

VOLBA ZÁKLADNÍCH PARAMETRŮ JADERNÝCH ELEKTRÁREN

Obecný rozbor úlohy pro PWR

Je třeba si uvědomit:

a) Větší jmenovité výkony

- η_j 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

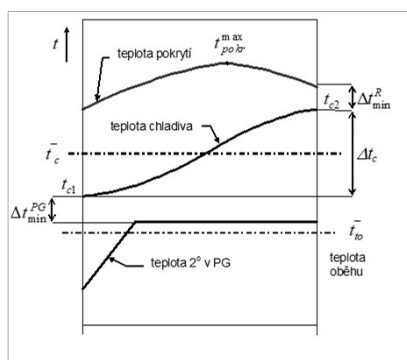
Spotřeba paliva závisí v podstatě na veličině $W \times \eta_{el}$:

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

přechod k žárupevným materiálům $\rightarrow W$ klesá

$\Rightarrow$ volba parametrů vyžaduje komplexní rozbor

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

$$\dot{Q}_R = M_c \cdot c_p \cdot \Delta t_c$$

bude záviset na

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

Návrh parametrů PWR

Teplota

Zvýšení t_{c2} , $t_a \Rightarrow \uparrow \eta_{t1}$, $\uparrow \eta_{td}$ (sušší expanze)

$\Rightarrow$ jednoznačné zvýšení η_{el}

Limitující faktory:

- materiál pokrytí
- teplotové spády na výměnících

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

- fosilními palivy - komplikace, ztráta výhod JE
- jaderný - vodou 1°
- v reaktoru

Postup volby parametrů PWR

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

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

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

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

odpovídá též technologickým možnostem výroby tělesa reaktoru

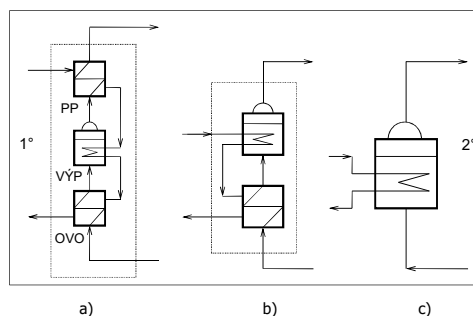
Charakteristické parametry různých typů reaktorů

	mat.pokr	t_{p2} [K]	Δt_{p2-p1} [K]	Δt_{p2-a} [K]	Δt_a [K]	t_a [K]	η_t [%]	$\dot{W}$ [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

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

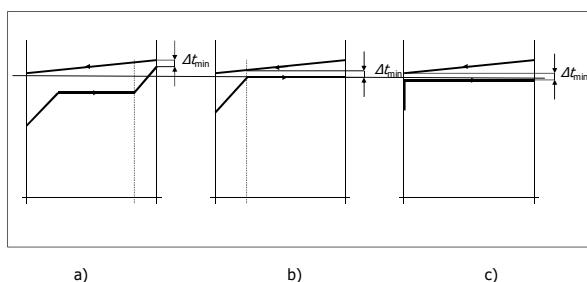
Návrh parametrů admisní páry (PG)

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:

- Δt_{min} o něco menší než u c), ale odpovídající zvýšení tlaku je malé
- umožňuje zvětšit Δt_{VY} 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, bude-li

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

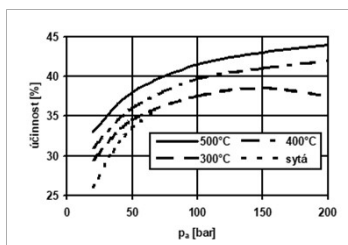
Nevýhody:

- 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 $p_{aopt} = 165 \div 170$ bar
- při $p_a = 70$ bar je $t_a = 285$ °C - problém s teplotou pokrytí (Zr ≈ 360 °C)
- η_t stoupá rychle do $p_a = 75$ bar, pak už malý vliv

Návrh parametrů PWR

Závěr

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

dnes $p_{Rmax} \approx 160$ bar

p_a : $60 \div 74$ 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 439 jaderných reaktorů ve 32 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 – plyn, tekuté kovy

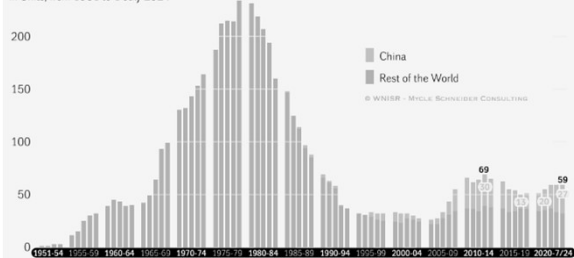
Současný stav

Stát	reaktorů v provozu	instalovaný výkon (MWe)
U.S.	93	95 523
France	56	61 370
China	58	50 034
Russia	36	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

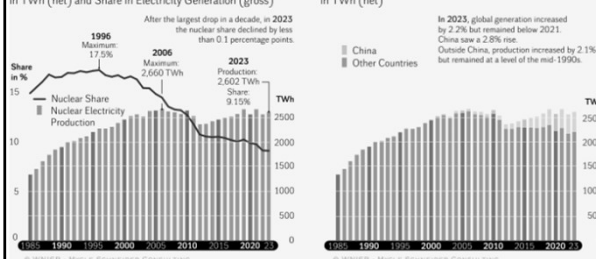
Současný stav reaktory ve výstavbě

Reactors Under Construction in the World
in Units, from 1951 to 1 July 2024



Současný stav produkce elektřiny

Nuclear Electricity Production 1985–2023
in TWh (net) and Share in Electricity Generation (gross)



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 mil. Kč	86,485 mil. Kč/MW
4 x APR1400 (5600 MW)	363,240 mil. Kč	64,864 mil. Kč/MW
3 x APR1400 (4200 MW)	272,430 mil. Kč	64,864 mil. Kč/MW
3 x EPR (3x1650=4950 MW)	544,860 mil. 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

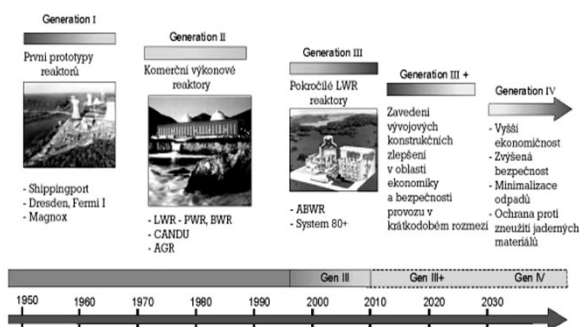
Generace III+ - představují další evoluční vylepšení s novými bezpečnostními požadavky.

- nabízejí nejlepší dostupnou technologii v oblasti jaderných elektráren
- v projektech jsou zpracovány závěry z analýzy havárie jaderné elektrárny Fukushima,
- vyšší odolnost vůči vnějším vlivům – zpracovány 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 konceptních 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)

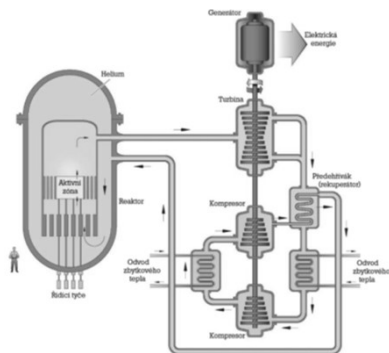
V roce 2005 USA, Kanada, Francie, Japonsko a Velká Británie vytvořily společenství GIF pro spolupráci na výzkumu a vývoji šesti navržených koncepcí – později přistoupilo i Rusko

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 thorium 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

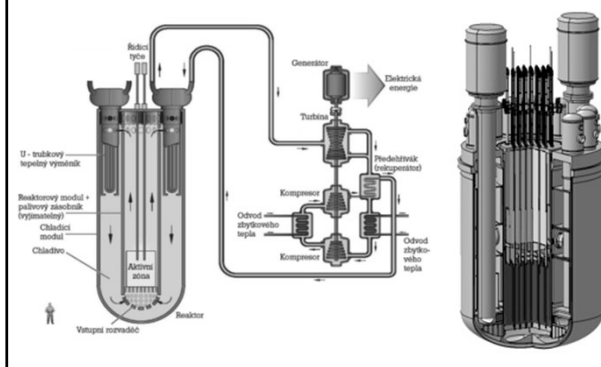
Nevýhody

- 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 ^{235}U , MOX (= směs oxidů, nejčastěji uranu a plutonia) a transuranů.
- teplota chladiva na výstupu z aktivní zóny dosahuje cca 560°C .
- maximální teplota CO_2 , 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

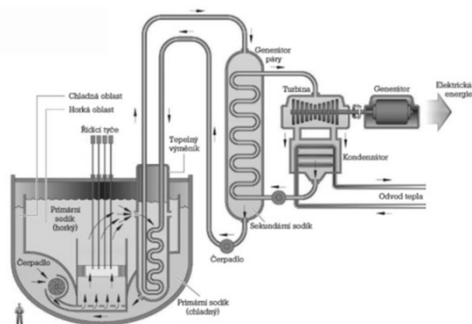
Nevýhody

- olovo jako chladivo musí zůstat tekuté
- bismut je drahý a vzácný
- bismut ve slitině s olovem sice výhodně snižuje teplotu tání, ale zachycením 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 zvyšší termická rychlost atomů uranu, což zvyší pravděpodobnost zachycení neutronů uranem ^{238}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 elektrometalurgickou 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

- 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

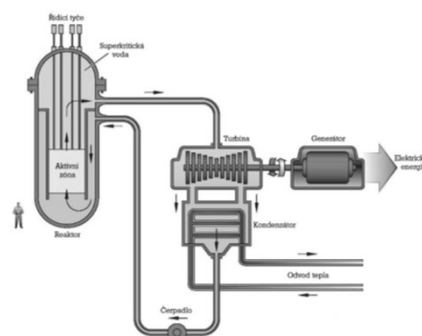
Nevýhody

- 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

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

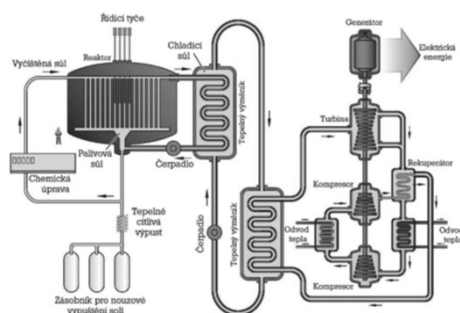
Nevýhody

- 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 zakládce 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 předává do 3. okruhu, kde cirkuluje pracovní médium (vodní pára, oxid uhličitý nebo helium), které pohání turbínu
- pod grafitovým jádrem je vodou chlazená zátk, která by se při překročení kritické teploty AZ roztavila, a gravitací by sůl odtékala z aktivní zóny do zachytých 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}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

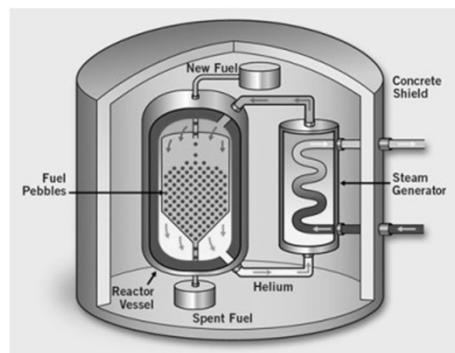
Nevýhody

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

Vysokoteplotní reaktor

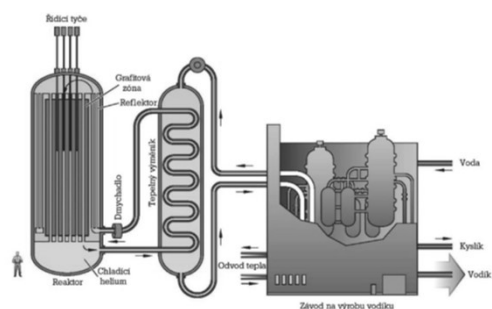
- aktivní zóna je tvořena množstvím kulových nebo prizmatických palivových segmentů
- kuličky jsou z grafitu a obsahují uvnitř malé keramické palivové tělísko z uranu nebo thoria - představuje 5% hmoty kuličky
- grafit působí jako moderátor a chrání palivo před okolím v reaktoru
- aktivní zóna je chlazena plyným héliem - má na výstupu teplotu přes 1000 °C a následně může expandovat přímo v turbíně
- nízká výkonová hustota 6 MW/m³ 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 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 jodu.

Vysokoteplotní reaktor



38

Vysokoteplotní reaktor s výrobou H₂



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 (°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 ₂	open (thermal), closed (fast)	1500	electricity
Very high temperature gas reactors	thermal	helium	1000	high	UO ₂ 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 výrazné snížené nároky na obsluhu a provoz
- snížení měrných investičních nákladů usnadní financování
- možnost „sériové výroby“ modulů => další snížení nákladů
- standardizace licenčního procesu a harmonizace regulatorních 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

