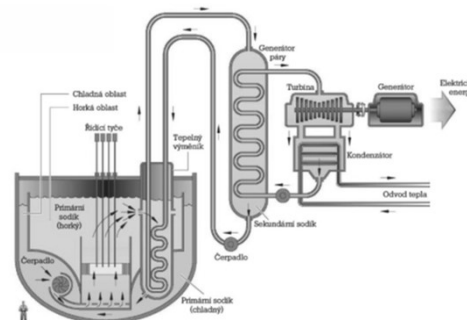
### Nevýhody

- olovo jako chladivo musí zůstat tekuté
- bismut je drahý a vzácný
- bismut ve slitině s olovem sice výhodně snižuje teplotu tání, ale zachytem 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 zemetřesení. Tím se zvyšují náklady stavby.
- pokud olovo/bismut ztuhne, reaktor se stane nepoužitelným (pozn. s těmito problémy se potýkaly sovětské jaderné ponorky třídy Alfa)

## Sodíkem chlazený rychlý reaktor

- množivý reaktor, který produkuje více paliva, než sám spotřebuje
- pro štěpnou reakci se využívají rychlé neutrony
- při přehřívání reaktoru se zvýší termická rychlost atomů uranu, což zvýší pravděpodobnost zachycení neutronů uranem <sup>238</sup>U - tím se redukuje neutronový tok a četnost štěpení => tímto svým fyzikálním chováním je reaktor chráněn před rizikem roztavení aktivní zóny, aniž by byly zapotřebí dodatečné bezpečnostní prvky
- pro chlazení se používá tekutý sodík; výstupní teplota z aktivní zóny je maximálně 550 °C
- AZ je uložena v nádrži z tekutého sodíku
- výměníkem Na - Na je teplo převáděno do sekundárního sodíkového okruhu, jehož užití je nutné z bezpečnostních důvodů
- sodík ze sekundárního okruhu slouží k výrobě páry v terciárním okruhu - pára pohání turbosoustroj
- vývoj zaměřen na tři varianty těchto reaktorů:
  - 50-150 MWe s aktinidy v kovovém palivu U-Pu vyžadující elektrometallurgickou přípravu
  - 300-1500 MWe bazénový typ
  - 600-1500 MWe na konvenční MOX palivo s pokročilým externím přepracováním

## Sodíkem chlazený rychlý reaktor



## Sodíkem chlazený rychlý reaktor

### Přednosti

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

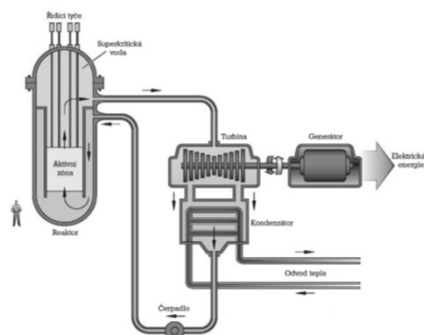
### Nevýhody

- 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

## Nadkritický vodou chlazený reaktor

- reaktory jsou chlazené vodou s velmi vysokými parametry nad kritickým bodem
- návrh přináší o třetinu vyšší účinnost než současné lehkodvodní reaktory
- nadkritická 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
- koncept může být využitý i jako rychlý reaktor s plně recyklovanými aktinidy z konvenčního přepracování

## Nadkritický vodou chlazený reaktor



## Nadkritický vodou chlazený reaktor

### Přednosti

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

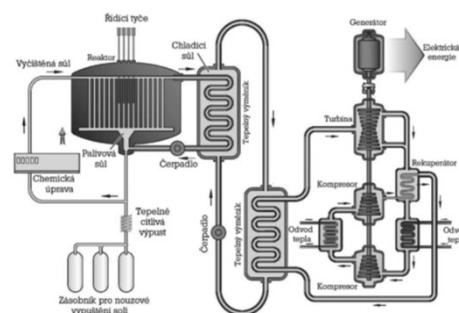
### Nevýhody

- 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

## Reaktor s tekutými solemi

- tekutá sůl se používá jako chladivo i jako nosič paliva
- JE má tři okruhy
- v 1. 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 (např.  $^{235}\text{UF}_4$  a  $^{232}\text{ThF}_4$  v 1% až 2% koncentraci), roztavená sůl je pumpována do primární zóny reaktoru, která je tvořena grafitovou maticí - grafit působí jako moderátor, štěpná reakce ohřívá sůl na téměř 800 °C
- z primární zóny teče chladivo do prvního tepelného výměníku, kde je teplo předáváno do 2. okruhu s tekutou solí - již bez paliva - má zabránit kontaminaci při netěsnostech výměníku
- teplo je přes další tepelný výměník předáváno do 3. okruhu, kde cirkuluje pracovní médium (vodní pára, oxid uhličitý nebo hélium), které pohání turbínu
- pod grafitovým jádrem je vodou chlazená zátka, která by se při překročení kritické teploty AZ roztavila, a gravitací by sůl odtekla z aktivní zóny do zachytných nádrží pod reaktorem.
- 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
- spuštění prvního demonstračního reaktoru je plánováno na rok 2025

## Reaktor s tekutými solemi





## Reaktor s tekutými solemi

### Přednosti

- primární zóna je roztavena (tzn. neřešíme zde roztavení aktivní zóny jako havarijní stav)
- izotop  $^{135}\text{Xe}$  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

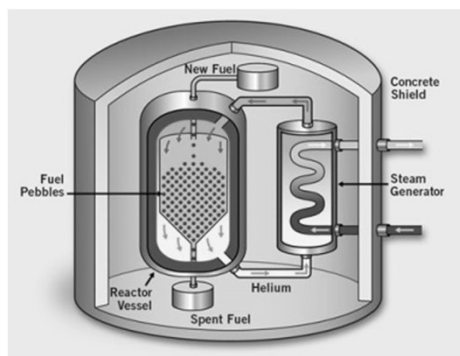
### Nevýhody

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

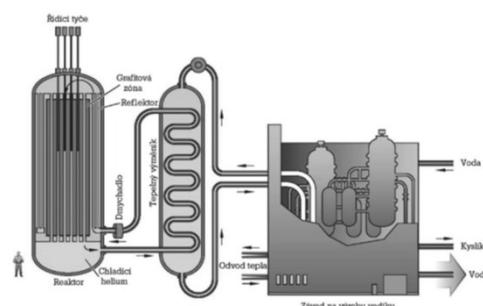
## Vysokoteplotní reaktor

- aktivní zóna je tvořena množstvím kulových nebo prizmatických palivových segmentů
- kuličky jsou z grafitu a obsahují uvnitř malé keramické palivové tělísko z uranu nebo thoria - představuje 5% hmoty kuličky
- grafit působí jako moderátor a chrání palivo před okolím v reaktoru
- aktivní zóna je chlazená plyným héliem - má na výstupu teplotu přes  $1000\text{ }^\circ\text{C}$  a následně může expandovat přímo v turbíně
- nízká výkonová hustota  $6\text{ MW/m}^3$  vede k tomu, že nemůže dojít k roztavení aktivní zóny - s rostoucí teplotou v reaktoru se zvyšuje pravděpodobnost zachycení neutronů jádrem uranu  $^{238}$  a tím dochází ke snížení neutronového toku
- konstrukce tedy určuje maximální teplotu v AZ - pokud je pod teplotou tavení materiálu reaktoru, nemůže dojít k roztavení AZ (pokud je zajištěn odvod tepla např. i pasivním chlazením do okolí)
- vysoká teplota chladičho 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.

## Vysokoteplotní reaktor



## Vysokoteplotní reaktor s výrobou $\text{H}_2$



## Vysokoteplotní reaktor

### 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

## Základní informace o vybraných typech

	neutron spectrum	coolant	temperature ( $^\circ\text{C}$ )	pressure	fuel	fuel cycle	size(s) (MWe)	uses
Gas-cooled fast reactors	fast	helium	850	high	U-238	closed, on site	288	electricity & hydrogen
Lead-cooled fast reactors	fast	Pb-Bi	550-800	low	U-238	closed, regional	50-150, 300-400, 1200	electricity & hydrogen
Molten salt reactors	epithermal	fluoride salts	700-800	low	UF in salt	closed	1000	electricity & hydrogen
Sodium-cooled fast reactors	fast	sodium	550	low	U-238 & MOX	closed	150-500, 500-1500	electricity
Supercritical water-cooled reactors	thermal or fast	water	510-550	very high	UO <sub>2</sub>	open (thermal), closed (fast)	1500	electricity
Very high temperature gas reactors	thermal	helium	1000	high	UO <sub>2</sub> prism or pebbles	open	250	hydrogen & electricity

## Malé modulární reaktory SMR

SMR = reaktory s výkonem do 300 MWe vyráběné s využitím modulární technologie

### Očekávané výhody

- kompletace ve výrobním závodě a instalace po jednotlivých modulech podle požadovaného celkového výkonu elektrárny
- vysoká úroveň pasivní bezpečnosti a výrazně snížené nároky na obsluhu a provoz
- snížení měrných investičních nákladů usnadní financování
- možnost „sériové výroby“ modulů => další snížení nákladů
- standardizace licenčního procesu a harmonizace regulačních požadavků v globálním měřítku
- lepší schopnost kooperovat resp. doplňovat či zálohovat výrobu regionálních obnovitelných zdrojů energie

## Malé modulární reaktory SMR

v r. 2023 Čína uvedla do provozu 1. SMR 4. generace typ HTGR o výkonu 200 MWe v elektrárně Š'-tao-wan

### SMR ve výstavbě

Název	Výkon	Typ	Projektová organizace
KLT-40S	35 MWe	PWR	OKBM, Rusko
RITM-200	50 MWe	integrováný PWR	OKBM, Rusko
CAREM-25	27 MWe	integrováný PWR	CNEA & INVAP, Argentina
HTR-PM	2x250 MWt	HTR	INET, CNEC & Huaneng, Čína
ACPR50S	60 MWe	PWR	CGN, Čína

- v pokročilé fázi přípravy je 10 dalších SMR převážně PWR
- v počáteční fázi přípravy je cca 20 dalších SMR

## Časová řada realizací a projektů

