

Jaderné reaktory a elektrárny

Mgr. Ondřej Jašek, Ph.D.

13.11. - 27.11. 2024

Jaderné reaktory a elektrárny

13.-27.11.2024

- Typy jaderných reaktorů
- Gen IV
- Palivový cyklus, Thorium
- Zápočtový test přístupný od 16.12.2024

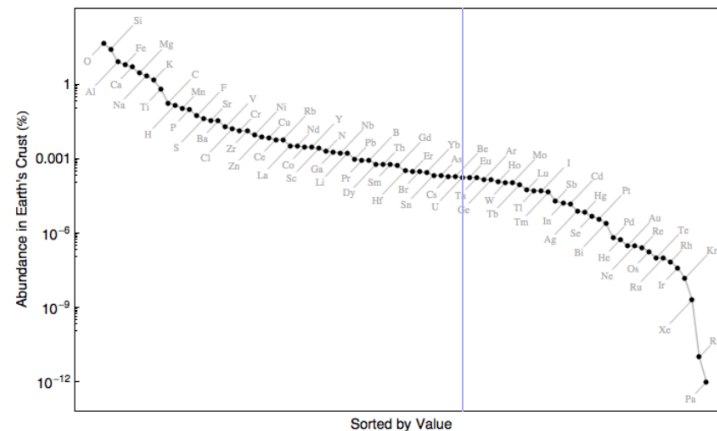
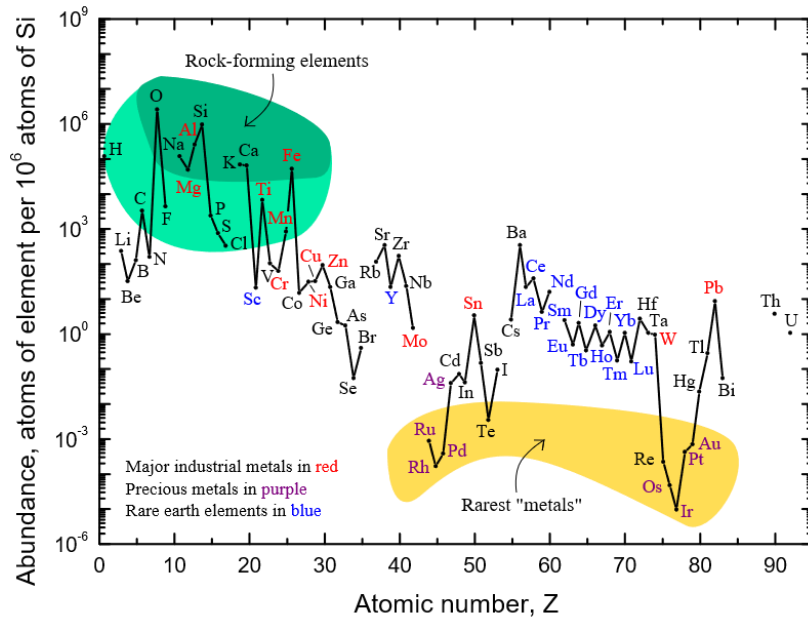
Klasifikace jaderných reaktorů

Ize klasifikovat podle řady hledisek

- podle způsobu využití
 - školní účely, výzkum, výroba radioisotopů, pohon lodí, výroba energie pro účely energetické a teplárenské, pro chemickou výrobu,...
 - často víceúčelové
- podle schopnosti reprodukovat palivo
 - konvertor – produkuje nový štěpitelný materiál
 - breeder – pokud vyrobí více štěpného materiálu než sám spotřebuje
 - burner – nepodílí se na produkci paliva
- podle energie n vyvolávajících štěpení
 - rychlý reaktor – $E_n > 100$ keV
 - tepelný reaktor – používá termální energii neutronů
 - epitermální (rezonanční) reaktor – používá n s energiemi 1 – 1000 eV (řídké)

Klasifikace jaderných reaktorů

- podle uspořádání
 - homogenní reaktor – palivo s moderátorem tvoří homogenní roztok nebo směs
 - heterogenní reaktor – palivo od moderátoru prostorově odděleno
- základní fyzikální koncepci aktivní zóny určuje
 - druh použitého paliva a jeho chemická vazba
 - moderátor
 - chladivo
- existuje řada kombinací, ale jen některé jsou fyzikálně možné a jiné technicky, či ekonomicky vhodné
- prozatím se používá výhradně uran-plutoniový palivový cyklus a obstály kombinace moderátor-chladivo:
 - grafit-plyn, grafit-lehká voda, lehká voda-lehká voda, těžká voda-těžká voda
 - + u rychlých reaktorů chlazení sodíkem
- pro perspektivní Th-U cyklus se uvažuje o kombinacích
 - grafit-plyn, grafit-tavené soli, lehká voda-lehká voda



Up to date, curated data provided by *Mathematica's* ElementData function from Wolfram Research, Inc.

nuklid	počet neutronů ν
^{233}U	2.49
^{235}U	2.42
^{239}U	2.90
^{239}Pu	2.93

Hmotové číslo	Název řady	Mateřské jádro	Poločas rozpadu (roky)	Stabilní konečný produkt
4n	thoriová	$_{90}\text{Th}^{232}$	$1,39 \cdot 10^{10}$	$_{82}\text{Pb}^{208}$
4n+1	neptuniová	$_{93}\text{Np}^{237}$	$2,25 \cdot 10^6$	$_{83}\text{Bi}^{209}$
4n+2	uranová	$_{92}\text{U}^{238}$	$4,51 \cdot 10^9$	$_{82}\text{Pb}^{206}$
4n+3	aktiniová	$_{92}\text{U}^{235}$	$7,07 \cdot 10^8$	$_{82}\text{Pb}^{207}$

Palivo reaktoru

- kovový U je z hlediska svých vlastností velmi špatným materiálem pro využití v energetickém reaktoru
 - hlavní nevýhodou je to, že při teplotě 665 °C u něho dochází k změně krystalografie spojené se závažnou změnou objemu za vzniku trhlin a dutin
 - proto se kovový uran nahradil jeho slitinami s kovy málo pohlcujícími neutrony, ale především jeho oxidy (UO_2)
 - ve slitinách s uranem se nejlépe hodí Zr, neboť se zvětšením pevnosti posouvá teplotu přeměny na technicky využitelnou výši
 - **obohacení uranu** může být
 - **nízké** (do 5%)
 - **střední** (do 20%)
 - **vysoké** (do 93%).
- kovové Pu je ještě nevýhodnější než U, zejména pro svůj relativně nízký bod taní (637°C)

Uspořádání reaktoru

- někdy se lze setkat nejen s rozdělením na homog. a heterog. reaktor, ale i podle konstrukce primárního okruhu
 - **větvový** - chladivo z reaktorové nádoby proudí několika větvemi do výměníku
 - **integrální**, kdy aktivní zóna spolu s tepelným výměníkem jsou umístěny v téže reaktorové nádobě
- podle uspořádání paliva (u heterogenních reaktorů)
 - **reaktor s tlakovou nádobou** - aktivní zóna a celý systém řízení reaktoru jsou umístěny v tlakové nádobě, která snáší potřebný tlak
 - **reaktor kanálového typu** - každý palivový článek je umístěn ve vlastní tlakové trubce
- podle změny skupenství chladiva (je-li chladivem H_2O , či D_2O)
 - **varný reaktor** - v reaktoru dochází k varu a výrobě páry
 - **tlakovodní reaktor** - reaktor pracuje s vodou v kapalném skupenství

Chlazení reaktoru

- většina reaktorů pracuje s takovým výkonem, že je nutno reaktor aktivně chladit
- požadavky na chladivo reaktoru
 - musí mít příslušné tepelné vlastnosti
 - nesmí korodovat konstrukční materiál reaktoru
 - musí být stabilní vůči ozařování
 - především však, aby chladivo mělo malý účinný průřez pro záchyt neutronů
- chladiva, která těmto účelům vyhovují
 - plyn (CO_2 , He) - účinný teprve při vyšším tlaku (větším než 1 MPa)
 - voda
 - těžká voda
 - tekuté kovy
 - tekuté kovy, např. Na, Pb, Bi a K - používají se v energetických reaktorech, kde je požadována vysoká pracovní teplota

Reflektor

Jaká látka by měla tvořit reflektor?

- jednou z vlastností reflektoru by měla být co největší schopnost odrážet neutrony zpět do rozmnožujícího prostředí - aby se neutron mohl vrátit zpět, musí se co nejdříve srazit s jádrem reflektoru.
- dále potřebujeme, aby v prostředí reflektoru nebyl neutron pohlcován, tedy aby se neutron mohl vrátit z co největší hloubky reflektoru
- **Z toho plyne, že látky, které jsou dobrými moderátory, budou i dobrými reflektory**

Materiály jaderných reaktorů

Požadavky na materiály v konstrukci a provozu jaderných reaktorů –

Odolnost při provozu za vysokých teplot

Zachování pevnosti a tvaru

Chemická stálost a malá chemická reaktivita

Odolnost vůči korozi

Dobrá tepelná vodivost

S hlediska interakce s neutrony -

Málo absorbující materiály – málo vhodné klasické nerez oceli díky přítomnosti příměsí absorbující neutrony, nutnost používat super čistý uhlík opět kvůli přítomnosti bóru v klasických uhlíkových materiálech

Radiační stabilita materiálů – díky interakci jaderného záření s materiály vznikají krystalografické chyby, které mohou značně ovlivnit materiály –
Radiační růst, creep, objemový růst, akumulace skryté energie –
Wiegnerův efekt – hromadění defektů v uhlíku - přežíhání

Materiály jaderných reaktorů

Příklady typů materiálů používaných v jaderném reaktoru -
Hliníkové (jen pro nižší teploty pod **200-300 °C** ve vodě) a **hořčíkové**
materiály (plynem chlazené reaktory)

Zirkonium a jeho slitiny – pokrytí palivové tablety a článků – nízký
účinný průřez, pevnost, dobrá odolnost vůči korozi. Použití do **500 °C**.
Alternativa keramiky na bázi SiC – TRISO tristructural isotropic

Austenitické (Austenit je tuhý roztok uhlíku v železe. Je to
nemagnetická fáze slitiny uhlík–železo), oceli a slitiny na bázi **niklu** –
HASTELLOY®N – Ni 71, Cr 7, Mo 16, Fe 5 – velmi dobrá odolnost až
do **700 °C**

Materiály jaderných reaktorů

Chladivo

Hlavní funkce: chladit aktivní zónu

Hlavní požadavky:

- málo pohlcovat neutrony
- dobře odvádět teplo z aktivní zónu
- možnost ohřátí na vysokou teplotu

Další požadavky:

- nízká a krátkodobá indukovaná radioaktivita
- dostatečná stabilita při provozních teplotách
- nízká náchylnost ke korozi a erozi
- přijatelné náklady na chladivo a jeho údržbu

Používané látky: **CO₂, He, H₂O, D₂O, tekuté kovy (Na, Pb-Bi) – pro rychlé reaktory**

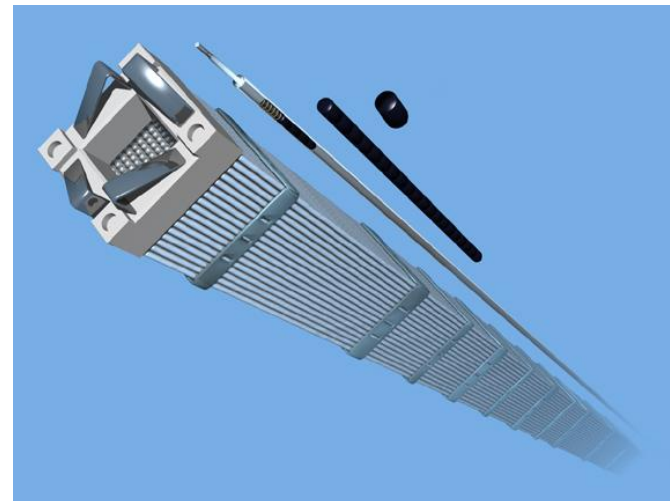
Materiály absorpčních tyčí

Hlavní funkce:

- silná absorpce neutronů

Používané materiály:

- **B – tyče (B₄C, ZrB₂), tekutá forma (kyselina boritá H₃BO₃)**
- **Cd tyče (používaly se především u starších konstrukcí)**
- **Gd (Gadolinium) – vzácná zemina, vyhořívající absorbátor (Gd₂O₃)**



Operable nuclear power plants

Reactor type	Main countries	Number	GWe	Fuel	Coolant	Moderator
Pressurized water reactor (PWR)	USA, France, Japan, Russia, China, South Korea	307	293.4	enriched UO ₂	water	water
Boiling water reactor (BWR)	USA, Japan, Sweden	61	61.9	enriched UO ₂	water	water
Pressurized heavy water reactor (PHWR)	Canada, India	47	24.3	natural UO ₂	heavy water	heavy water
Light water graphite reactor (LWGR)	Russia	11	7.4	enriched UO ₂	water	graphite
Advanced gas-cooled reactor (AGR)	UK	8	4.7	natural U (metal), enriched UO ₂	CO ₂	graphite
Fast neutron reactor (FBR)	Russia	2	1.4	PuO ₂ and UO ₂	liquid sodium	none
High temperature gas-cooled reactor (HTGR)	China	1	0.2	enriched UO ₂	helium	graphite
TOTAL		437	393.3			

<https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/nuclear-power-reactors.aspx>

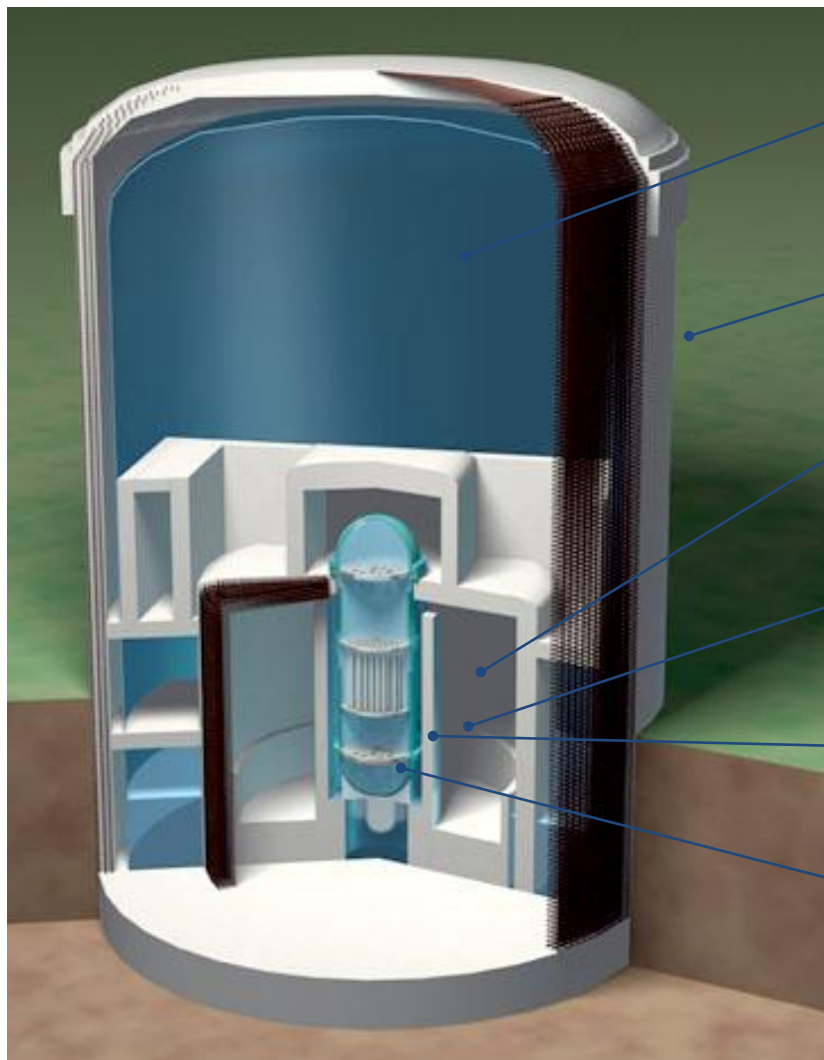
<https://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/plans-for-new-reactors-worldwide.aspx>

<https://www.iaea.org/publications/12237/nuclear-power-reactors-in-the-world>

PWR - historie

- je to dnes základní typ elektráren, především PWR
- nutnost použít obohacený U, či Pu jako palivo
- existují 2 základní typy:
 - tlakovodní reaktor (PWR) (1957 – Shippingport, USA)
 - PWR - Pressurized light-Water moderated and cooled Reactor
 - VVER - Vodo-Vodjanoj Energetičeskij Reaktor (ruský typ)
 - varný reaktor (BWR) – pára vzniká přímo v aktivní zóně (1960 – Dresden, USA)
Ize páru užít pro pohon turbíny
 - BWR - Boiling Water Reactor
- výborné autoregulační vlastnosti (vysoký záporný T koef. reaktivity)
- jsou prostorově kompaktní
- krátkodobě technickým limitem není ocelová tlaková nádoba, ale teplota povlaků palivových článků z hlediska dlouhodobých mechanických vlastností a koroze
 - užívají se materiály na bázi Zr (T musí být menší než 380°C)á

Bezpečnost je součástí projektu ochrana do hloubky, bariéry



Ochranná obálka (kontejnment) Ocel 8 cm

Ochranná obálka
Předepnutý beton 1,1- 1,2 m

Stavební konstrukce okolo reaktoru

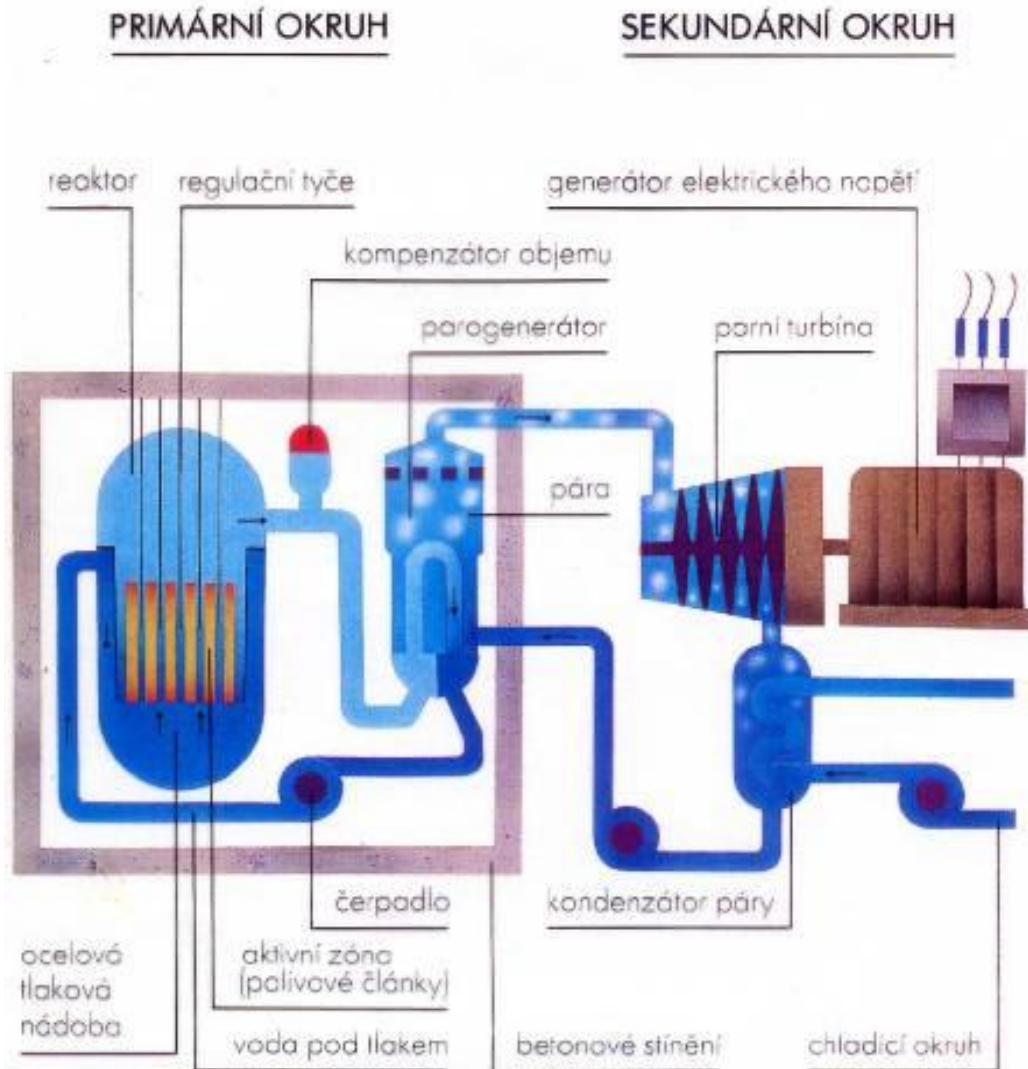
Biologické stínění
ocel

Reaktorová nádoba
Ocel 20 cm

Palivové články
Temelín: Půdorys 66x66 m, Výška 38 m,
průměr 45 m, deska 2,4 m, Max. přetlak
0,5 MPa, 150 °C, Počet před. lan 96+36

<https://www.cez.cz/cs/vyroba-elektriny/jaderna-energetika/jaderne-elektrarny-cez/ete/technologie-a-zabezpeceni/2.html>

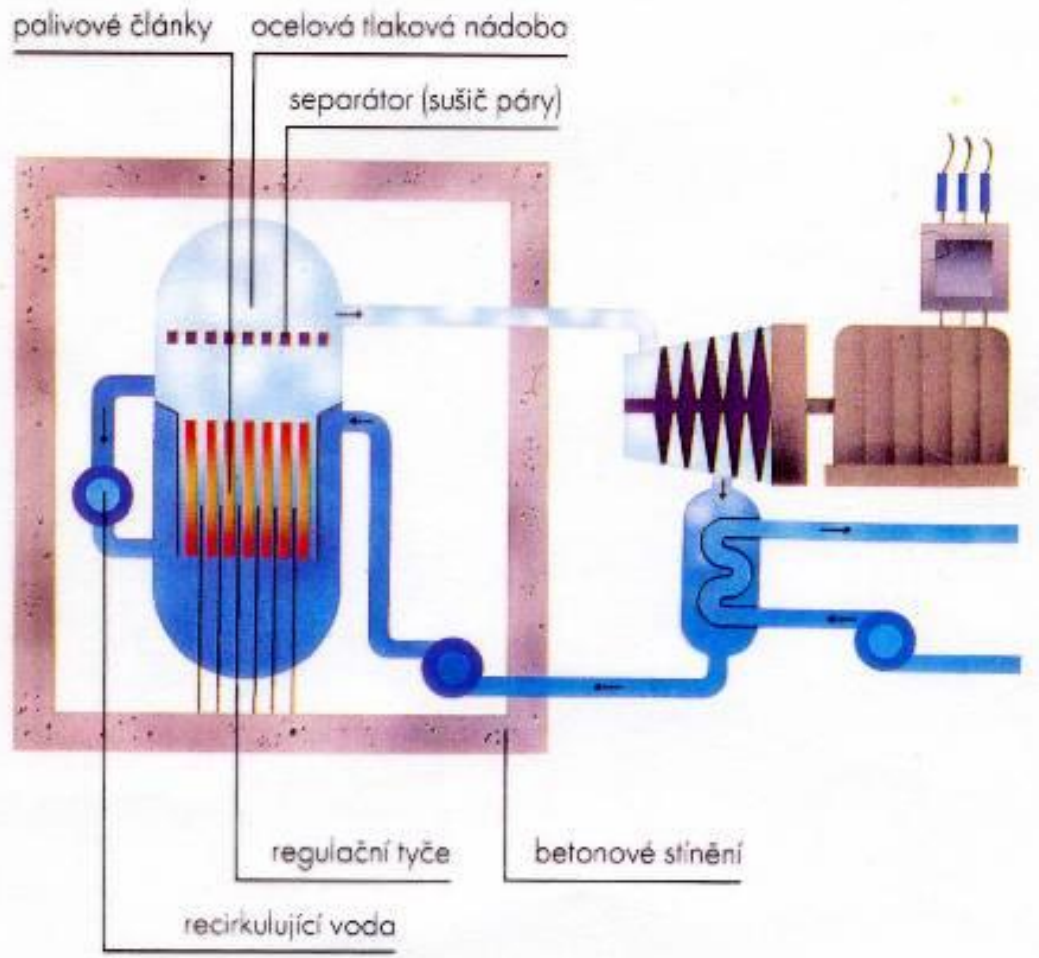
Schéma PWR



Typické parametry reaktoru VVER-1000:

- obohacení U izotopem ^{235}U : 3.1% až 4.4%
- Tlaková nádoba v: 10,9 m, vnitřní a vnější průměr 4,1 a 4,5 m. Hmotnost 800 t
- rozměry aktivní zóny: 3 m průměr a 3,5 m výška, 163 kazet (312 proutků), 61 řídicích a regulačních svazků
- tlak vody: 15,7 MPa, teplota vody na výstupu reaktoru: 320°C , vstup 289 °C , 4 chladicí smyčky – 995/850 mm - 84 600 m³/h
- množství paliva v reaktoru: 92 tun UO_2 , max. vyhoření 60 MWd/kg
- <https://www.cez.cz/cs/o-cez/vyrobní-zdroje/jaderna-energetika/jaderna-energetika-v-ceske-republice/ete/technologie-a-zabezpeceni-1>

Schéma BWR

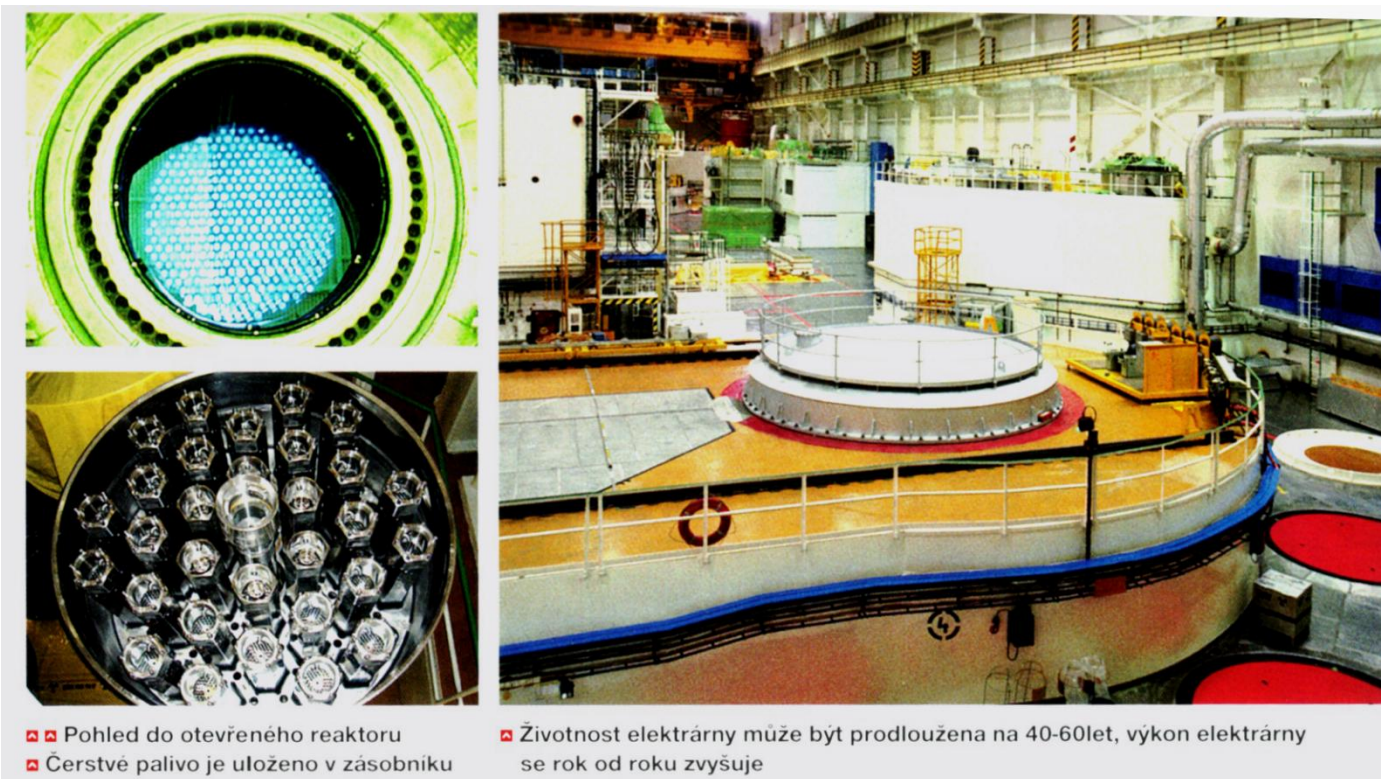


Typické parametry BWR

(s výkonem 1000 MW):

- obohacení U izotopem ^{235}U : 2,1% až 2,6%
- rozměry aktivní zóny: 4,5 m průměr a 3,7 m výška
- tlak vody v reaktoru: 7 Mpa
- teplota páry na výstupu z reaktoru: 286°C
- množství paliva v reaktoru: 122,3 tuny UO_2

Blok Dukovany – VVER440 – dnes 510 MW



■ Pohled do otevřeného reaktoru
 ■ Čerstvé palivo je uloženo v zásobníku

■ Životnost elektrárny může být prodloužena na 40-60let, výkon elektrárny se rok od roku zvyšuje

Aktivní zóna výška 3,9 x průměr 3 m, vsázka 42 t.

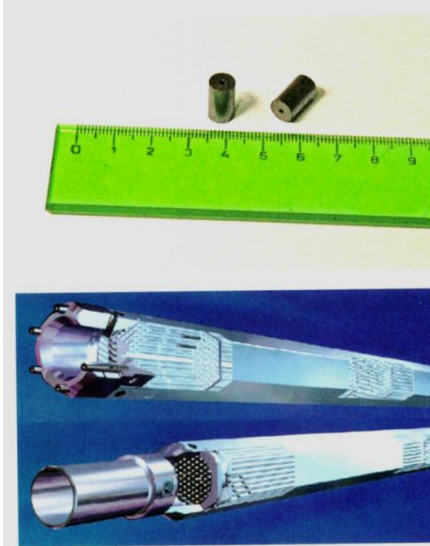
312 kazet s 126 proutky na kazetu

Teplota vody vstup/výstup z reaktoru 267/297 °C

<https://www.cez.cz/cs/o-cez/vyrobní-zdroje/jaderna-energetika/jaderna-energetika-v-ceske-republice/edu/technologie-a-zabezpeni>

[Odkrytý reaktor a odstávka v Temelíně: Reportáž zevnitř elektrárny](https://www.youtube.com/watch?v=uESba7LICHE) - <https://www.youtube.com/watch?v=uESba7LICHE>

Nakládka reaktoru Dukovany



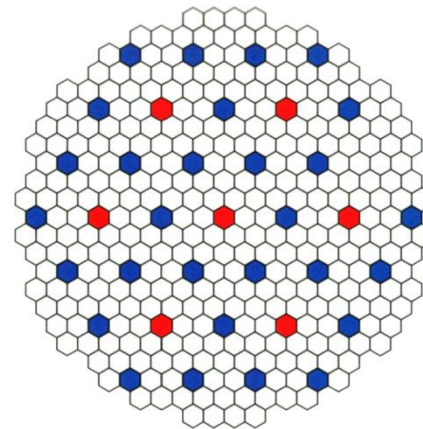
▣ Pelety lisované z oxidu uraničitého váží asi 5 g
▣ Palivové kazety od ruského výrobce TVEL



▣ K zavezení paliva do reaktoru slouží speciální stroj



▣ Sklad čerstvého paliva



▣ Pracovní kazeta ▣ Bezpečnostní kazeta ▣ Regulační kazeta
▣ Rozmístění regulačních kazet



▣ Transportní zásobník paliva ve skladu čerstvého paliva

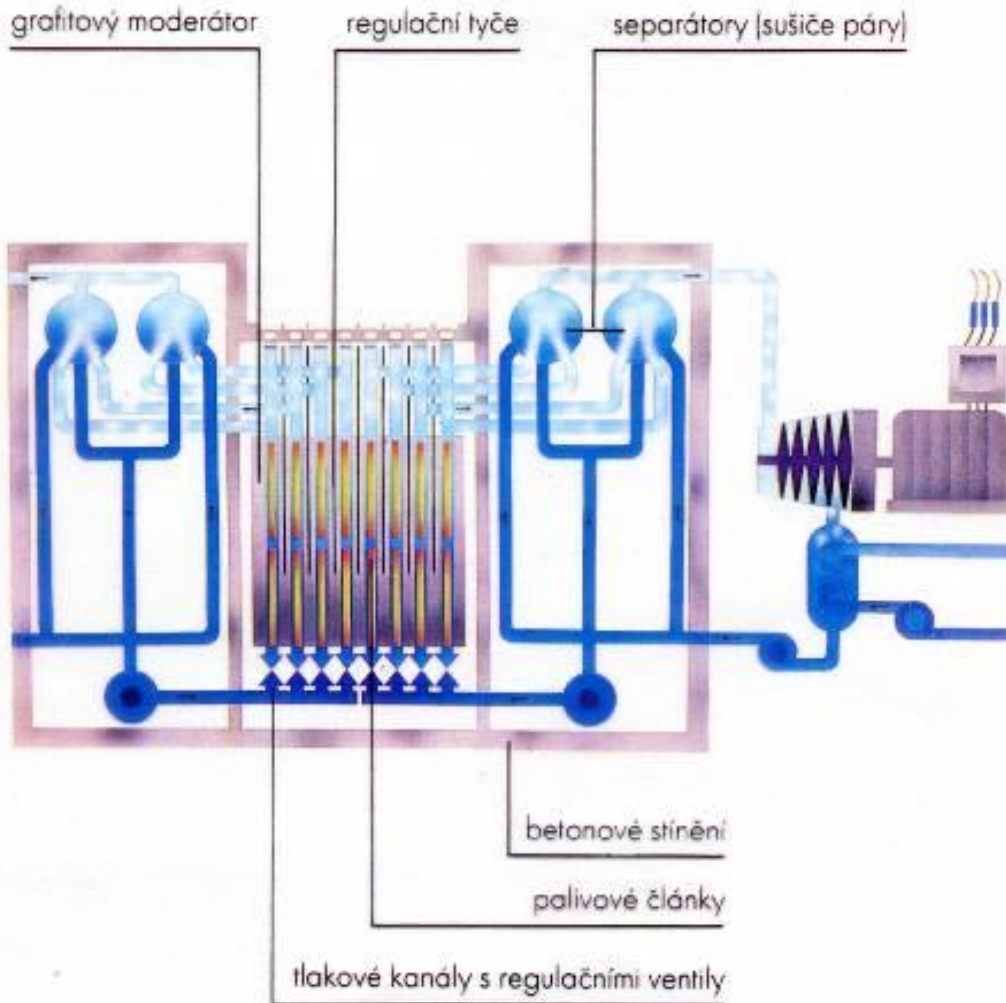
LWGR

- **Reaktor typu RBMK (LWGR)**

(Reaktor Bolšoj Moščnosti Kanalnyj)

- používá se výhradně na území bývalého SSSR
- tohoto typu reaktor 1. jaderné elektrárny v Obninsku i reaktor v Černobylu
- další reaktory tohoto typu se již nestaví
- palivem je přírodní nebo slabě obohacený U ve formě UO_2 (díky grafitu)
- palivové tyče jsou vloženy v kanálech, kudy proudí chladivo - lehká voda
- v tlakových kanálech (1600) přímo vzniká pára, která po oddělení vlhkosti pohání turbínu
- moderátorem je grafit (hořlavý), který obklopuje kanály
- elektrárna je tedy jednookruhová
- v Černobylu nebyla ochranná obálka a ani systém řízení reaktoru neodpovídal bezpečnostním požadavkům IAEA
- tzv. inherentní nestabilita těchto reaktorů spočívá v tom, že dojde-li k růstu T a v kanálech roste počet bublinek páry, pak reaktivita a tím i výkon mají tendenci stoupat, na rozdíl od vodo-vodních reaktorů, u kterých by byla reakce tlumena

Schéma LWGR



Typické parametry reaktoru RBMK (s výkonem 1000 MW):

- obohacení uranu izotopem ^{235}U : 1,8%
- rozměry aktivní zóny: 11,8 m průměr a 7 m výška
- počet kanálů: 1693
- tlak nasycené páry: 6,9 MPa
- teplota parovodní směsi na výstupu reaktoru: 284°C
- množství paliva v reaktoru: 192 tun UO_2

Reaktory moderované těžkou vodou

- atraktivnost těžkovodních reaktorů založena na 2 fyzikálních vlastnostech:
 - nízká absorpce neutronů dovoluje vysoké vyhoření paliva
 - krátká migrační délka neutronů, velká moderační schopnost vede ke kompaktnímu uspořádání aktivní zóny

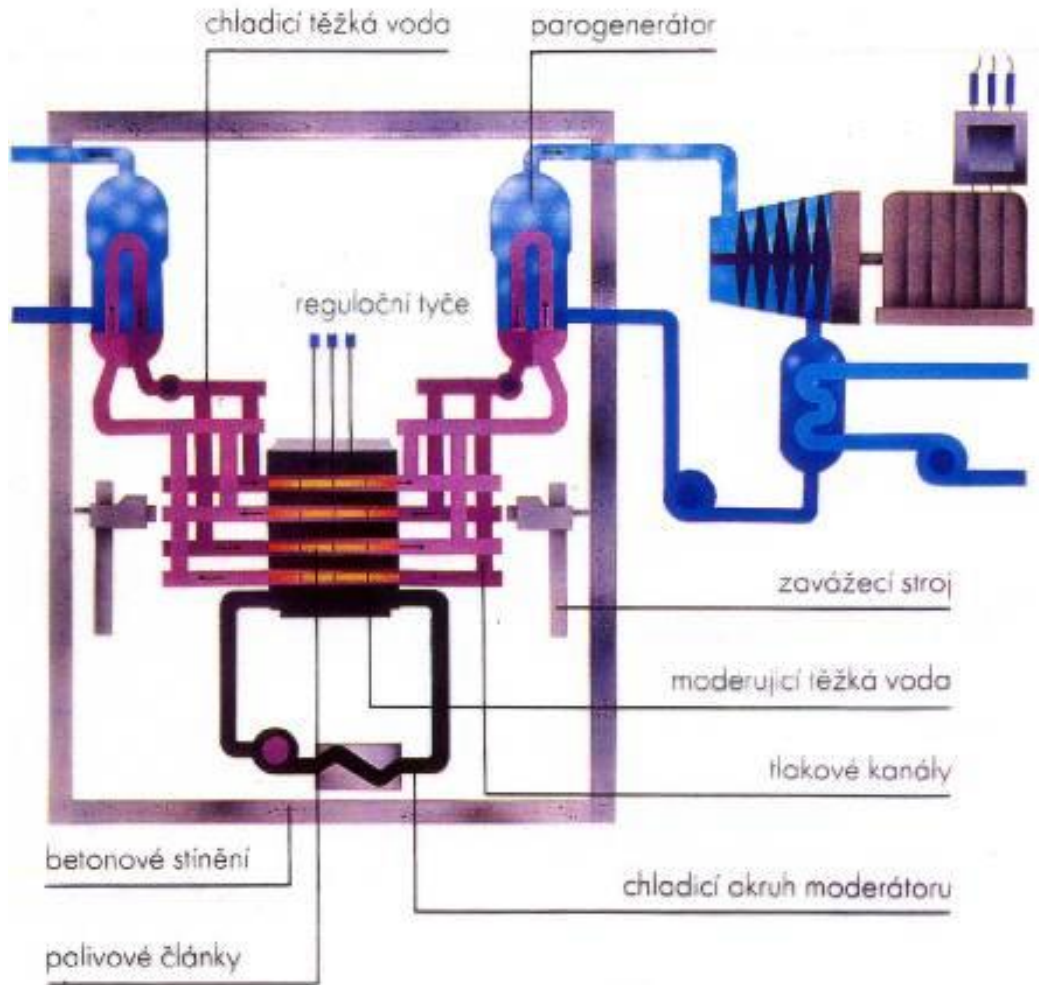
Existuje několik typů těchto reaktorů

- **tlakový, těžkou vodou chlazený a moderovaný reaktor PHWR**
(Pressurized Heavy Water Moderated and Cooled Reactor)
 - palivem je přírodní uran
 - jedním z těchto reaktorů je reaktor **CANDU**
- **těžkou vodou moderovaný a plynem chlazený reaktor HWGCR**
(Heavy Water Moderated Gas Cooled Reactor)
 - palivem je přírodní uran
- **těžkou vodou moderovaný, lehkou vodou chlazený varný reaktor HWLWR**
(Heavy Water Moderated Boiling Light Water Cooled Reactor)
 - palivem je přírodní nebo nízko obohacený U (do 4%)
- **varný reaktor moderovaný a chlazený těžkou vodou BHWR**
 - (Boiling Heavy Water Cooled and Moderated Reactor)
 - palivem je přírodní uran

CANDU reaktor

- **CANDU reaktor**
 - tlakový, těžkou vodou chlazený a moderovaný reaktor (PHWR)
 - byl vyvinut v Kanadě a exportován do Indie, Pákistánu, Argentiny, Koreje a Rumunska
 - palivem je přírodní uran ve formě UO_2
 - aktivní zóna je v nádobě tvaru ležícího válce, která má v sobě vodorovné průduchy pro tlakové trubky
 - těžkovodní moderátor v nádobě musí být chlazen, neboť moderační schopnost se snižuje se zvyšující se teplotou
 - těžká voda z prvního chladicího okruhu předává své teplo obyčejné vodě v parogenerátoru, odkud se vede pára na turbínu.

Schéma CANDU reaktoru



Typické parametry reaktoru

CANDU (s výkonem 600 MW):

- rozměry aktivní zóny:
7 m průměr a 5,9 m výška
- tlak těžké vody v reaktoru:
9,3 MPa
- teplota těžké vody na výstupu reaktoru: 305°C
- množství paliva v reaktoru:
117 tun UO_2

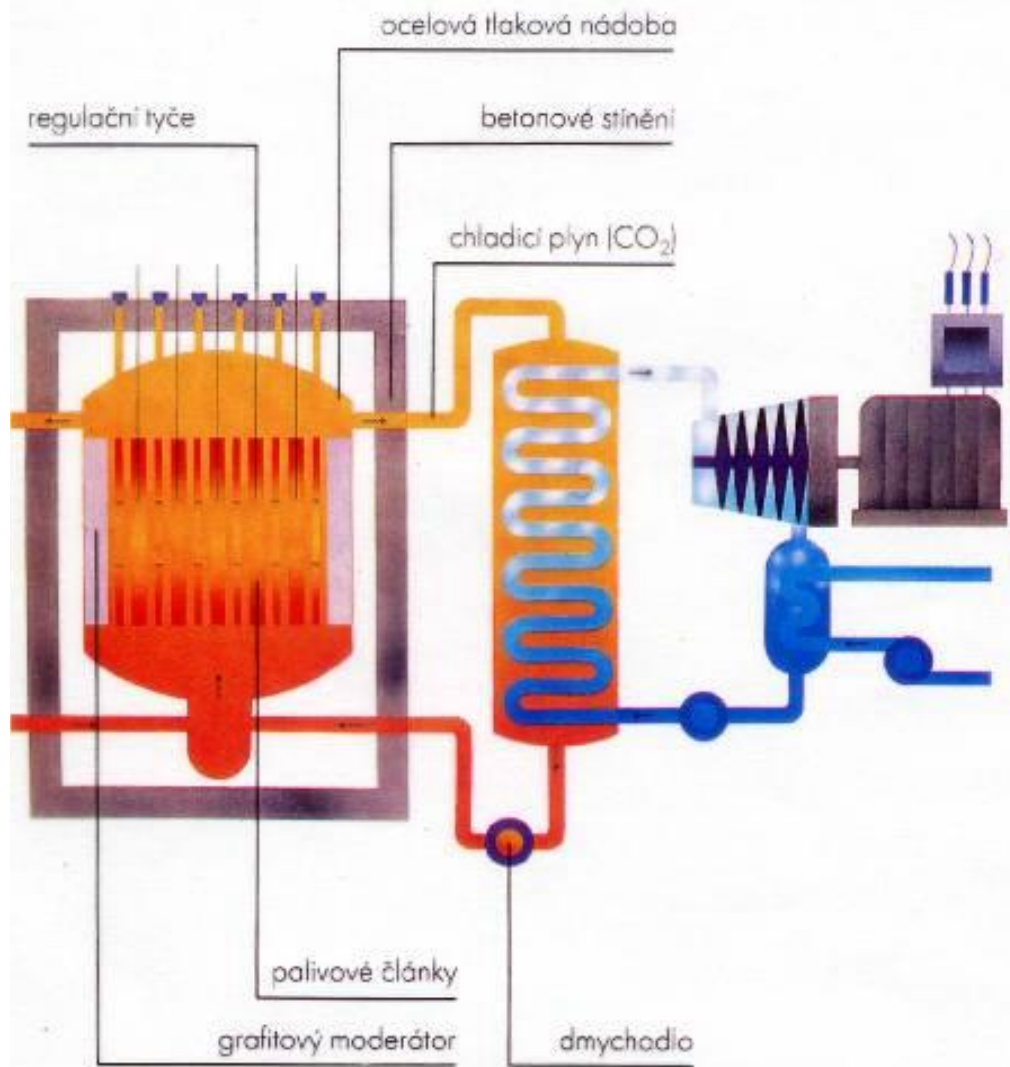
Označování reaktorů

Označení typu	Plný význam anglicky český pojem
PWR	Pressurized Light Water Moderated and Cooled Reactor tlakovodní lehkou vodou chlazený a moderovaný reaktor
BWR	Boiling Light Water Cooled and Moderated Reactor, varný, lehkou vodou chlazený a moderovaný reaktor
PHWR	Pressurized Heavy Water Moderated and Cooled Reactor tlakovodní těžkou vodou chlazený a moderovaný reaktor
GCR	Gas Cooled, Graphite Moderated Reactor plynem chlazený, grafitem moderovaný reaktor
LWGR	Light Water Cooled, Graphite Moderated Reactor lehkou vodou chlazený, grafitem moderovaný reaktor
AGR	Advanced Gas Cooled, Graphite Moderated Reactor pokročilý plynem chlazený, grafitem moderovaný reaktor
FBR	Fast Breeder Reactor rychlý množivý reaktor

Plynem chlazené grafitové reaktory s přírodním U

- nejstarší jaderný reaktor (Fermiho reaktor CP-1, SCRAM - Safety Control Rod Axe Man)
- v počátcích se významně podílely na výrobě Pu pro vojenské účely
- **reaktor Magnox GCR**
 - Gas Cooled, Graphite Moderated Reactor
 - dnes se používá ve Velké Británii a v Japonsku
 - palivem je přírodní kovový uran ve formě tyčí pokrytých oxidem magnezia
 - anglicky magnesium oxid = Magnox
 - aktivní zóna se skládá z grafitových bloků (moderátor), kterými prochází několik tisíc kanálů, do každého se umísťuje několik palivových tyčí
 - aktivní zóna je uzavřena v kulové ocelové nádobě s betonovým stíněním
 - palivo se vyměňuje za provozu
 - chladičem je CO_2 , který se po ohřátí vede do parogenerátoru, kde předá teplo vodě sekundárního okruhu

Schéma reaktoru Magnox



Typické parametry reaktoru

Magnox (s výkonem 600 MW):

- palivo: přírodní uran (s obsahem 0,7% ^{235}U)
- rozměry aktivní zóny: 14 m průměr a 8 m výška
- tlak CO_2 : 2,75 MPa
- teplota CO_2 na výstupu reaktoru: 400°C
- aktivní zóna obsahuje 595 t U

Plynem chlazené grafitové reaktory na obohacený U

- snaha o efektivnější konstrukci – dosažení větší výkonové hustoty a tedy zmenšení aktivní zóny
- **AGR**
 - Advanced Gas Cooled, Graphite Moderated Reactor
 - používá se výhradně ve Velké Británii, kde pracuje 14 takových reaktorů
 - palivem je U obohacený izotopem ^{235}U ve formě UO_2
 - moderátor: grafit
 - chladivo: CO_2

Typické parametry reaktoru AGR (s výkonem 600 MW):

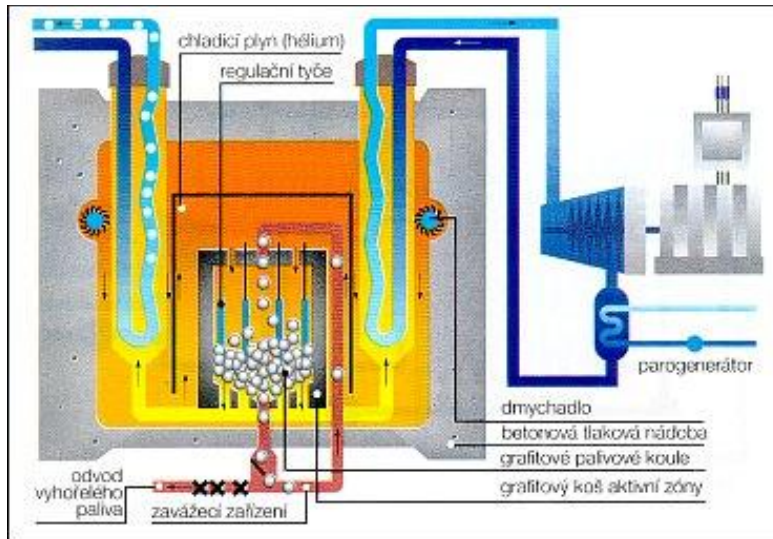
- obohacení uranu izotopem ^{235}U : 2,3%
- rozměry aktivní zóny: 9,1 m průměr a 8,5 m výška
- tlak CO_2 : 5,5 MPa
- teplota CO_2 na výstupu reaktoru: 450°C
- dvouokruhová elektrárna

Vysokoteplotní plynem chlazené grafitové reaktory

HTGR - High Temperature Gas Cooled Reactor

- perspektivní typ reaktorů
- charakteristické rysy:
 - chladivo (CO_2) nahrazeno teplotně stabilním a chemicky inertním He \Rightarrow možnost intenzifikace sdílení tepla a přechod na vyšší T (1000 °C)
 - výborné bezpečnostní parametry (lepší než lehkovodní reaktory)
 - vysoká T a tlak vystupujícího chladiva umožňují pracovat s plynou turbínou a dosáhnout velké účinnosti výroby - až 40%
 - jsou menší problémy s odpadním teplem
 - počítá se i s použitím Th palivového cyklu
 - do r. 2000 vyvinuty pouze experimentálně v Německu, USA a Velké Británii
 - palivem je vysoce obohacený U ve formě malých kuliček UO_2 ($d \sim 0,5$ mm)
 - kuličky pvlékané třemi vrstvami SiC a C jsou rozptýlené v koulích grafitu, velkých asi jako kulečnicková koule; ty se volně sypou do aktivní zóny, na dně jsou postupně odebírány
 - v koncepci USA se používají místo koulí šestiúhelníkové bloky, které se skládají na sebe
 - technologie klade vysoké nároky na žáruvzdorné a žárupevné materiály

Schéma HTGR reaktoru (německý typ)



Parametry (výkon 300 MW):

- obohacení U izotopem ^{235}U : 93%
- rozměry aktivní zóny:
5,6 m průměr a 6 m výška
- tlak helia: 4 MPa
- teplota helia na vstupu z reaktoru:
260 a výstup 750 °C
- množství paliva v reaktoru:
0,33 tuny UO_2 a 6,6 tuny ThO_2

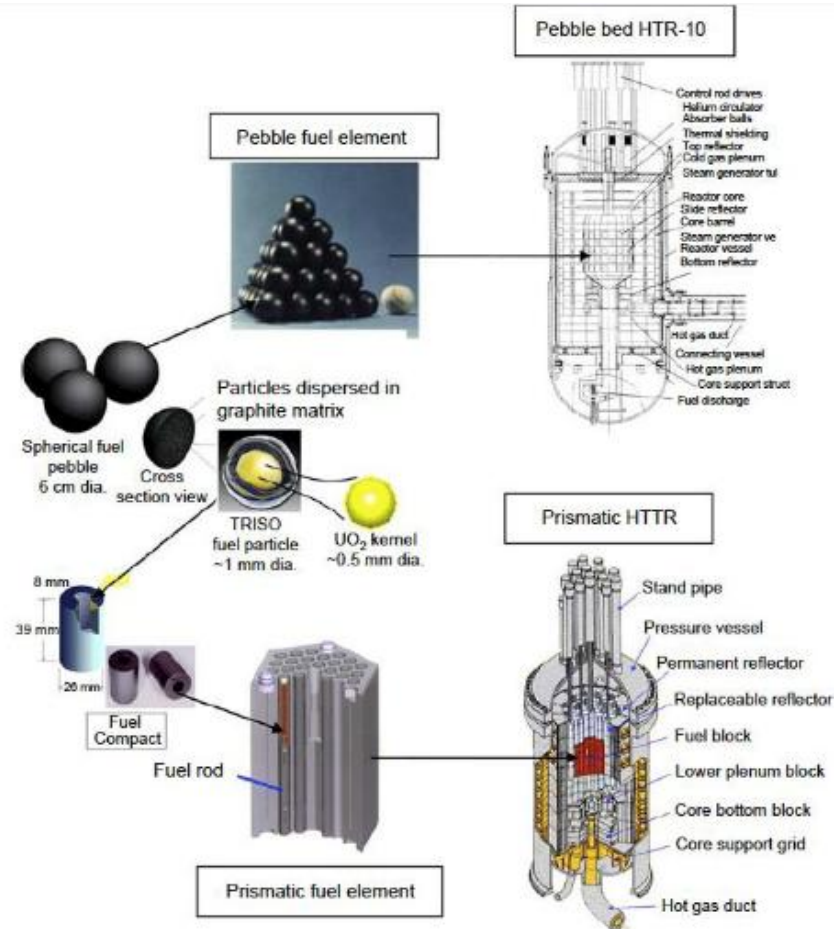


Figure 1. Two types of HTGR designs [14].

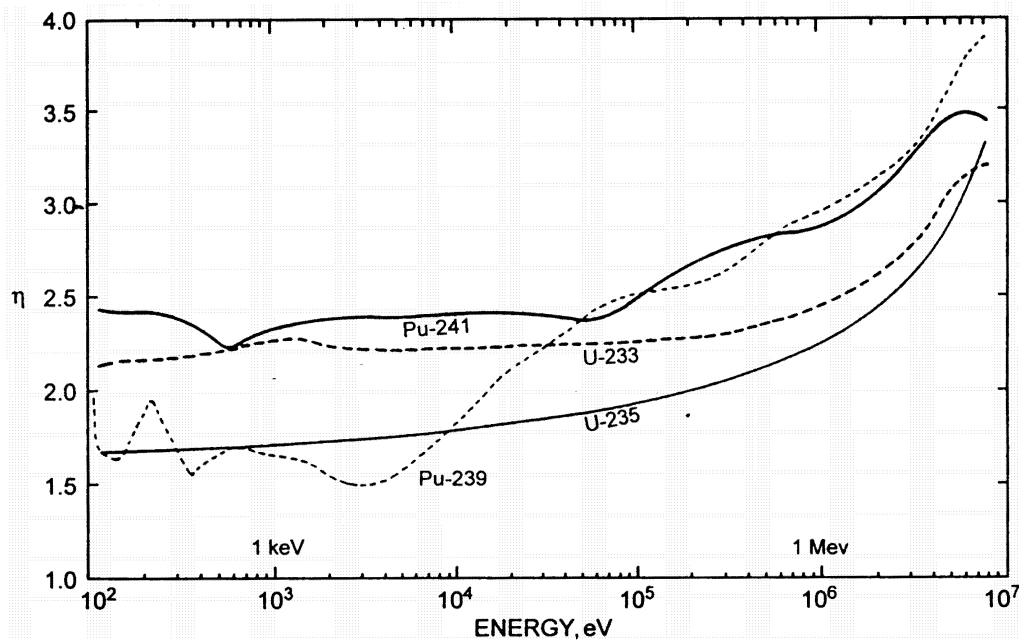
<https://iopscience.iop.org/article/10.1088/1742-6596/962/1/012036>, J. H. Purba,, Master Logic Diagram: An Approach to Identify Initiating Events of HTGRs

Rychlý množivý reaktor FBR

- **Rychlý množivý reaktor FBR** (Fast Breeder Reactor)
- nepoužívá moderátor – pracuje s rychlými neutrony \sim MeV
- 1. demonstrační elektrárna v USA (1963 – E. Fermi)
- prototypy postaveny v Rusku (BN-600), ve Francii (Superphénix) a Velké Británii
- v USA, Německu a Japonsku byly demonstrační elektrárny tohoto typu
- palivem je Pu ve směsi PuO_2 a UO_2 - obohacené na 20 až 50% ^{239}Pu (nebo ^{235}U)
- vysoké obohacení vede k intenzivnějšímu uvolňování tepla než u tepelných reaktorů z toho plyne, že plyn ani voda takové množství tepla nemohou odvádět, voda navíc zpomaluje n. Proto je chladivem sodík, Na, který je při teplotách nad 100°C tekutý.
- sodík má mnohem lepší tepelnou vodivost i mnohem vyšší teplotu varu (téměř 900°C při atmosférickém tlaku) než voda
- zásadním problémem sodíku je však jeho velká chemická reaktivita s kyslíkem musí se proto zajistit co nejbezpečnější oddělení Na okruhu od vody i vzduchu
- Na ze sekundární okruhu jde do parogenerátoru, kde v dalším okruhu ohřívá vodu na páru

FBR - množivý reaktor

- zvláštností rychlých reaktorů s Pu palivem je jejich **množivý charakter**
 - při štěpení ^{239}Pu vzniká více neutronů než v případě ^{235}U
 - rozštěpením U vzniká přibližně $\sim 2,5$ nových n, při štěpení Pu rychlými n je to ~ 3
 - průměrně 2 n se spotřebují na další štěpení a zbytek transmutuje U na Pu a tedy při provozu těchto reaktorů vzniká více Pu, než se spotřebuje ke štěpení
 - pro zvýšení výtěžku Pu je aktivní zóna obklopena tzv. **plodivou (breeding) zónou**, která sestává z ochuzeného uranu



FBR - množivý reaktor

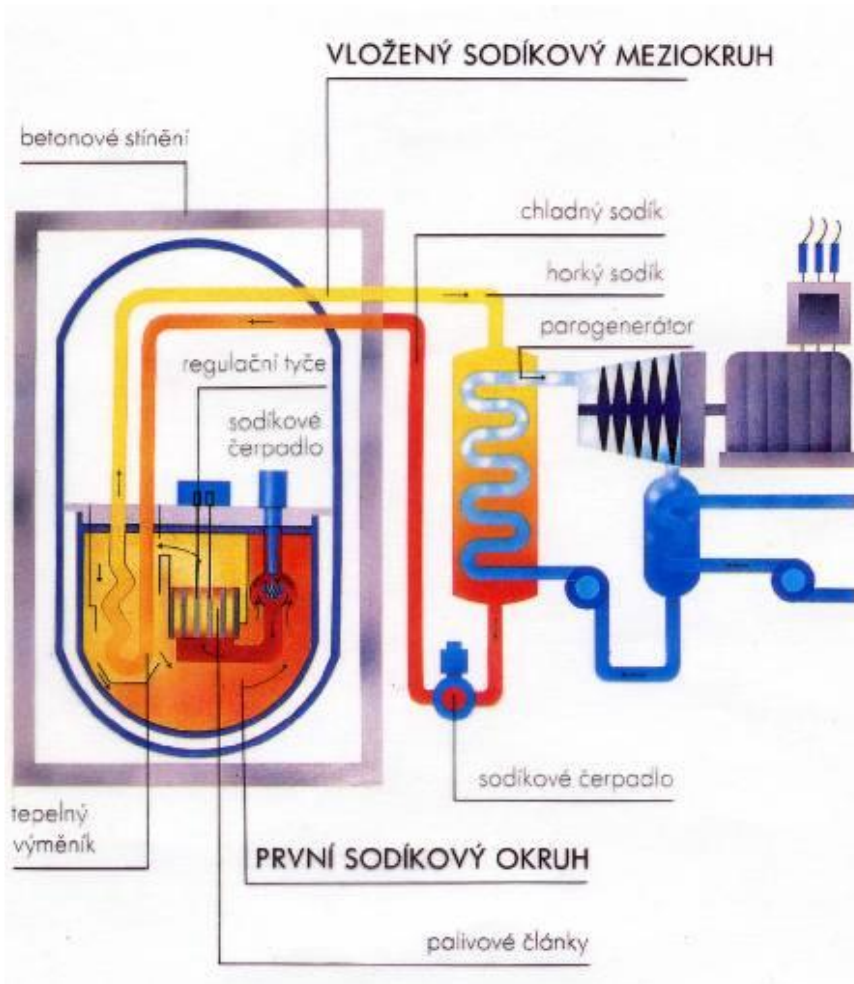
Nevýhody oproti PWR:

- zatím drahá výroba
- nebezpečí zneužití Pu pro vojenské účely, ^{239}Pu x ^{240}Pu
- velká hustota štěpitelných prvků
- z daného objemu se uvolňuje velké množství tepla
- únik sodíku představuje nebezpečí požáru
- rychlé a podstatně zkracují odezvu reaktoru na vnější vlivy (i na ovládání)

Výhody:

- Na má vyšší teplotu varu, než při jaké ochlazuje reaktor což znamená, že v primárním okruhu nemusí být vysoký tlak
- vynikající tepelná vodivost Na zajišťuje dostatečné havarijní chlazení reaktoru

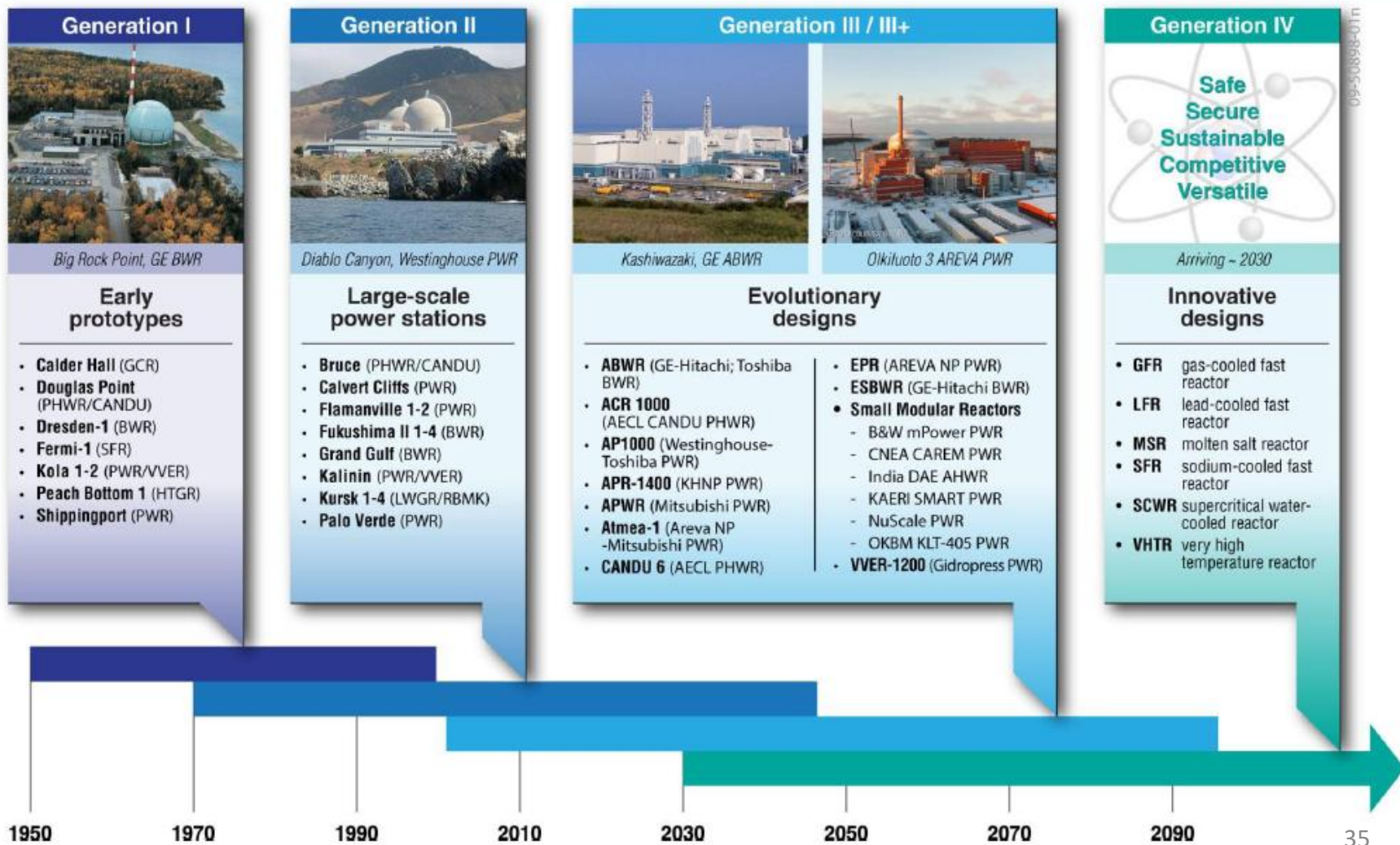
Schéma FBR



Typické parametry reaktoru FBR (s výkonem 1300 MW):

- palivo:
obohacené 20% ^{239}Pu (nebo ^{235}U)
- rozměry aktivní zóny včetně
plodivé oblasti:
3,1 m průměr a 2,1 m výška
- tlak sodíku v reaktoru: 0,25 MPa
- teplota sodíku na výstupu z
reaktoru: 620°C
- tepelná účinnost elektrárny:
42%
- množství paliva v reaktoru:
31,5 tun směsi PuO_2/UO_2

Gen IV Forum Současný stav a budoucí stav



Gen IV – Cíle 1

- Stabilní zdroj energie s vysokým stupněm stability a dostupnosti
- Snížení dlouhodobého zatížení a důsledků v rámci celého výrobního cyklu tj. paliva i stavby
- Výroba energie za akceptovatelnou cenu, to zahrnuje i náklady na stavbu elektrárny
- Bezpečnost reaktoru – deterministicky určené chování reaktoru s vyloučením poškození aktivní zóny, plné zabezpečení reaktoru na místě bez vnějšího zásahu a pasivními prvky
- Vysoká odolnost proti zneužití pro výrobu zbraní
- Systémy lze charakterizovat pomalou reakcí na teplotní změny, odolnost vůči varu chladicí kapaliny, provoz za atmosférického tlaku

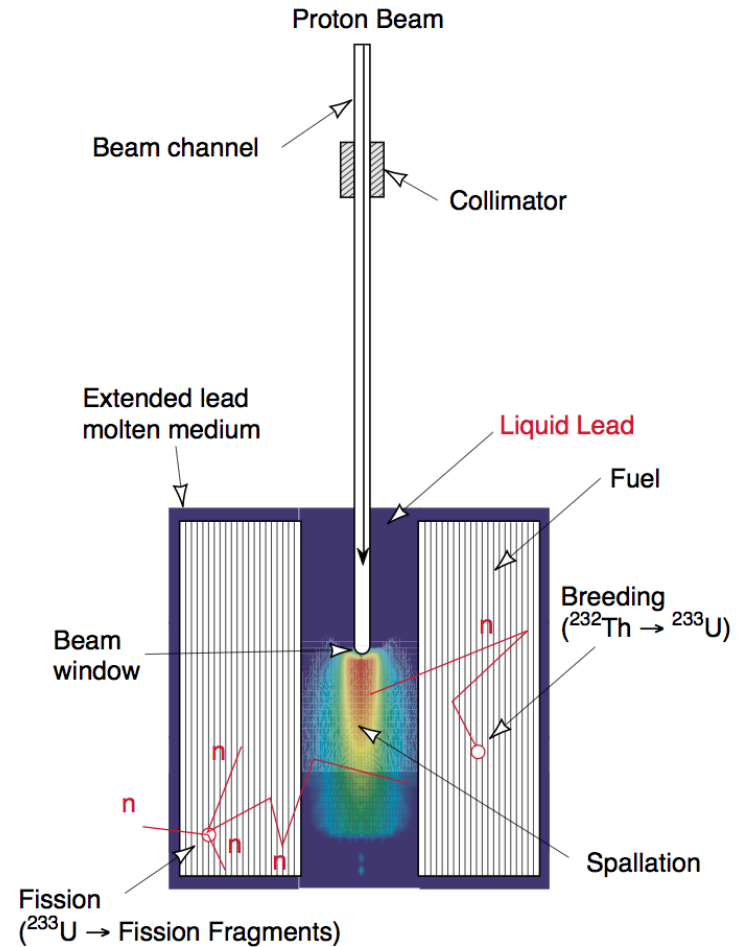
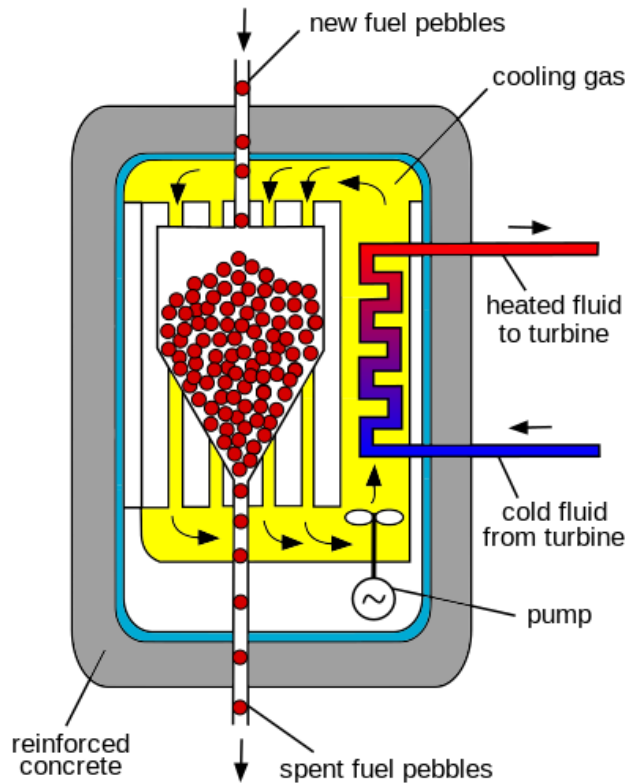
Gen IV

Možnosti dosažení těchto cílů

- Užití **modulárního konceptu** reaktorů
- Nové koncepty použití paliv včetně ^{238}U , ^{239}Pu a ^{232}Th **ve formě kapaliny nebo pseudo kapaliny** – pebbles, soli
- Využití rychlých neutronů – **breeders**, množící faktor větší jak 1
- TRISO - Tristructural-isotropic (TRISO) – 6 cm koule se středem s palivem (UO_2 , UC apod.) pokryta isotropními vrstvami uhlíku a karbidu uhlíku zajišťující stabilitu při vysokých teplotách 1600-1800 °C
- Nové způsoby řízení reakce – je možno průběžně pohybovat s palivem a tím pádem s reaktivitou a odvést palivo s reaktoru do prostoru, kde není možno dosáhnout nadkritické množství a účinně je chladit
- **Množství neutronů nemusí být určeno jen množstvím izotopu** – umělé zdroje neutronů jako protonové urychlovače – ADS Accelerator Driven System. Tyto systémy slouží jak k řízení reakce tak k hlubokému štěpení, tříštění „spallation“ - hluboké štěpení aktinoidů a dalších izotopů a likvidaci jaderného odpadu ADTT Accelerator Driven Transmutation Technology.

Gen IV

Pebble Bed Reactor scheme



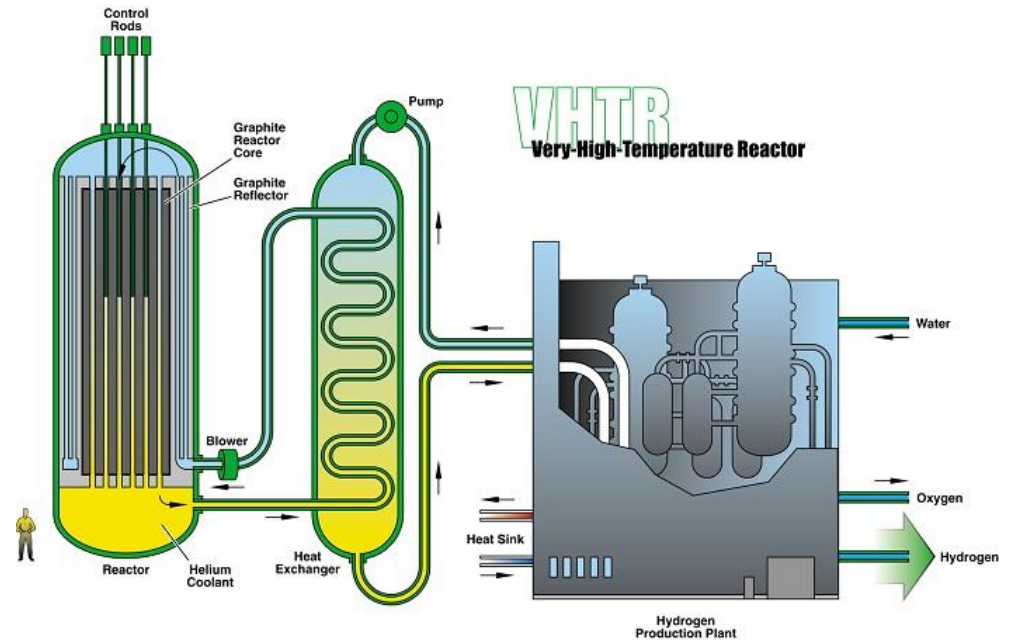
Zdroj neutronů – dopad urychlený protonů na terč z těžkého kovu (rtuť, wolfram, olovo), kde odštěpí neutrony

Gen IV - Typy reaktorů

System	Neutron spectrum	Coolant	Outlet Temperature °C	Fuel cycle	Size (MW _e)
VHTR (Very-high-temperature reactor)	Thermal	Helium	900-1000	Open	250-300
SFR (Sodium-cooled fast reactor)	Fast	Sodium	500-550	Closed	50-150 300-1500 600-1500
SCWR (Supercritical-water-cooled reactor)	Thermal/fast	Water	510-625	Open/closed	300-700 1000-1500
GFR (Gas-cooled fast reactor)	Fast	Helium	850	Closed	1 200
LFR (Lead-cooled fast reactor)	Fast	Lead	480-570	Closed	20-180 300-1200 600-1000
MSR (Molten salt reactor)	Thermal/fast	Fluoride salts	700-800	Closed	1000

Very-High-Temperature Reactor (VHTR)

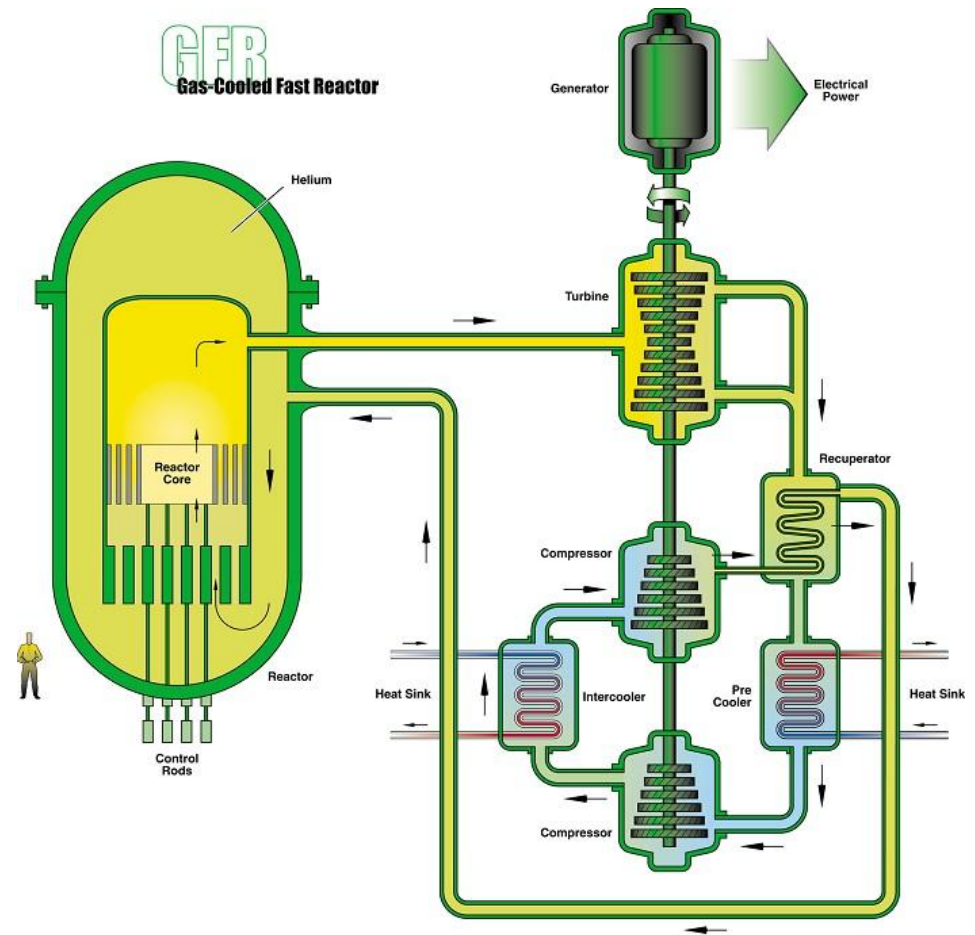
- Teplota 900-1000 °C
- Moderátor – grafit
- Chlazení – helium
- Termální spektrum neutronů
- Palivo – TRISO
- Malá výkonová hustota – samovolné chlazení v případě přerušení provozu
- Použití – elektřina, přímý rozklad vody za vysoké teploty



02-GA50807-01

Gas-Cooled Fast Reactor (GFR)

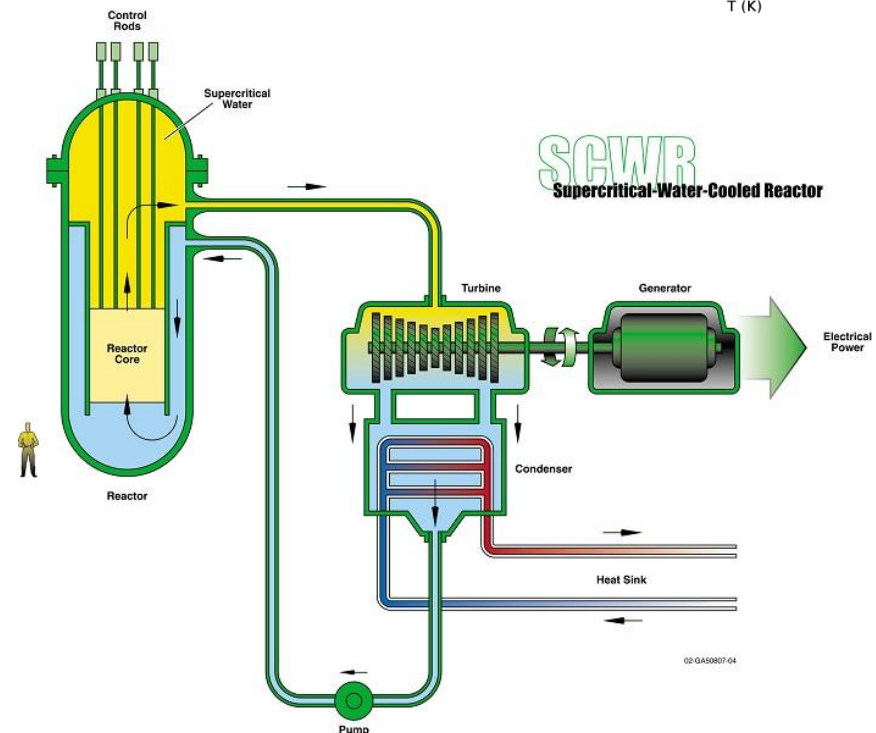
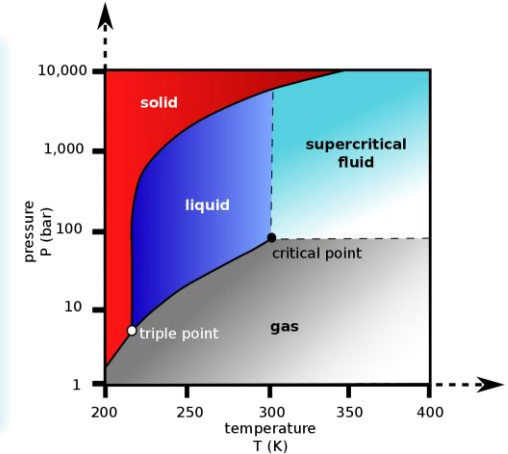
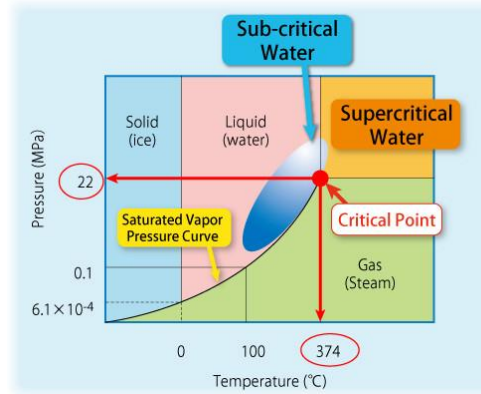
- Vysokoteplotní 850 °C, heliem chlazený reaktor na rychlých neutronech s uzavřeným cyklem
- Primární turbína navázána na parní generátor



02-GAS0807-05

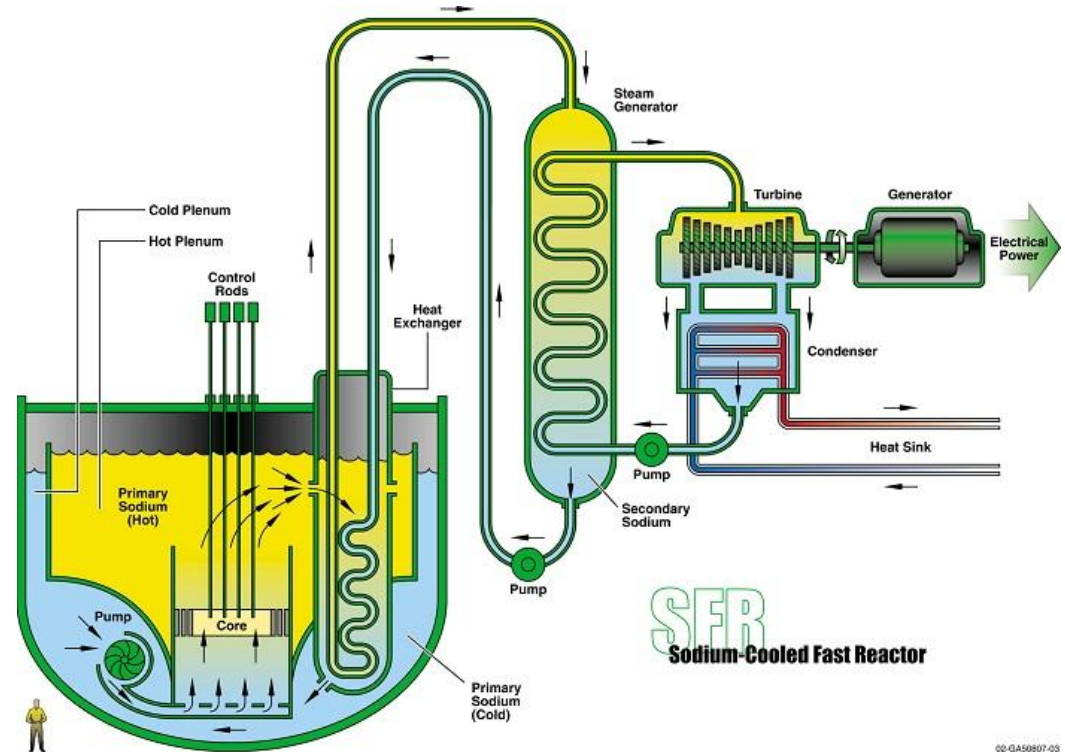
Supercritical-Water-Cooled Reactor (SCWR)

- Vysoká teplota 374 -500 °C, vysoký tlak 22 Mpa a vyšší, vodou chlazený
- Zvýšení účinnost z 33 na až 44 %.
- Možno používat termální i rychlé neutrony
- Kombinuje znalosti získané z provozu PWR a SCR uhelných elektráren
- Otázkou zůstává bezpečnost při vysokém tlaku.



Sodium-Cooled Fast Reactor (SFR)

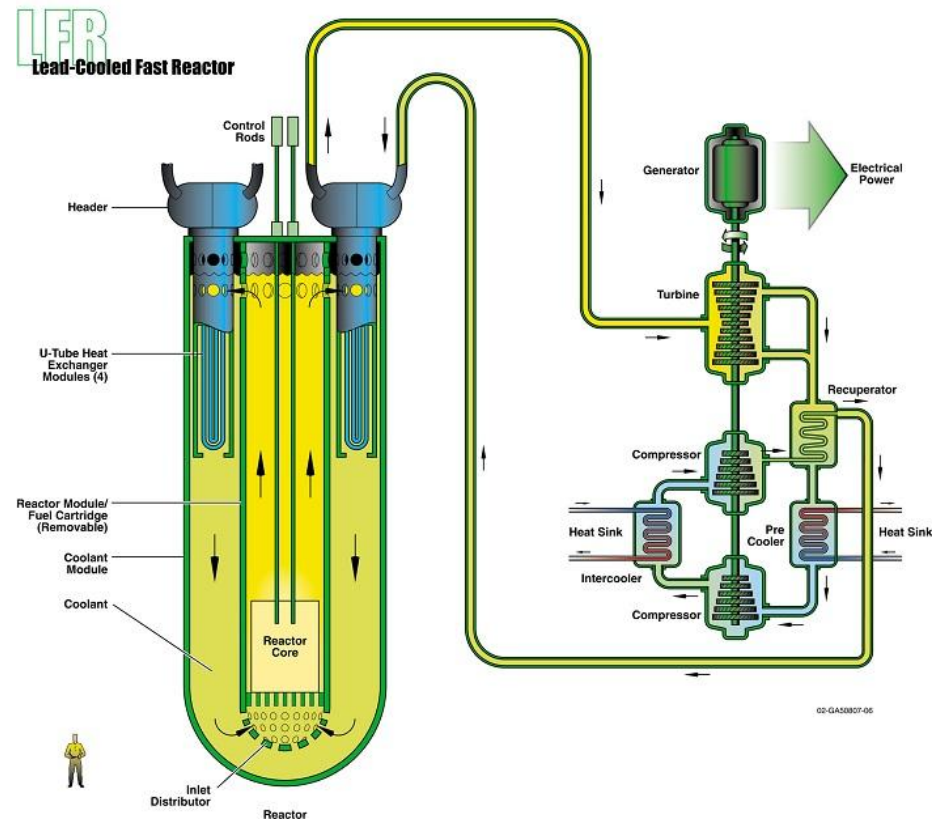
- Chlazen kapalným sodíkem
- Vysoká hustota výkonu a malé rozměry
- Výkony od desítek (malé modulární reaktory) do 1500 MWe
- Vyžaduje oddělení od kyslíku a vody kvůli vysoké reaktivitě sodíku
- Výstupní teplota je 500-550 °C
- Uplatňuje uzavřený cyklus s rychlými neutrony s likvidací izotopů s dlouhým poločasem rozpadu



02-GA50897-03

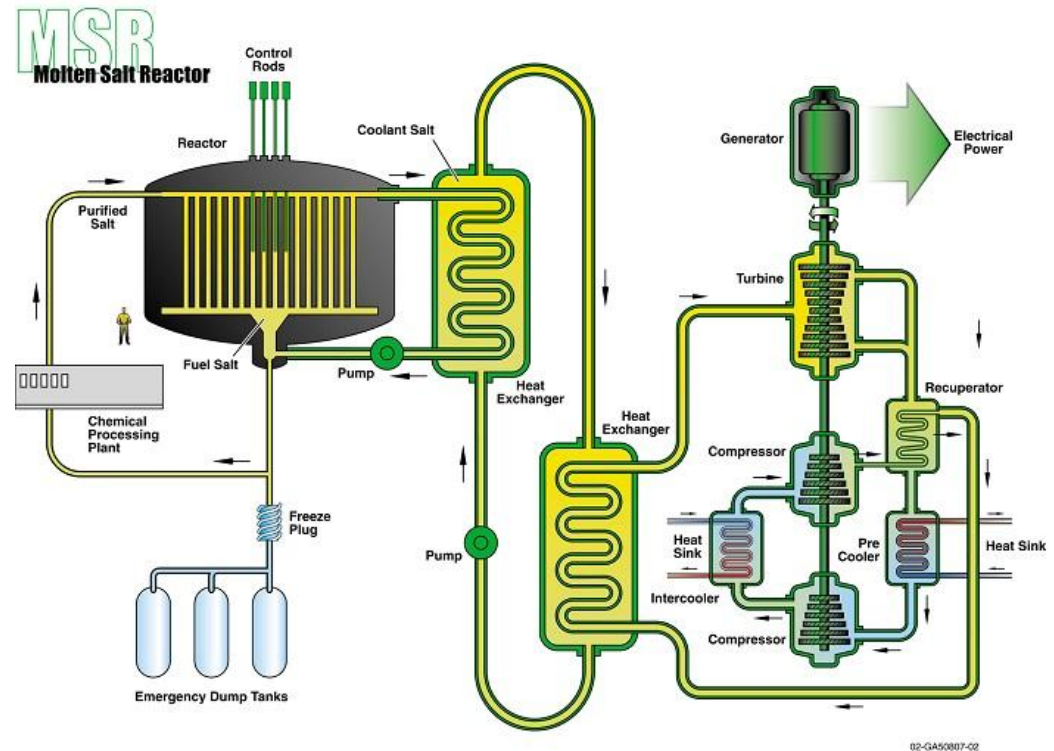
Lead-Cooled Fast Reactor (LFR)

- Vysokoteplotní 480-570 °C, nízkotlaký , rychlé neutrony, uzavřený cyklus, chlazený olovem (kapalina nad 327 °C) nebo bizmutem olova inertní vůči reaktorové nádobě



Molten Salt Reactor (MSR)

- Používá roztavené soli na bázi fluoridu FLiBE Li_2BeF_4 - teplota tání $459\text{ }^\circ\text{C}$, varu $1430\text{ }^\circ\text{C}$, hustota $1,94\text{ g/cm}^3$. Tepelná kapacita 4540 kJ/m^3
- $700\text{-}800\text{ }^\circ\text{C}$, Uzavřený cyklus, termální (grafit) nebo rychlé neutrony, Používá ^{232}Th pro breeding ^{233}U ,
- Navazuje na projekt MSRE (Oak Ridge National Laboratory, Alvin Weinberg) z 50. a 60. let
- Výrazně negativní teplotní a bublinový koeficient, koncept Freeze plug

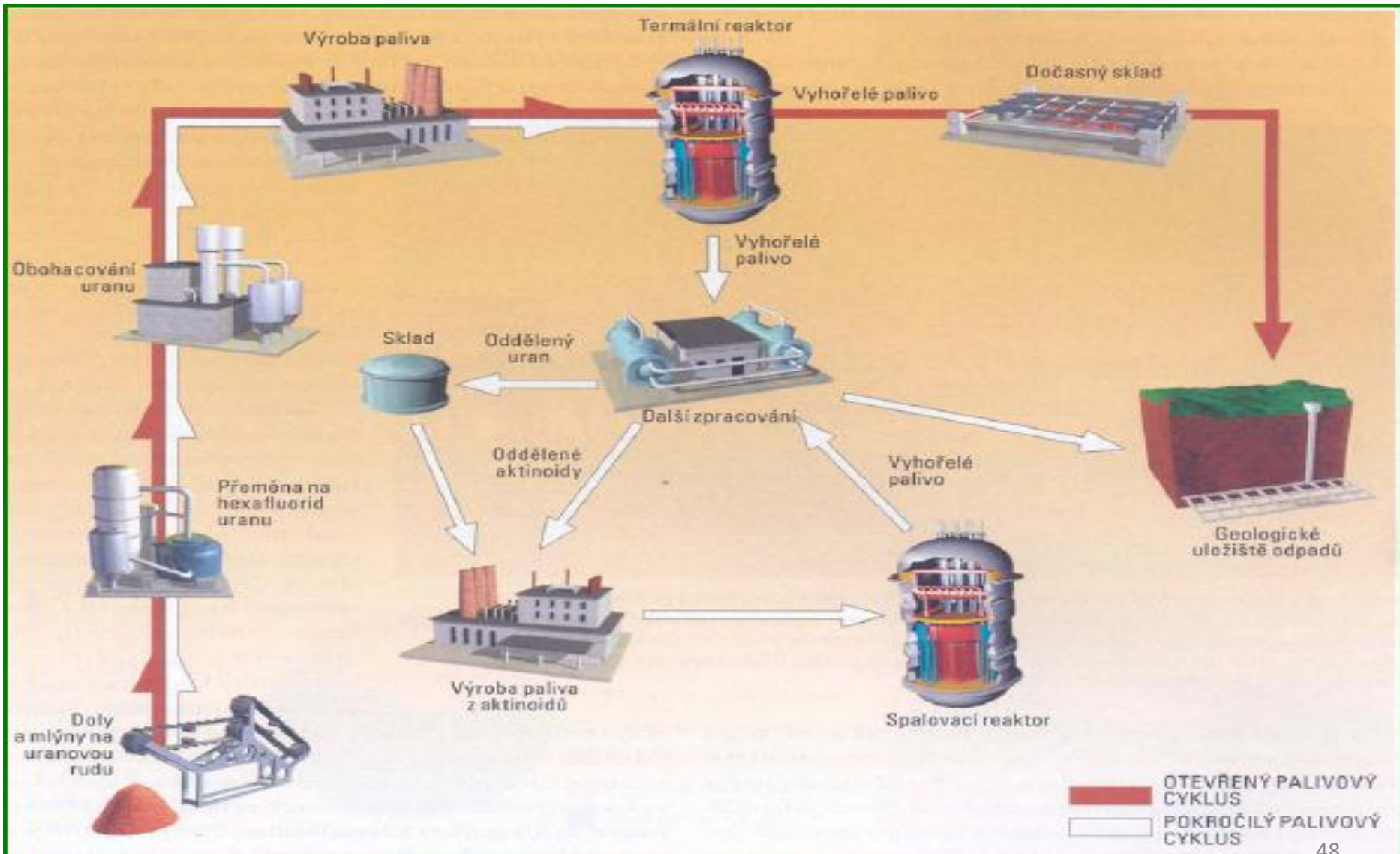


- Težba a zpracování uranové rudy
- Obohacení uranu
- Výroba palivových článků
- Využití paliva v jaderném reaktoru
- Skladování vyhořelého paliva
- Přeprava, přeracování a uložení vyhořelého paliva a dalších kontaminovaných materiálů

Palivový cyklus - Nuclear fuel cycle

- **Front end** - průzkum uranové rudy, těžba uranové rudy, zpracování, přeměna a obohacování uranové rudy, výroba uranového paliva
- **Irradiation/Nuclear reactor operation – Palivo v jaderné elektrárně/jaderné zbraně**
- **Back end** - Sklad vyhořelého paliva v reaktoru (At-reactor (AR) spent fuel storage), sklad vyhořelého paliva mimo reaktor (Away from reactor (AFR) spent fuel storage), přepracování a recyklace vyhořelého paliva, úprava vyhořelého paliva, likvidace/uložení vyhořelého paliva

Palivový cyklus



Uran je třeba vytěžit a zpracovat

Hlubinné a povrchové doly obsahují 0,1 -1 %, ale mohou obsahovat až 20 procent uranu. Velmi častou metodou je použití rozpouštědla (směs voda + oxidanty eventuálně H_2SO_4) vháněním do vrtu a uran je také velmi často vedlejším produktem při těžbě zlata, síry, mědi apod. Výskyt uranu v mořské vodě ~ 3 miligramy/ m^3 .

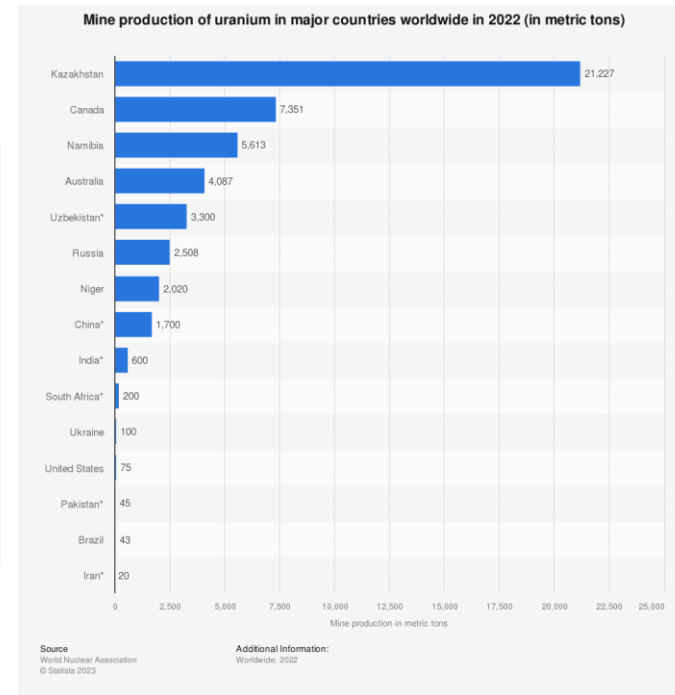
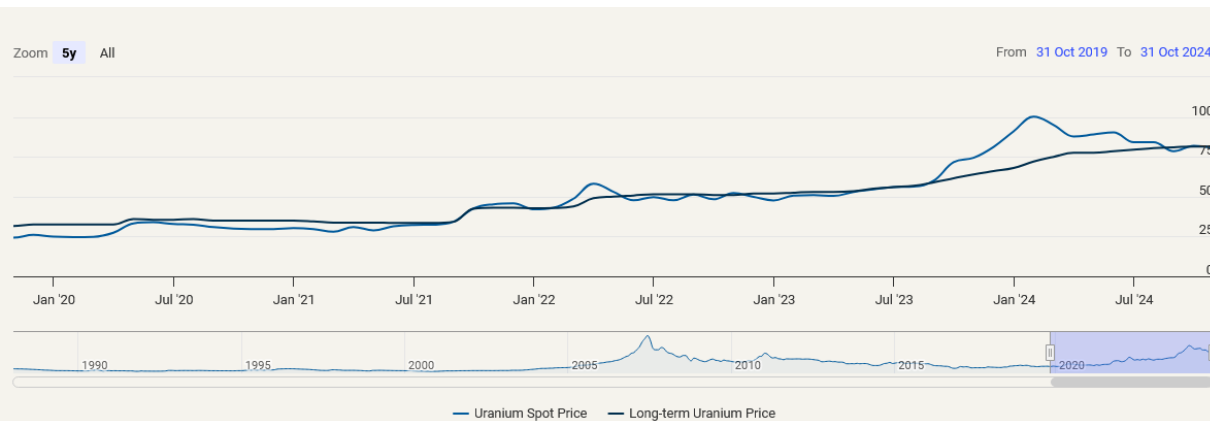
V ČR se uran nachází především v oblastech kolem Jáchymovo a Příbrami. Poslední aktivní důl je Dolní Rožínce (okres Žďár nad Sázavou) a má hloubku 1200 m. V současné době je ale těžba nerentabilní a byla ukončena.

Zpracovat lze i původně vytríděnou hlušinu, avšak i to je velmi náročné a ekologicky problematické.

Vytěžená ruda se rozdrtí a rozemele a oddělí složka s maximálním obsahem uranu – uranový koncentrát. Vznikne tak oxidu uranu U_3O_8 „žlutý koláč“ .



Palivový cyklus - těžba



<https://www.cameco.com/invest/markets/uranium-price>

<https://www.statista.com/statistics/263550/mine-production-of-uranium-by-country/>

<https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/mining-of-uranium/world-uranium-mining-production.aspx>

Uranová ruda → Hexafluorid → Plynná forma pro obohacení → Pevné skupenství

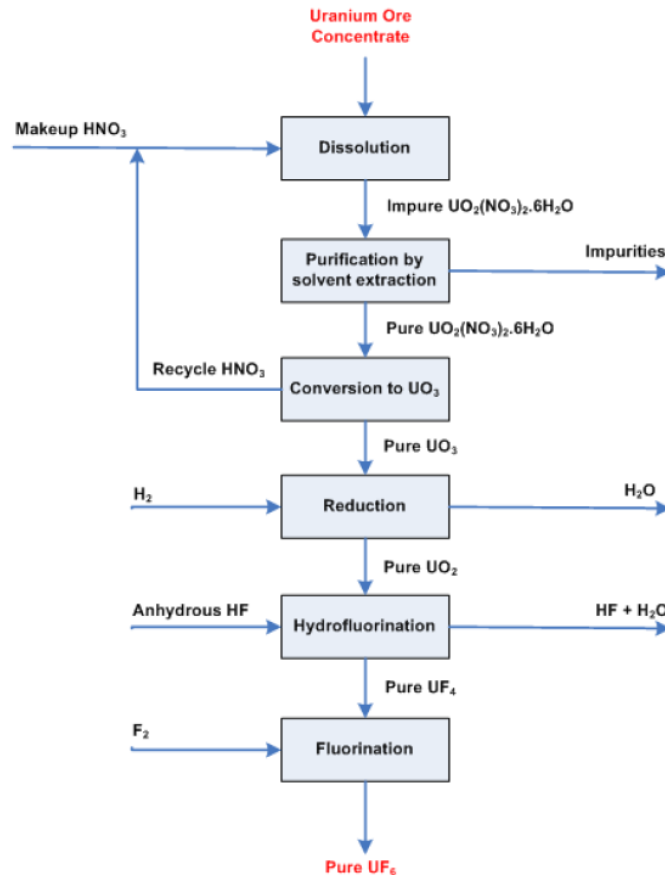


Fig. 4. Stages in conventional (wet route) UF_6 refining-conversion process.

UF_4 – zelený , tepl. tání $960\text{ }^\circ\text{C}$ se pak přemění na UF_6 a ten se zplyní $56,4\text{ }^\circ\text{C}$ – velmi korozní. UO_3 může být převeden na UO_2 pro použití v PHWR nebo převeden na U pro Magnox - GCR (Gas Cooled (CO_2), Graphite Moderated Reactor) 51



Obohacování uranu se provádí buď difuzí přes síta (různá pohyblivost oxidů ^{235}U a ^{238}U , faktor 1,0043, 1400 kroků nebo odstředěním v centrifugách 1,25 až 2,0 faktor – moderní varianta). Obohacování se provádí v kaskádách s postupným zvětšováním složky s ^{235}U (rychle roste s koncentrací), 1/50 energie oproti difuzi.

Zpětná konverze obohaceného uranu na základ paliva pro JE

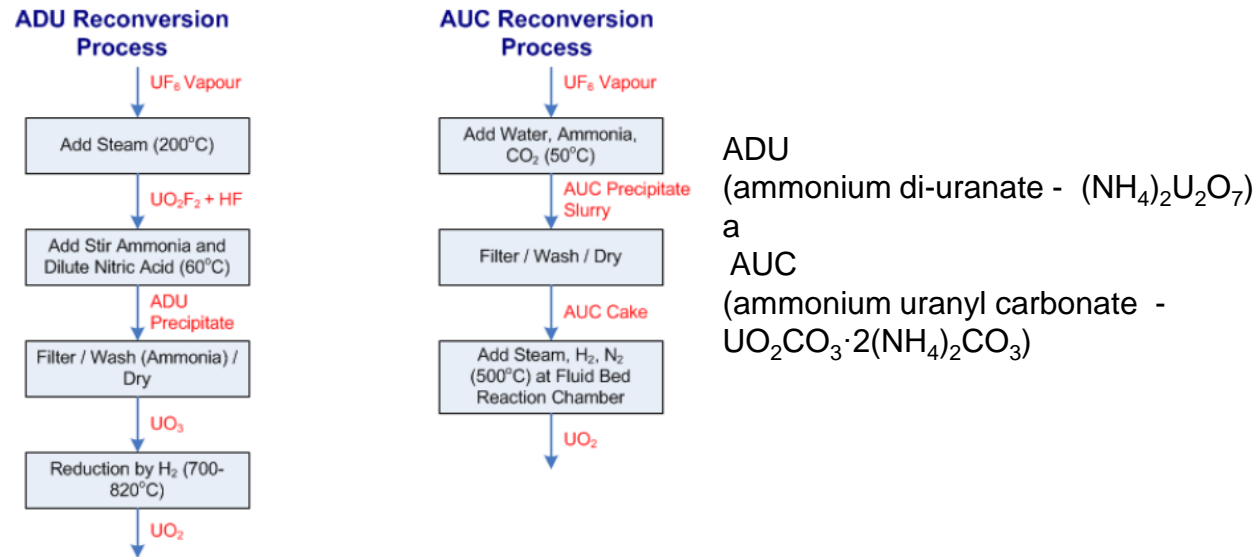


Fig. 10. Flow sheet of ADU and AUC reversion processes and some reaction data.

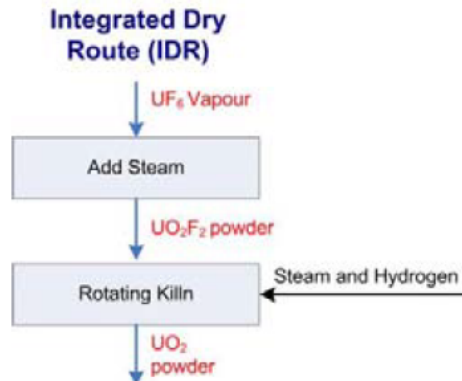
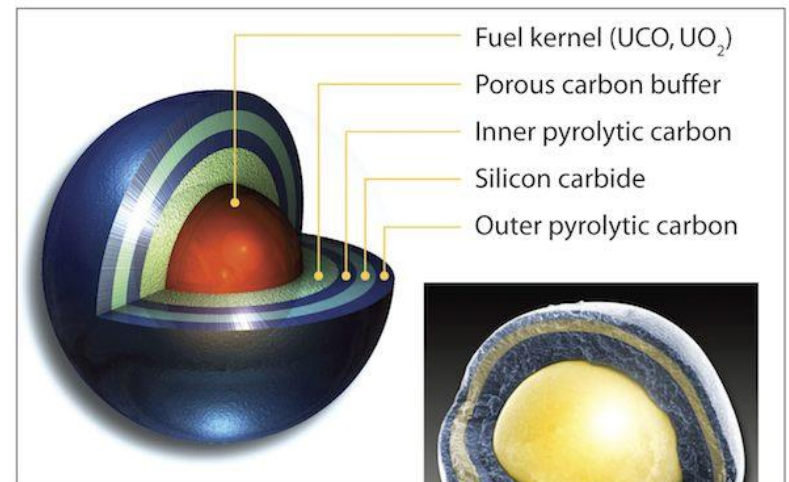
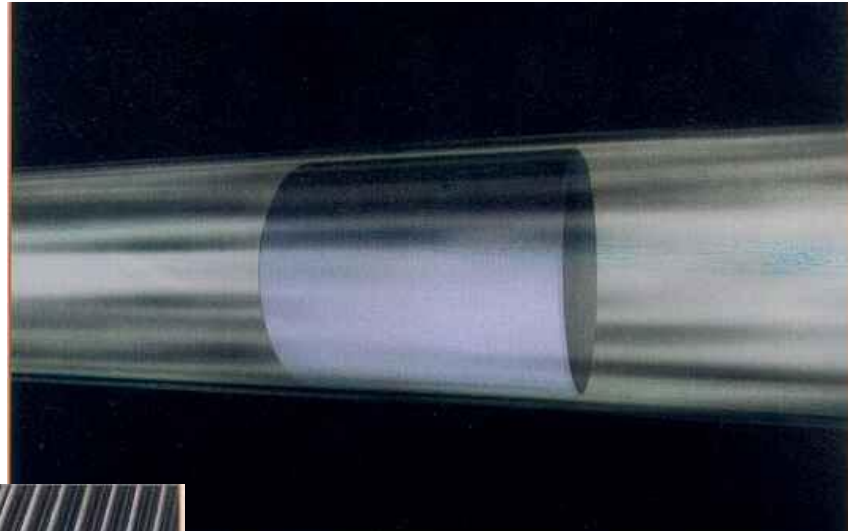
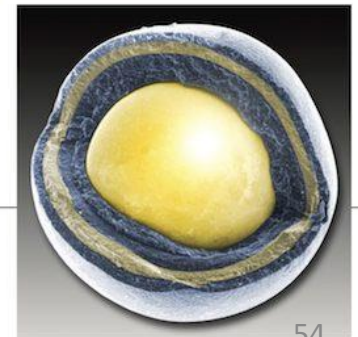


Fig. 11. Flow sheet of Integrated Dry Route for reversion to UO₂ powder [26].

Palivový článek

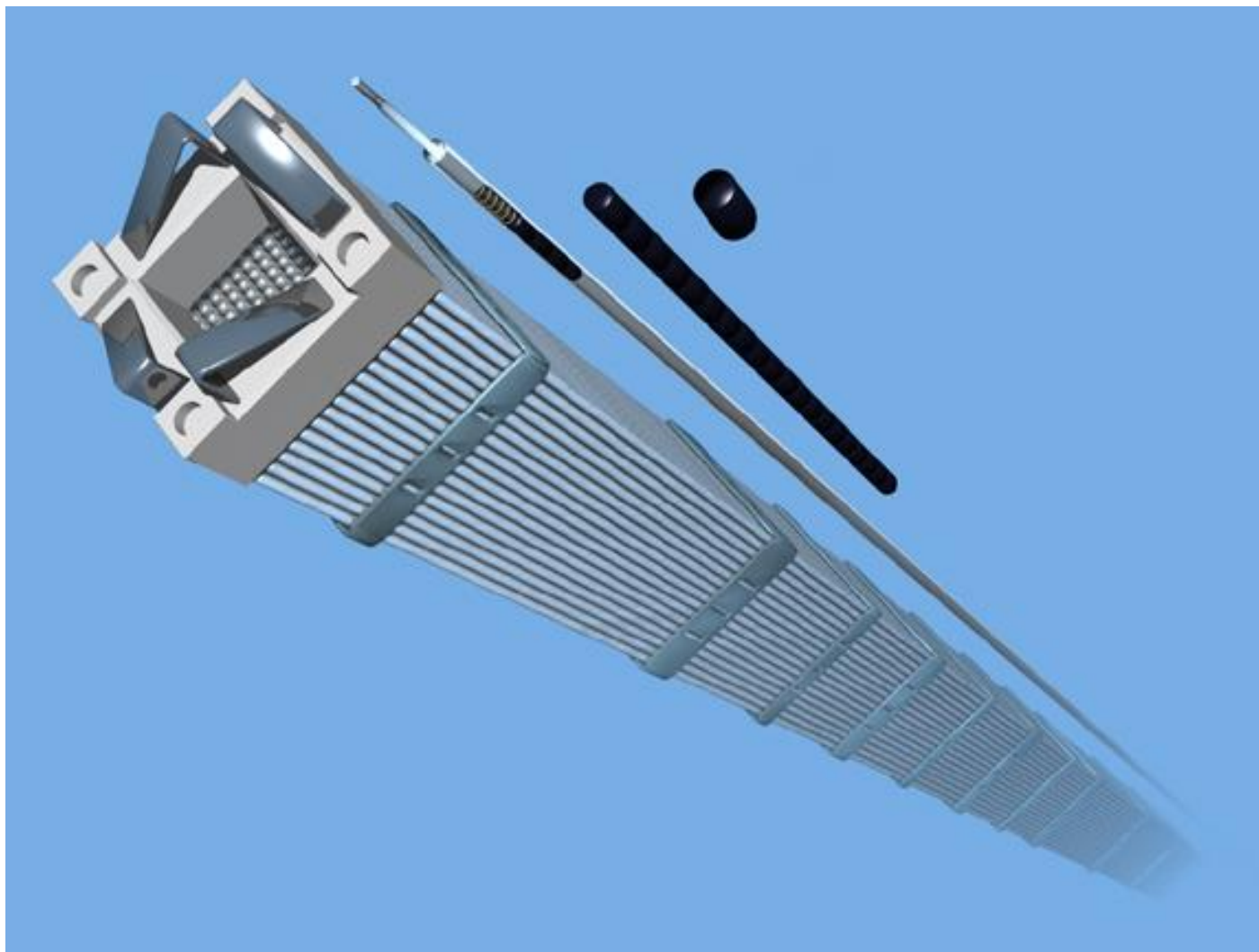


Schematic illustration of TRISO fuel pellet.
Inset: false-color image of TRISO fuel pellet, diameter 930 micrometers.



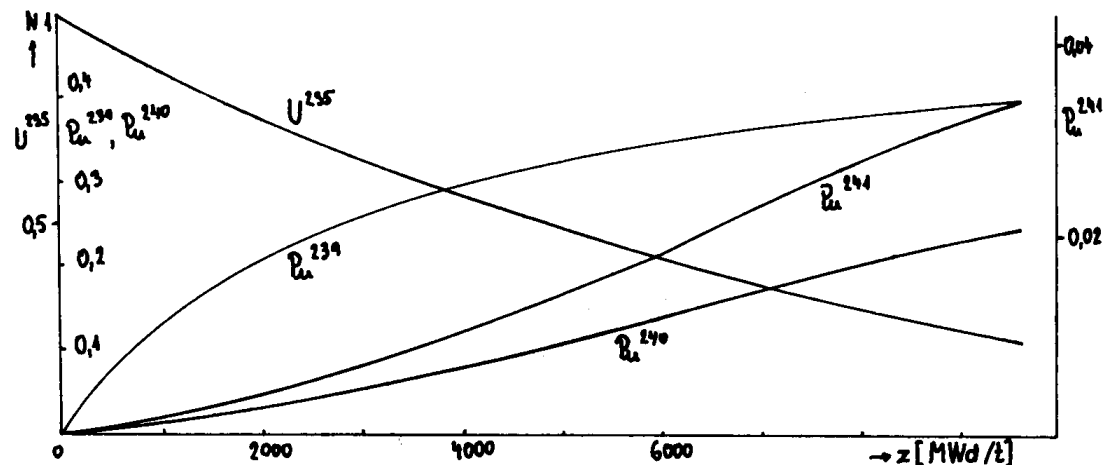
(Credit: Idaho National Laboratory)

Palivové proutky naplněné peletami jsou poskládány do palivových kazet - Dukovany (312 (126) + 37) , Temelín (163 (312) + 61)



Energetické využití paliva

- Štěpením uranu se produkuje zhruba tři milionkrát více tepelné energie na jednotku hmotnosti než spálením fosilních paliv. **Rozštěpením 1 kg ^{235}U se uvolní zhruba 25 GWh tepla.**
- Jaderná elektrárna s instalovaným výkonem 1000 MW a faktorem využitelnosti 91% (8,000 hodin za rok na plném výkonu) s účinností 30% vyrobí 27 TWh tepla ročně, potřebuje tedy přibližně jednu tunu ^{235}U .
- Uvážíme-li přítomnost dalších štěpných izotopů (^{239}Pu , ^{241}Pu a ^{233}U) v použitém jaderném palivu, sníží se roční množství spotřebovaného ^{235}U na zhruba 640 kg.
- To odpovídá zhruba 30 t obohaceného uranu obsahujícího 3% ^{235}U (palivové soubory se vyměňují po spotřebování zhruba 2/3 ^{235}U) a zhruba 165 t přírodního uranu (0.7% ^{235}U , 99.3% ^{238}U).
- Máme-li uranovou rudu obsahující 2 ‰ uranu, potřebujeme vytěžit 80 000 t rudy. Pro srovnání: uhelná elektrárna s instalovaným výkonem 1000 MW a stejným faktorem využitelnosti potřebuje zhruba 3 milióny t uhlí.



Dlouhodobá kinetika aktivní zóny

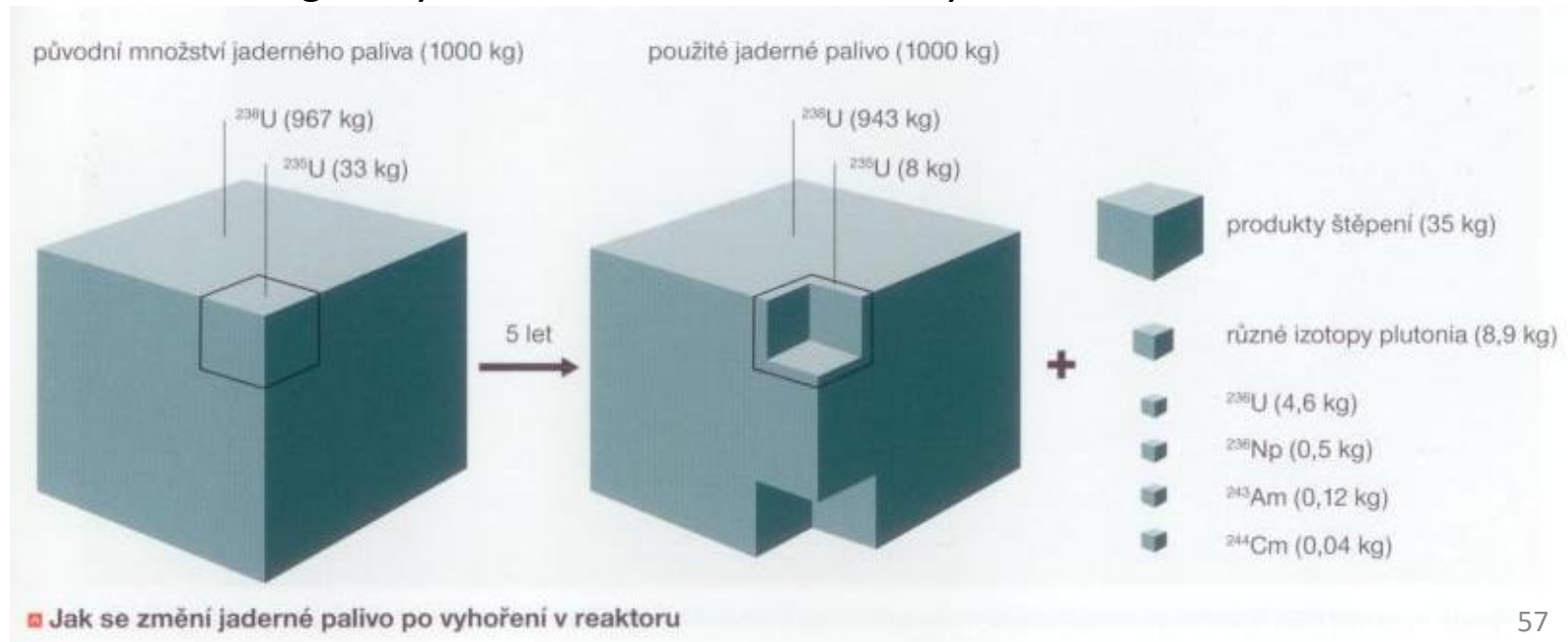
Délka kampaně reaktoru je omezena jednak zásobou reaktivity reaktoru a jednak hromaděním produktů štěpení. Ty totiž zaujímají větší objem než původní štěpící se materiál a při větším nahromadění produktů dochází ke vzniku trhlin, vzduť a deformací palivových článků.

Za celou dobu kampaně reaktoru nechť ubude DM paliva. Pak poměr

$$(DM/M).100 \%$$

, kde M je hmotnost paliva na začátku kampaně, se nazývá vyhoření paliva.

Obecně lze v energetických reaktorech dosáhnout vyhoření 5-10%.



Kolik radioaktivního (odpadu) vyprodukuje jaderná energetika?

- 1000 MW reaktor potřebuje ročně 32 tun paliva obsahujícího 26 tun uranu
- vyprodukuje 7 TWh elektřiny (80% load faktor)
- bez přepracování zůstane 32 tun použitého paliva (25 tun těžkých kovů, zejména uran, neptunium, plutonium, americium) pro skladování a uložení a přibližně 300 m³ nízko a středně aktivního odpadu

Jak se s vyhořelým palivem zachází?

Palivové články pro tlakovodní reaktory jsou pokryty obalem z vysoce odolné slitiny zirkonia, která je mnohem odolnější než například nerezavějící ocel. Palivové články v reaktoru musely vydržet teploty kolem **300 ° C** a tlak přes **12 MPa**, snadno tedy odolají mnohem mírnějším podmínkám při skladování a další manipulaci. **Vyhořelé články se z reaktoru vyjmou a pod hladinou vody kanálem převezou do bazénu vyhořelého paliva**, který je v reaktorové hale vedle reaktoru. Tam jsou pod vodou uloženy asi 5 až 10 let. Voda je neustále chladí, protože radioaktivním rozpadem se v nich stále vyvíjí teplo. **Jejich radioaktivita klesne mezitím asi na 50 % původní hodnoty. Vyhořelé články se pak vloží do speciálních kontejnerů a odvezou do meziskladu vyhořelého paliva.** Zde se skladují řádově několik desítek let.

Tato varianta je tzv. suchá, často se však používá i tzv. **mokrý varianta při trvalém skladování v bazénech – voda do 40 °C s cirkulací a čišťením**. Suchá varianta vyžaduje cirkulaci vzduchu, dusíku nebo inertního plynu a udržení teploty pod 150 °C (vzduch) nebo 350-400 °C pro inertní plyn, kvůli stabilitě zirkoniového obalu palivových článků.

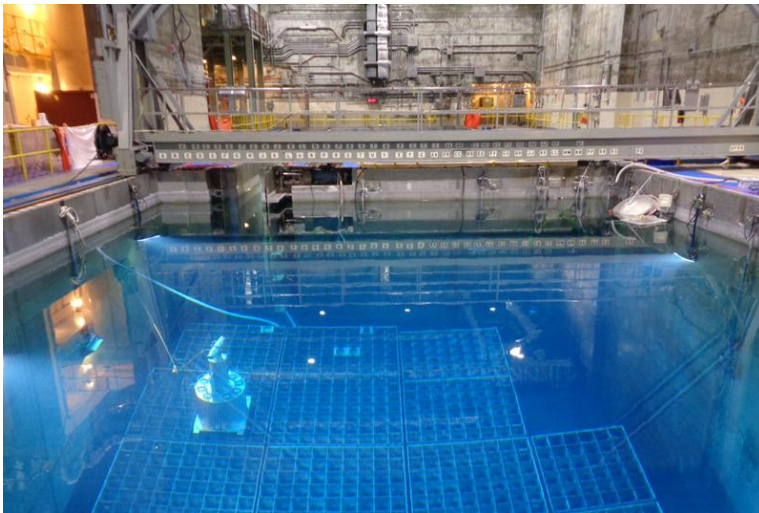
V případě přepracování paliva jsou odděleny štěpitelné složky U a Pu a v podobě směsi oxidů (MOX) je možno je znovu použít v rychlých reaktorech.

Přítomnost izotopů plutonia 239, 240 a 241 z nichž 239 a 240 mohou nahradit ^{235}U je komplikovaná rozpadem ^{241}Pu na neštěpitelné Americium ^{241}Am , které je významný gama zářič.

Toto je podobné jako výskyt ^{232}U při použití ^{232}Th v množivém reaktoru a jeho přeměně na ^{233}U . Produkty rozpadu ^{232}U jsou významnými gama zářiči a mohou tak bránit použití v jaderných zbraních.

Jak se s vyhořelým palivem zachází?

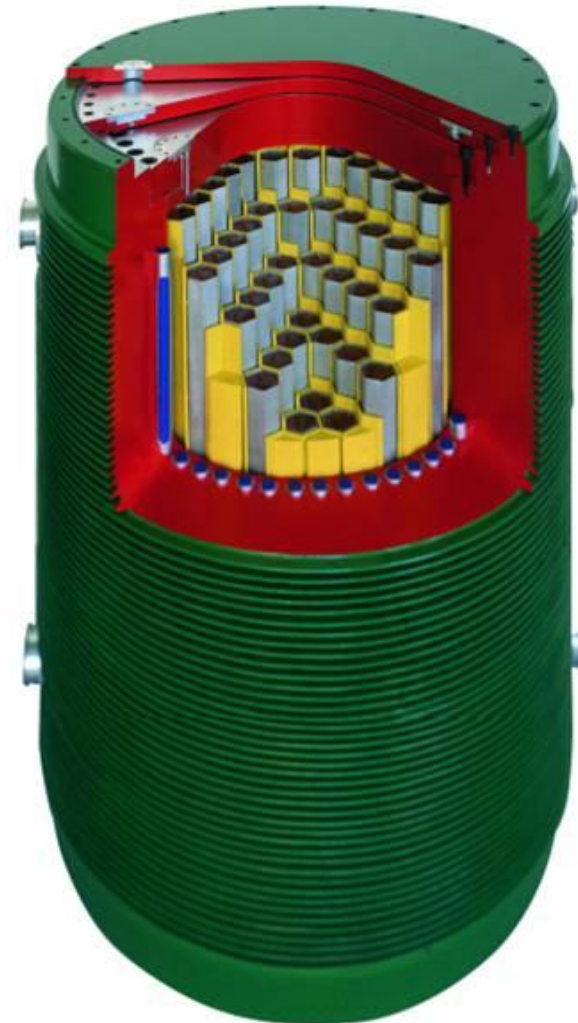
- Po vyjmutí z reaktoru se VJP skladuje cca 5 let ve skladovacích bazénech



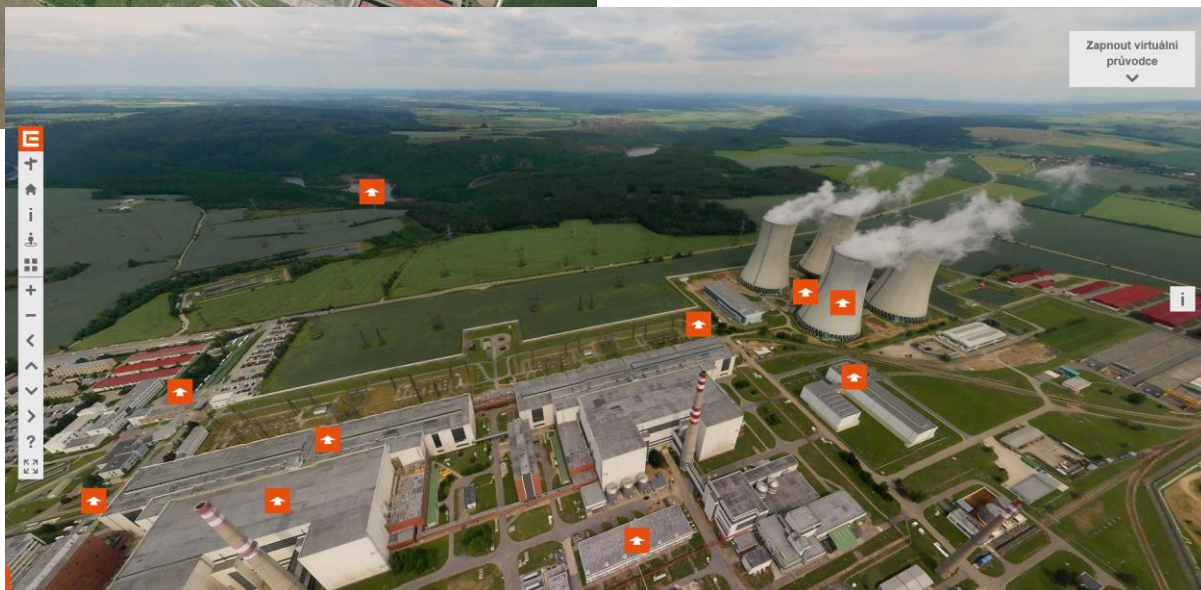
<https://masterlee.com/nuclear-services/spent-fuel-pool-services/>

Kontejner CASTOR – 440/84

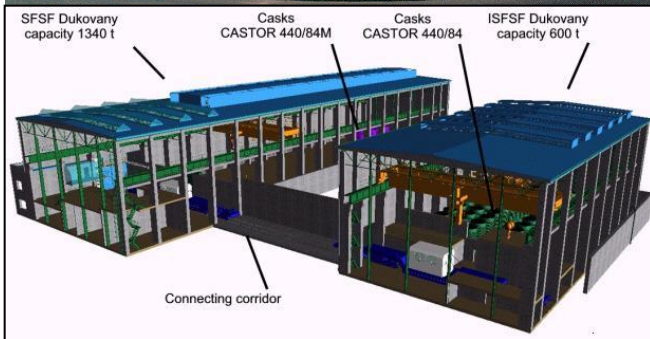
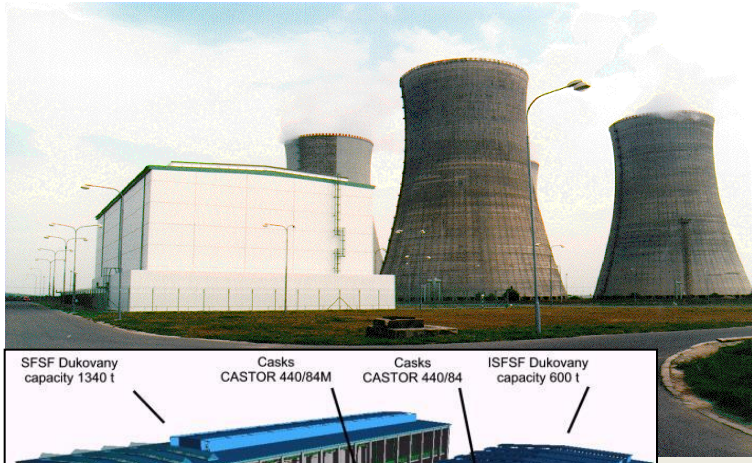
- Transportně skladovací kontejner
- Kapacita 84 palivových článků
- Celková hmotnost plného kontejneru 116 tun
- Rozměr \varnothing 2,6 x 4,1 m
- Inspekce po 10 letech prokázala lepší než očekávaný stav
- Kontejner je těsněn měděným okroužkem
- Všechny prostory, kde se nachází palivo pro JE jsou monitorovány 24 hodin denně kamerovým systémem s přístupem IAEA z Vídně



Sklad VJP Dukovany (ČEZ, a. s.)



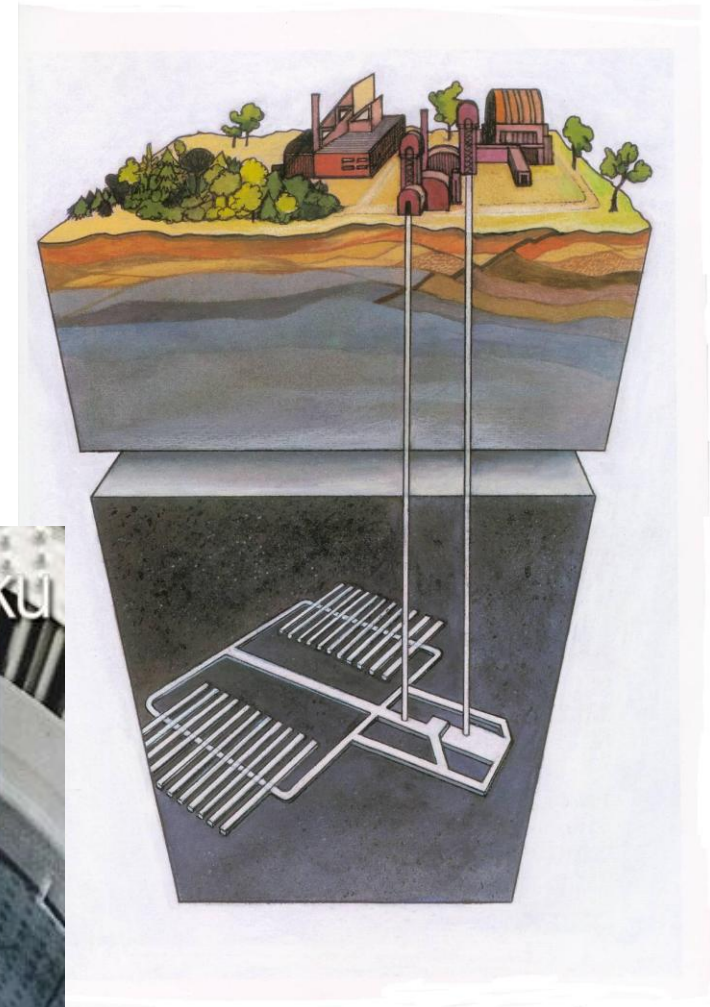
Sklad VJP Dukovany (ČEZ, a. s.)



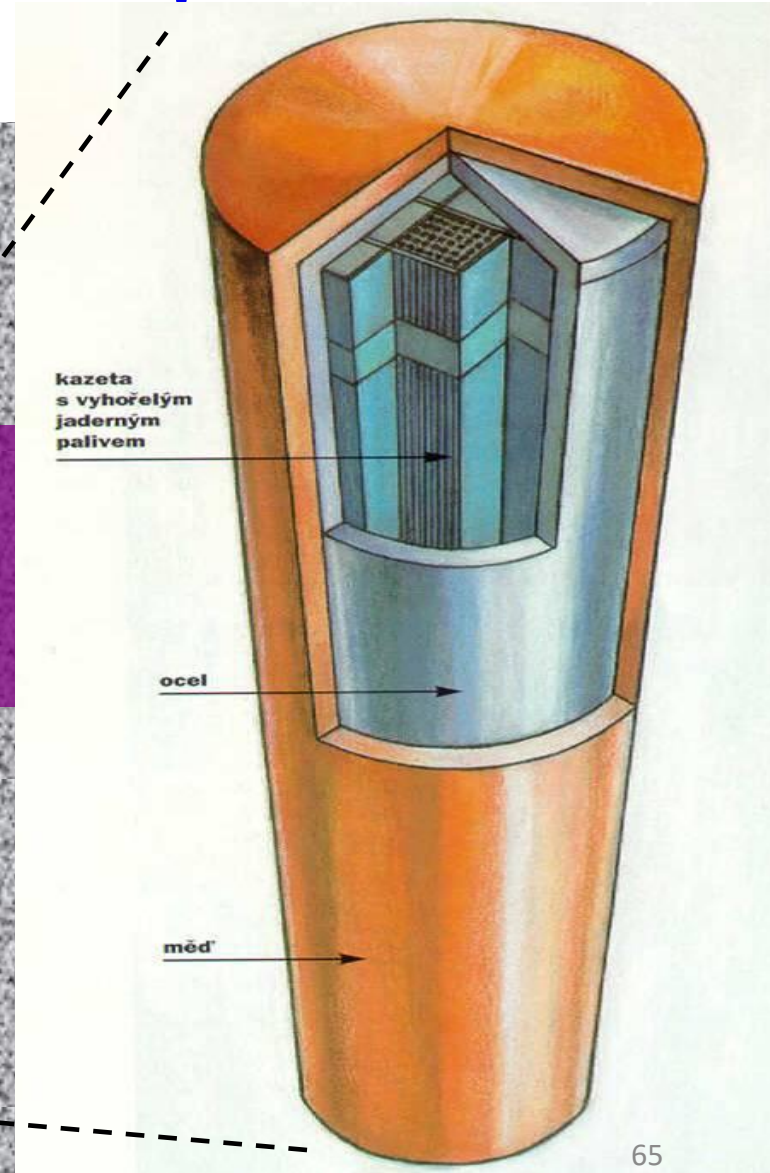
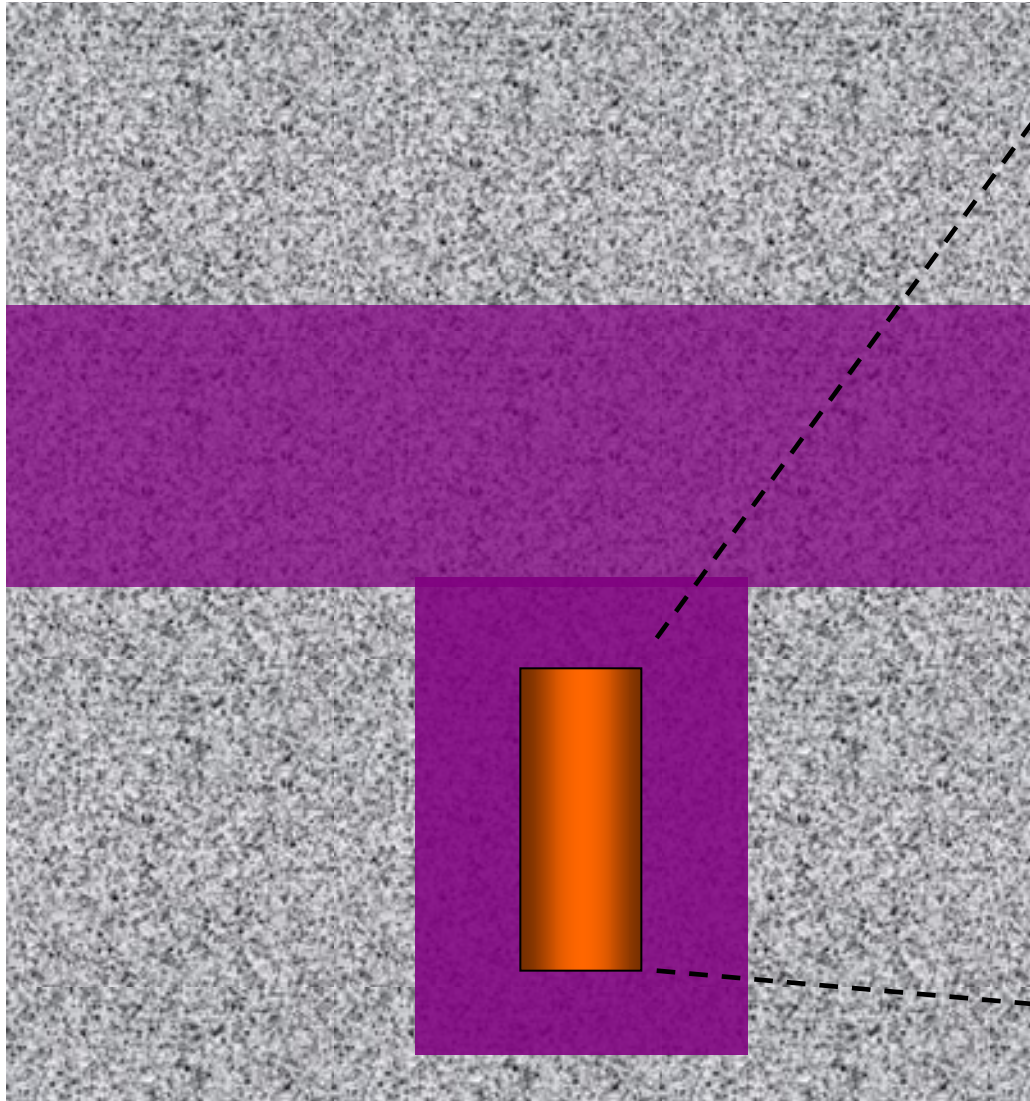
- Suché skladování
- Kontejnery CASTOR SKODA -NUKEM
- 84 palivových souborů
- 60 kontejnerů
- v provozu od 1996
- v realizaci rozšíření na dvojnásobnou kapacitu
- obdobný sklad připravován pro ETE

Hlubinné úložiště

- Kapacita min. 4000 t VJP
- Předpokládaný provoz od roku 2065
- V současné době vytipováno v ČR několik geologicky vhodných lokalit, pro předběžný průzkum
- 4 lokality - Březový potok, Janoch, Hrádek a Horka

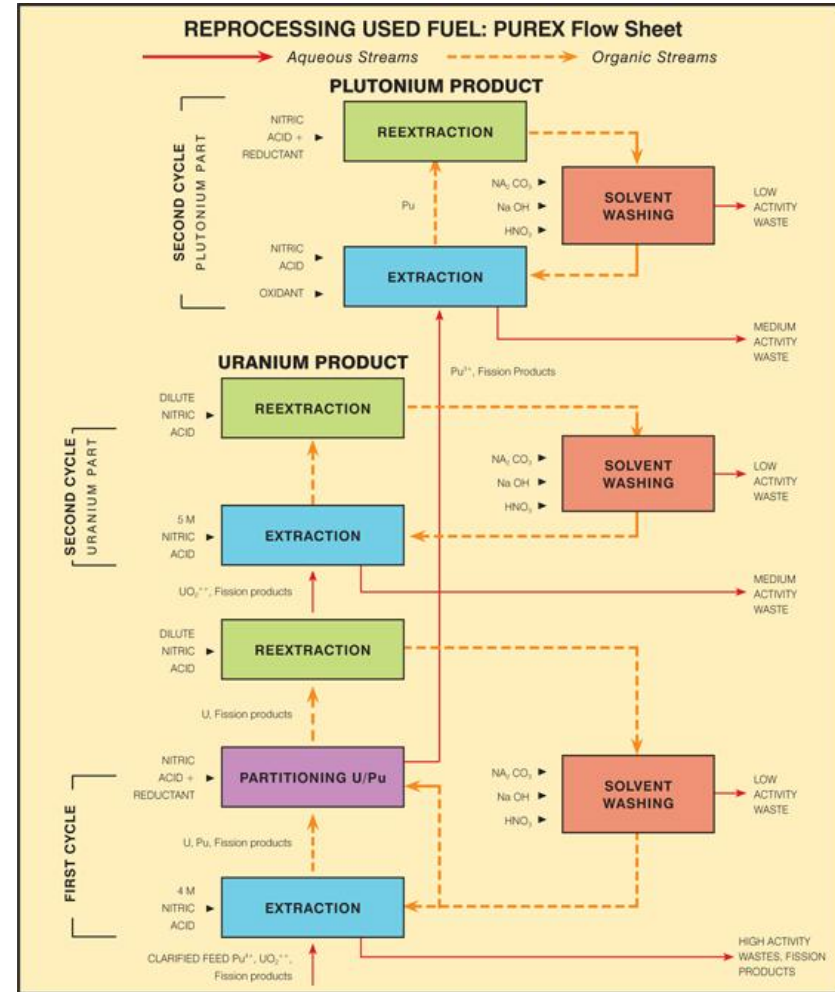


Multibariérový princip



Přepřacování paliva

- technologicky zvládnuté
 - Sellafield (Velká Británie) a Cap de la Hague (Francie), Rokkasho (Japonsko)
- cílem je co nejúplnější oddělení U a Pu od štěpných produktů (ostatních produktů jsou asi 3%)
- současná zařízení provádějí mokrou cestou – palivo je rozpuštěno v kyselině dusičné a z roztoků se získávají příslušné dusičnany
- nevýhodou je vznik středně a nízkoaktivních radioaktivních odpadů s objemem podstatně vyšším, než byl původní objem vyhořelého paliva
- výhodou opět je, že radioaktivní inventář je lépe strukturován, a proto se s ním lépe pracuje
- PUREX - *Plutonium and Uranium Recovery by Extraction*
- <https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/fuel-recycling/processing-of-used-nuclear-fuel.aspx>

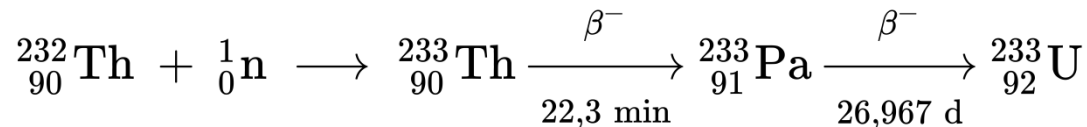


Thorium – palivový cyklus

- Thorium je má pouze jeden izotop ^{232}Th , α -rozpad $1,39 \cdot 10^{10}$.
- Přibližně 9,6 ppm v zemské kůře – U 4 ppm.
- Výskyt jako including thorit (ThSiO_4), thorianit ($\text{ThO}_2 + \text{UO}_2$) a monazitové písky ($\text{Ce, La, Nd, Th})\text{PO}_4$).
- Thorium obsahující ruda se rozpustí v louhu a převede na nerozpustný hydroxid a odfiltruje. Poté se rozpustí v HCl a oddělí se samostatně hydroxid thoria od ostatních hydroxidů kovů. Sůl čistého thoria se pak získá rozpuštěním v HCl kapalinovou extrakcí tributylfosfátem.
- Příprava čistého kovu se obvykle provádí elektrochemicky z taveniny směsi fluoridu thoričitého ThF_4 , kyanidu draselného KCN a chloridu sodného NaCl. Chemicky je možno získat elementární thorium redukcí roztaveného fluoridu thoričitého elementárním vápníkem, hořčíkem nebo sodíkem.
- Thorium se používá ve slitinách hořčíku k zlepšení mechanických vlastností, zvyšuje index lomu v optických sklech, obloukové sváření, výroba tavících kelímků a nádob z ThO_2 pro vysokoteplotní aplikace. ThO_2 se také používá jako katalyzátor v chemickém průmyslu.

Thorium – palivový cyklus

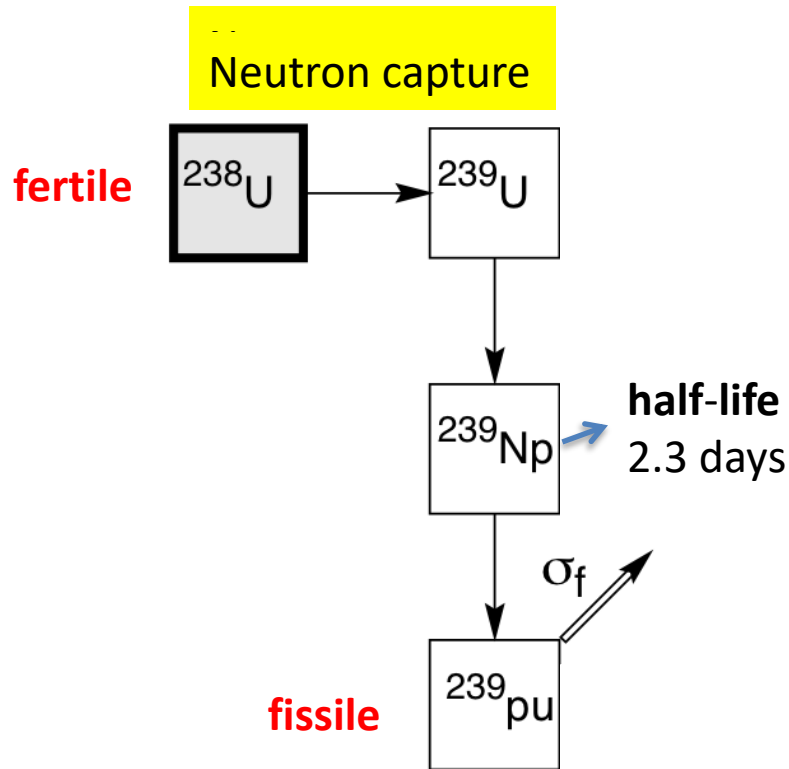
- Aktuální testy paliv společností AREVA, SOLVAY
 - 2 Rods 85%Th - 15%Pu pellets, ITU, Germany
 - 2 Rods 7%Th – 93%UOX, IFE, Norway
 - 1 Rod 65%Th – 35%UOX, IFE, Norway
 - 1 UOX Reference rod
- Nevyžaduje obohacování, avšak není jako takové štěpitelné mimo oblasti rychlých neutronů nad 1 MeV jinak vyžaduje množení ^{233}U , které je velmi pomalé.
- Lze jej využít pro jaderné zbraně pomocí ^{233}U avšak vyžaduje značné stínění gama záření z rozpadu ^{232}U – možná ochrana proti vojenskému zneužití.



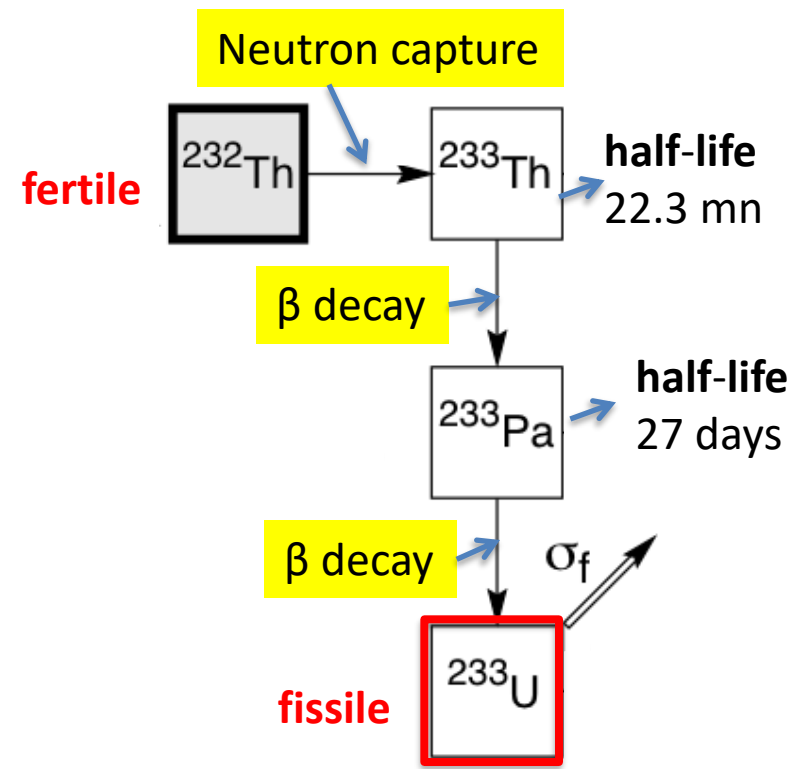
- Produkuje podstatně méně transuranů než U (vyžaduje 7 n záchytů než přejde na ^{239}Pu) a po 500 letech je aktivita velmi nízká.

Thorium – palivový cyklus

- Thorium je možno v prakticky celé využit a výrazně tak překonává U v energetické efektivitě. ^{233}U je však klasifikováno jako velmi rizikový materiál (8 kg proti 32 obohaceného uranu.) ^{233}U také obsahuje stopové množství intenzivního gama zářiče ^{232}U .



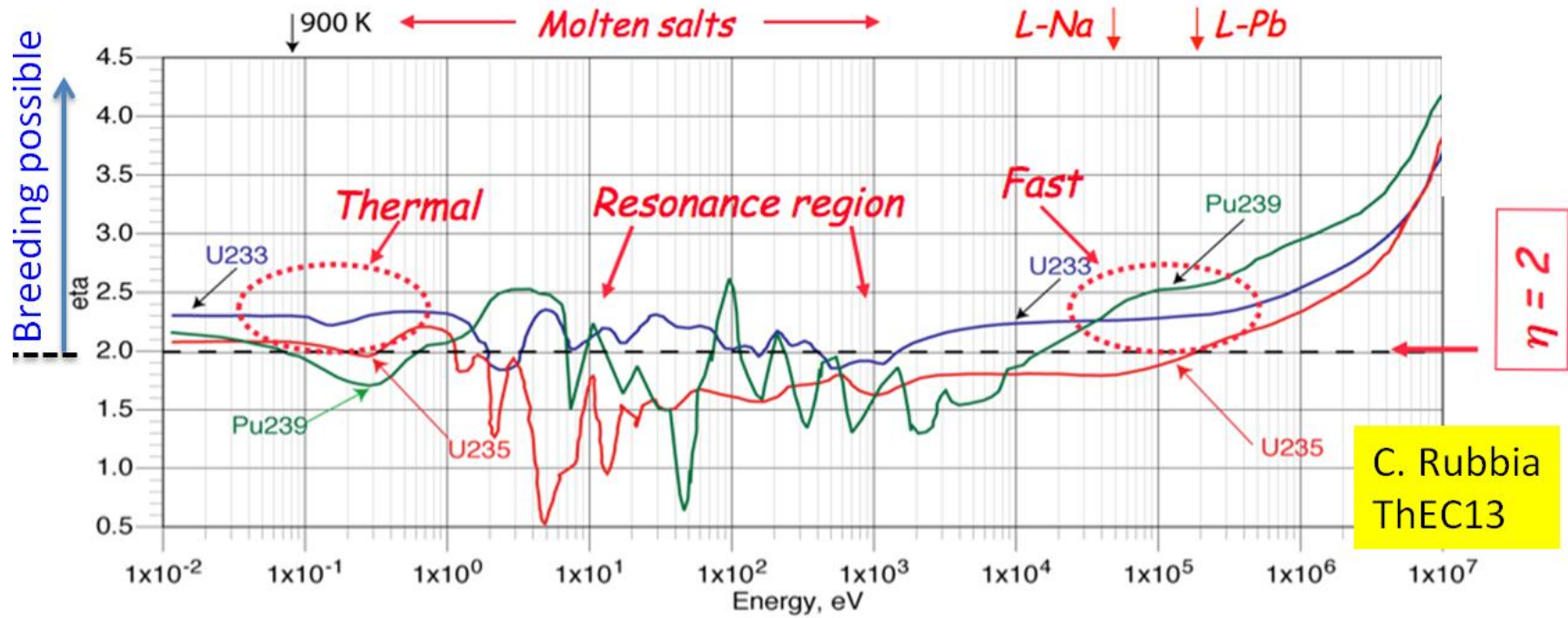
Uranium chain



Thorium chain

Thorium – palivový cyklus

☐ ^{233}U is an excellent fuel for a breeder system



CERN_Oct_2013

Možnosti použití přímo v reaktoru:

- Množení ^{233}U pomocí obálky reaktoru z thoria
- Kontinuální pohyb paliva v podobě tekutiny – pebble bed, molten salt reactors
- Accelerator Driven Systems (ADS) – C. Rubia CERN, MYRRHA (Belgie) atd.

Thorium – reaktory

List of thorium-fueled reactors [\[edit \]](#)

From IAEA TECDOC-1450 "Thorium Fuel Cycle - Potential Benefits and Challenges", Table 1: Thorium utilization in different experimental and power reactors.^[5] Additionally, [Dresden 1](#) in the United States used "thorium oxide corner rods".^[23]

Name	Country	Reactor type	Power	Fuel	Operation period
AVR	Germany (West)	HTGR, experimental (pebble bed reactor)	15 MW(e)	Th+ ²³⁵ U Driver fuel, coated fuel particles, oxide & dicarbides	1967–1988
THTR-300	Germany (West)	HTGR, power (pebble type)	300 MW(e)	Th+ ²³⁵ U, Driver fuel, coated fuel particles, oxide & dicarbides	1985–1989
Lingen	Germany (West)	BWR irradiation-testing	60 MW(e)	Test fuel (Th,Pu)O ₂ pellets	1968-1973
Dragon (OECD-Euratom)	UK (also Sweden, Norway and Switzerland)	HTGR, Experimental (pin-in-block design)	20 MWt	Th+ ²³⁵ U Driver fuel, coated fuel particles, oxide & dicarbides	1966–1973
Peach Bottom	United States	HTGR, Experimental (prismatic block)	40 MW(e)	Th+ ²³⁵ U Driver fuel, coated fuel particles, oxide & dicarbides	1966–1972
Fort St Vrain	United States	HTGR, Power (prismatic block)	330 MW(e)	Th+ ²³⁵ U Driver fuel, coated fuel particles, Dicarbide	1976–1989
MSRE ORNL	United States	MSR	7.5 MWt	²³³ U molten fluorides	1964–1969
BORAX-IV & Elk River Station	United States	BWR (pin assemblies)	2.4 MW(e); 24 MW(e)	Th+ ²³⁵ U Driver fuel oxide pellets	1963 - 1968
Shippingport	United States	LWBR, PWR, (pin assemblies)	100 MW(e)	Th+ ²³³ U Driver fuel, oxide pellets	1977–1982
Indian Point 1	United States	LWBR, PWR, (pin assemblies)	285 MW(e)	Th+ ²³³ U Driver fuel, oxide pellets	1962–1980
SUSPOK/KSTR KEMA	Netherlands	Aqueous homogenous suspension (pin assemblies)	1 MWt	Th+HEU, oxide pellets	1974–1977
NRX & NRU	Canada	MTR (pin assemblies)	20 MW; 200 MW (see)	Th+ ²³⁵ U, Test Fuel	1947 (NRX) + 1957 (NRU); Irradiation-testing of few fuel elements
CIRUS; DHRUVA; & KAMINI	India	MTR thermal	40 MWt; 100 MWt; 30 kWt (low power, research)	Al+ ²³³ U Driver fuel, 'J' rod of Th & ThO ₂ , 'J' rod of ThO ₂	1960-2010 (CIRUS); others in operation
KAPS 1 & 2; KGS 1 & 2; RAPS 2, 3 & 4	India	PHWR, (pin assemblies)	220 MW(e)	ThO ₂ pellets (for neutron flux flattening of initial core after start-up)	1980 (RAPS 2) +; continuing in all new PHWRs
FBTR	India	LMFBR, (pin assemblies)	40 MWt	ThO ₂ blanket	1985; in operation

https://en.wikipedia.org/wiki/Thorium_fuel_cycle

Literatura

- **Jaderná fůze - Slavomír Entler, ÚFP AVČR**
https://www.youtube.com/watch?v=hcSD32_GMVY
- <http://physics.muni.cz/~blazkova/dp/>
- <http://www-ucjf.troja.mff.cuni.cz/krticka/lectures/aplik.html> Doc. Mgr. Milan Krtička, Ph.D. , Ústav částicové a jaderné fyziky, Matematicko-fyzikální fakulta, Univerzita Karlova
- <http://www.katedra-reaktoru.cz/cz/vyuka/predmety-zajistovane-kjr/2-uncategorised/5574-fyzika-jadernych-reaktoru-17far>, Fyzika jaderných reaktorů, J. Frýbort, L. Heraltová, Fakulty jaderné a fyzikálně inženýrské ČVUT v Praze,
- ČEZ encyklopedie
https://www.cez.cz/edee/content/file/static/encyklopedie/encyklopedie-energetiky/03/typy_2.html
- https://en.wikipedia.org/wiki/Thorium_fuel_cycle