

REAKTOROVÉ SYSTÉMY

UČEBNÉ CIELE

Poskytnúť študentom základnú informáciu o fyzikálnych procesoch prebiehajúcich v jadrových reaktoroch, zoznámiť sa s konštrukčnými prvkami rôznych typov jadrových reaktorov a získať ucelený pohľad na jadrovú energetiku.

KLÚČOVÉ SLOVÁ

Reťazová reakcia, multiplikačný faktor, difúzna dĺžka, kritická rovnica, grafitové reaktory, vysokoteplotné reaktory, ľahkovodné a ťažkovodné reaktory, reaktory typu VVER, reaktory IV. generácie, Európsky tlakovodný reaktor, reaktor typu Tokamak, ITER, palivový cyklus, fúzne reakcie.

1 ÚVOD

1.1 Všeobecný pohľad na jadrovú energetiku

Svetová spotreba energie, a z toho najmä elektrickej energie (ďalej elektriny), od začiatku industrializácie vo svete trvalo rastie. Svetová populácia (dnes takmer 6 miliárd ľudí) spotrebuje ročne 8,6 Gt_{re} (gigaton ropného ekvivalentu 1 tre = 41,868 GJ) komerčnej energie. Využívanie uhľovodíkových palív sa trvalo zvyšuje a teraz zabezpečuje 90 % dodávok primárnej energie. Spaľovanie uhľovodíkových palív je sprevádzané emisiou 23,7 Gt oxidu uhličitého ročne.

Výroba elektrickej energie je najrýchlejšie rastúci energetický artefakt a predstavuje približne 20 % konečnej spotreby energie. Od začiatku 70. rokov minulého storočia sa spotreba elektriny vo svete zvýšila 2,5-krát. Medzi krajinami ešte stále existujú veľké rozdiely v celkovej spotrebe energie a elektrickej energie na jedného obyvateľa, čo dokumentuje aj fakt, že 55 % primárnej energie sa spotrebuje v krajinách OECD s podielom obyvateľstva iba 16 %.

1.2 Súčasné predpovede spotreby energie

Vývoj spotreby a dodávky energie je spojený s veľkým množstvom neistôt:

- spotreba primárnej energie, elektriny a uhľovodíkových palív bude aj naďalej rásť vysokou rýchlosťou, a aj keď sa predpokladá pokles energetickej náročnosti trendom 1,4 % ročne (EÚ, IEA) a 1,0 % ročne (WEC/IIASA), svetová spotreba primárnej energie sa do polovice tohto storočia zvýši 2 až 3 – násobne,
- predpokladá sa, že v štruktúre dodávok energie budú o 50 rokov stále dominovať uhľovodíkové palivá,
- emisie oxidu uhličitého ako vedľajší produkt využívania uhľovodíkových palív sa výrazne zvýšia.

Dôsledkom tohto rozvoja bude dramatické zvýšenie koncentrácie skleníkových plynov. Niektoré z týchto dôsledkov sa prejavujú zvýšením globálnej strednej teploty, zvýšením hladiny morí, zmenou klimatických zón a s tým spojeným rizikom katastrofických udalostí. Pre scenár B „stredného priebehu“ štúdia WEC/IIASA odhaduje, že stredná teplota sa do konca storočia zvýši o 1,3 až 3,5°C.

Svetová výroba elektrickej energie bude rásť ešte rýchlejšie ako spotreba primárnej energie. Pre krajiny Európskeho spoločenstva sa predpokladá výrazné zvýšenie závislosti od dovozov tuhých palív z dnešných 37% na 65% v roku 2020, pre ropu z 85% na 94% a pre plyn zo 40% na 65%. Osobitne plynárenský priemysel sa bude spoliehať na nenahraditeľné veľké dovozy z Ruska, čo je dodávateľ, ktorý nemusí byť považovaný za tak spoľahlivého ako sú krajiny OECD. Domáce zdroje energie

a diverzifikácia dodávok sú veľmi dôležité pre zabezpečenie spoľahlivosti a bezpečnosti v zásobovaní energiou.

Aj keď sa v tomto storočí neočakávajú ohraničenia absolútnym obmedzením zdrojov uhľovodíkových palív, môžu nastať dočasné a štrukturálne nedostatky energie. Hlavná časť rezerv ropy je umiestnená v krajinách OPEC, zatiaľ čo krajiny OECD majú rezervy iba 10%. Pre zemný plyn je podiel rezerv v krajinách OECD tiež iba 10%, zatiaľ čo krajiny bývalého ZSSR a Irán vlastní viac ako 50% preukázaných zásob. Politická nestabilita by mohla vyvolať ťažký nedostatok a hlbokú ekonomickú krízu, akú sme zažili v 70. a začiatkom 80. rokov minulého storočia. Úspešnou stratégiou na zabránenie veľkému narušeniu dodávok bola diverzifikácia zdrojov energie. Jadrová energia je jeden z dôležitých kameňov v diverzifikovanej štruktúre dodávok.

Rezervy uránu môžu výrazne rozšíriť našu základňu energetických zdrojov a krajiny OECD ako Kanada a Austrália majú veľký podiel na známych ekonomických zásobách. Prakticky nekonečný zdroj môže z jadrovej energie urobiť uzavretý palivový cyklus s množivými reaktormi a prepracovaním paliva. Aj bez prepracovania a bez rýchlych reaktorov sa jadrová energia môže spoliehať na obrovskú základňu zdrojov, ktorá môže prispieť k dlhodobým dodávkam energie.

Analýza rôznych energetických výhľadov a **scenárov** (►Príloha 1) jasne ukazuje, že samotné zlepšovanie energetickej účinnosti a dodatočné úsilie na rozvoj a využívanie obnoviteľných zdrojov energie nestačí na zabezpečenie ekonomického rozvoja, a tým na obmedzenie globálnych klimatických zmien.



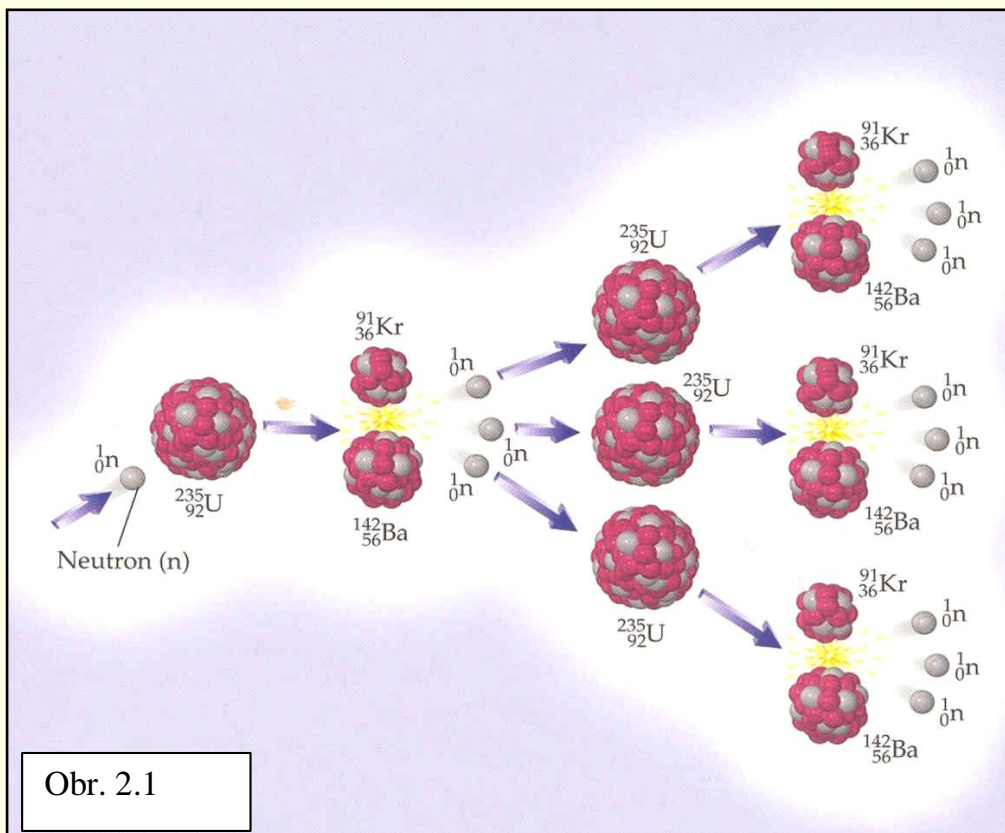
Návrat z acrobat readera - ❌ (zatvorením okna)

2 JADROVÉ REAKTORY

2.1 Princíp činnosti jadrového reaktora so štiepnym palivom

Reťazová reakcia

Počiatkový neutrón, ktorý vyvoláva štiepenie, môže vznikáť pri spontánnom štiepení alebo pri interakcii kozmického žiarenia so štiepnym materiálom. Keď prvý neutrón vyvolá štiepenie jadra $^{235}_{92}\text{U}$, uvoľnia sa ďalšie 2-3 neutróny, ktoré môžu vyvolať štiepenie 3 jadier a vytvorí sa $3 \times 3 = 3^2$ neutrónov druhej generácie. Tieto môžu - v procese štiepenia - uvoľniť $3^3 = 27$ neutrónov tretej generácie, atď. (obr. 2.1). Postupné štiepenie bude prebiehať až dovtedy, kým sa nerozštiepi značná časť jadier štiepneho materiálu. Napríklad pri dostatočnom množstve paliva v päťdesiatkovej generácii bude jestvovať už $3^{50} \sim 10^{24}$ neutrónov. To znamená, že akonáhle sa štiepenie začne, má možnosť rozšíriť sa bez vonkajšieho zásahu na celú sústavu, t.j. môže vzniknúť reťazová reakcia štiepenia. Ak sa rozmnožovanie neutrónov vonkajším zásahom obmedzuje tak, aby reakcia prebiehala postupne, hovoríme o riadenej reťazovej reakcii a zariadenie, v ktorom sa takáto reakcia uskutočňuje, nazývame jadrový reaktor. Keď sa množenie neutrónov neobmedzuje, reťazová reakcia prebieha veľmi rýchle. Za krátky čas (10^{-7} až 10^{-6} s) sa uvoľní obrovské množstvo tepla, čo má za následok explóziu. Takýto proces prebieha pri výbuchu jadrovej bomby.



Podstatnú časť energie uvoľňovanej pri štiepení (~ 160 MeV) si odnášajú štiepne fragmenty vo forme kinetickej energie. V látkovom prostredí sú brzdené a nahrievajú toto prostredie.

Z jednoduchých výpočtov vyplýva, že 1 kg izotopu ^{235}U štiepením poskytne $7,95 \cdot 10^{10}$ kJ tepelnej energie. Rovnakú tepelnú energiu získame spálením asi $2,7 \cdot 10^6$ kg uhlia. V súčasnosti pracuje na celom svete niekoľko stoviek reaktorov. Sú rôzneho typu a rôznej konštrukcie.

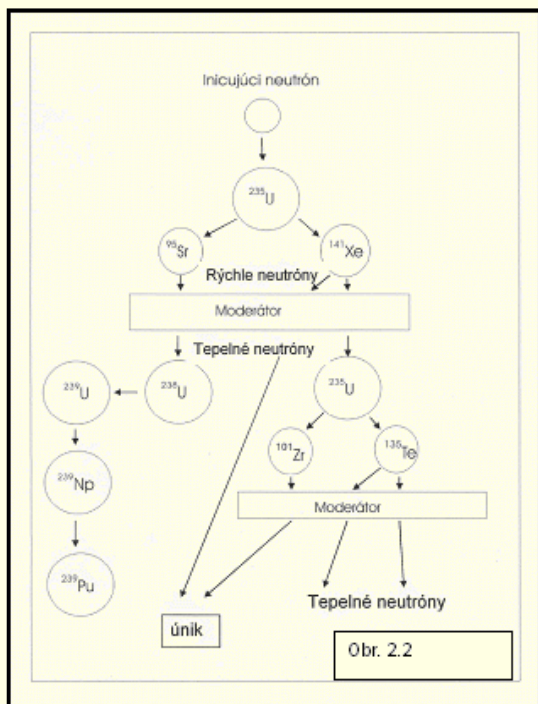
Proces štiepenia atómových jadier sa podrobnejšie popisuje v kapitolách: Florek M. „Základy neutrónovej fyziky a fyziky štiepenia“ a Šáro Š. „Úvod do fyziky jadrových reakcií“.

Multiplikačný faktor nekonečného prostredia

V predošlých úvahách sme predpokladali, že všetky neutróny, ktoré vznikajú pri štiepení, vyvolávajú štiepenie ďalších jadier. V skutočnosti štiepnu reakciu vyvolá len jedna časť neutrónov. Druhú časť pohltia konštrukčné materiály reaktora a tretia časť unikne z oblasti, kde je rozmiestnené palivo. Reťazová reakcia štiepenia bude prebiehať stacionárne, ak každé rozštiepené jadro poskytne jeden neutrón pre štiepenie ďalšieho jadra. Môžeme to vyjadriť aj tak, že v stacionárnom režime reaktora pomer stredného počtu neutrónov jednej generácie N_i k strednému počtu neutrónov predchádzajúcej generácie N_{i-1} je rovný jednej

$$k = N_i / N_{i-1} = 1. \quad (2.1)$$

Tento pomer sa nazýva **multiplikačný faktor reaktora**. Ak je $k > 1$, reaktor pracuje v nadkritickom stave, počet štiepení za jednotku času a tým aj výkon reaktora vzrastá. Ak je $k < 1$, reaktor pracuje v podkritickom stave a výkon reaktora klesá. Pre všetky štiepne materiály prevyšuje počet sekundárnych neutrónov v štiepnej reakcii hodnotu 1. Ak by neexistovali iné konkurujúce procesy (radiačný záchyt, nepružný rozptyl, atď./, bolo by jednoduché vytvoriť podmienky pre vznik reťazovej reakcie.



V prírodnom uráne sa nachádza 99,28 % izotopu ^{238}U , ktorý sa štiepi len pri pohltení rýchlych neutrónov a 0,714 % izotopu ^{235}U , ktorý sa štiepi pri pohltení tak rýchleho, ako aj pomalého neutrónu (obr. 2.2). Značná časť neutrónov štiepenia má energiu, ktorá prevyšuje prahovú energiu štiepenia izotopu ^{238}U (1,1 MeV). V [1] sme ukázali, že štiepenie tohto izotopu môže vyvolať najviac ak každý piaty neutrón. Ostatné štyri neutróny sú nepružne rozptýlené a ich energia klesne pod prahovú energiu. V rezonančnej oblasti energii neutrónov je veľká pravdepodobnosť radiačného záchytu, ak je energia blízka k niektorej z mnohých rezonančných hladín jadra. Pri radiačnom záchyte je neutrón pohltý bez toho, aby vyvolal štiepnu reakciu.

Výhodnejšia situácia pre udržanie procesu štiepenia je v prípade izotopu ^{235}U . Účinný prierez štiepenia tohto izotopu je mimoriadne veľký pre tepelné neutróny ($5,8 \cdot 10^{-26} \text{ m}^2$) a je veľký aj pri vyšších energiách neutrónov. Preto sú pružné a nepružné zrážky výhodné, lebo so zmenšením E rastie σ_f . Pre uskutočnenie reťazovej reakcie na čistom izotope ^{235}U je nevyhnutné, aby sa skoncentrovalo také množstvo, z ktorého by neuniklo viac ako 1,25 neutrónov na akt štiepenia. V prírodných podmienkach je reťazová reakcia teraz neuskutočniteľná, hoci v minulosti, pred 2-3 miliardami rokov, mohla reťazová reakcia prebiehať pokiaľ k ložisku uránu mala prístup voda (moderátor), lebo koncentrácia izotopu ^{235}U v prírodnom uráne bola $\sim 3\%$. Takto obohatené palivo sa používa v súčasných ľahkovodných reaktoroch. Skutočne, v r. 1968 v africkom Gabúne, v nálezisku Oklo boli nájdené dôkazy o existencii **prírodného reaktora** (► Príloha 2) v dávnej minulosti.

Predpokladajme, že v našej sústave, ktorá má veľmi veľké (nekonečné) rozmery sa nachádza homogénne premiešané palivo urán a moderátor. Nech v nejaký moment v jednotke objemu je hustota tepelných neutrónov n . Po krátkom čase, tepelné neutróny budú pohltené jadrami paliva, moderátora a inými konštrukčnými materiálmi.

Časť neutrónov, ktorá bola pohltená jadrami paliva v jednotke objemu bude rovná $\Phi \Sigma_a^U$, druhá časť, pohltenu jadrami moderátora a konštrukčnými materiálmi bude rovná $\Phi \Sigma_a^K$, kde indexy označujú makroskopické účinné prierezy absorpcie neutrónov v uráne a konštrukčných materiáloch. Potom podiel neutrónov pohltených v palive bude

$$\frac{\Sigma_a^U}{\Sigma_a^U + \Sigma_a^K} \quad (2.2)$$

Nie každý neutrón absorbovaný v palive vyvolá štiepenie jadier uránu. Určitá časť nevyvolá štiepenie, ale reakciu radiačného záchytu $\Sigma_a = \Sigma_f + \Sigma_\gamma$. Podiel neutrónov, ktoré rozštiepia jadrá paliva bude

$$\frac{\Sigma_f^U}{\Sigma_a^U} \quad (2.3)$$

Priemerný počet sekundárnych neutrónov pripadajúcich na jedno rozštiepené jadro označíme ν a priemerný počet sekundárnych neutrónov pripadajúcich na jeden absorbovaný neutrón v palive označíme ako η

$$\eta = \frac{\Sigma_f^U}{\Sigma_a^U} \nu \quad (2.4)$$

Pri štiepení vznikajú rýchle neutróny so strednou energiou 2 MeV. Prv, ako sa rýchle neutróny spomalia, ich určitá časť spôsobí štiepenie ^{235}U a ^{238}U . Vzhľadom na to, že v každom akte štiepenia získava sa v priemere 2,5 neutrónov, počet rýchlych neutrónov sa mierne zvýši na hodnotu $\epsilon \eta$. Zvýšenie vyjadrujeme **multiplikačným faktorom rýchlych neutrónov** ϵ . Tento faktor je definovaný ako pomer úhrnného počtu rýchlych neutrónov, ktoré vznikajú účinkom štiepenia, k počtu rýchlych neutrónov, ktoré vznikajú pri štiepení len tepelnými neutrónmi ($\epsilon > 1$).

Počas spomaľovania časť neutrónov bude pohltená jadrami ^{238}U , pretože v procese spomaľovania neutróny môžu získať energiu blízku k energii z niektorých početných rezonancií a vtedy je veľká pravdepodobnosť, že budú pohltení jadrami uvedeného izotopu (nezabúdajme, že v palive je prevážna časť ťažkého uránu) bez vyvolania štiepenia, najpravdepodobnejšie v dôsledku radiačného záchytu rezonančného neutrónu. Pomer počtu rýchlych neutrónov, ktoré neboli pri spomaľovaní absorbované, ku všetkým rýchlym neutrónom označíme koeficientom ρ ($\rho < 1$), Preto na konci procesu spomaľovania neutrónov ich počet klesne na hodnotu $\epsilon \eta \rho$.

Neutróny, ktoré dosiahli tepelnú energiu, môžu byť pohltené jadrami uránu alebo moderátorom. Takže v ďalšom cykle (i) počet neutrónov sa zmení na hodnotu

$$N_i = N_{i-1} \frac{\Sigma_a^U}{\Sigma_a^U + \Sigma_a^K} \frac{\Sigma_f^U}{\Sigma_a^U} \nu \varepsilon \rho = N_{i-1} f \eta \varepsilon \rho$$

Potom multiplikačný koeficient pre prostredie nekonečných rozmerov bude

$$k_\infty = \frac{N_i}{N_{i-1}} = f \eta \varepsilon \rho \quad (2.5)$$

kde η sa nazýva **regeneračný koeficient** a udáva priemerný počet sekundárnych neutrónov na jeden neutrón, pohltený jadrom uránu. Súčiniteľ f sa nazýva **koeficient tepelného využitia neutrónov** a charakterizuje pomer počtu tepelných neutrónov pohltených v palive, k počtu tepelných neutrónov pohltených v palive i v moderátore.

Výraz (2.5) sa nazýva aj vzorcom štyroch súčiniteľov. Z nich η a ε sú väčšie ako jedna, ρ a f sú menšie ako jedna. Pre prírodný urán, nachádzajúci sa v homogénnom reaktore, je $\eta = 1,35$, $\varepsilon = 1,03$, $\rho = 0,6$ až $0,9$ a $f = 0,7$ až $0,9$ v závislosti od typu moderátora. V homogénnom usporiadaní multiplikačný koeficient k_∞ je väčší ako 1 len s ťažkovodným moderátorom. S grafitovým moderátorom je $k_\infty = 0,65$.

Aj s grafitovým moderátorom sa dá dosiahnuť hodnota $k > 1$, ale v heterogénnom usporiadaní reaktora. V heterogénnom reaktore je palivo priestorovo oddelené od moderátora. Neutróny sa spomaľujú v prostredí, kde nie sú jadrá uránu (okrem hraničných oblastí palivo-moderátor) a pravdepodobnosť rezonančného záchytu neutrónu jadrami uránu je oveľa menšia ako v prípade homogénneho reaktora. Spomalené neutróny difundujú v moderátore, až ich nakoniec zachytia jadrá uránu.

Kritické rozmery

Výraz (2.5) sme napísali pre sústavu, z ktorej neutróny neunikajú. V sústave konečných rozmerov k sa bude líšiť od k_∞ . Ak označíme P pravdepodobnosť, že zo sústavy neuniknú neutróny, tak pre multiplikačný faktor konečnej sústavy môžeme napísať

$$k_{ef} = k_\infty P \quad (2.6)$$

V prípade reaktora konečných rozmerov je $P < 1$, na udržanie sa reťazovej reakcie musí potom byť $k_\infty > 1$. Ako sme už hovorili k_∞ závisí od druhu paliva a moderátora. Pravdepodobnosť úniku neutrónov je daná geometrickými rozmermi aktívnej zóny reaktora. Je jasné, že únik neutrónov bude menší v tej sústave, pre ktorú je väčší pomer objemu V k povrchu S . (Počet unikajúcich neutrónov závisí od veľkosti povrchu aktívnej zóny reaktora, zatiaľ čo množstvo vznikajúcich neutrónov závisí od jej objemu). Pomer povrchu aktívnej zóny k jej objemu možno zmenšiť zväčšením rozmerov aktívnej zóny. Kritickým rozmerom reaktora nazývame takú veľkosť reaktora, pri ktorej je súčin $k_{ef} = k_\infty P = 1$. Názorný je príklad guľovej aktívnej zóny, pri ktorej je pomer povrchu k objemu rovný $3/R$.

Únik neutrónov možno znížiť nielen zväčšením rozmerov reaktora, ale aj obklopením reaktora vhodnou, neutróny odrážajúcou látkou (reflektorom). Reflektor sa spravidla volí z rovnakej látky ako moderátor.

Veľičinu $k_{ef} = k_\infty P$ nazývame efektívnym multiplikačným koeficientom reaktora konečných rozmerov. Ak zvýšime hodnotu k_∞ obohatením prírodného uránu izotopom s veľkým Σ_f (zväčšuje sa η), tak môžeme dovoliť nižšiu hodnotu P . Preto kritický rozmer reaktora s obohateným palivom bude menší ako kritický rozmer reaktora, ktorý ako palivo používa prírodný urán.

2.2 Proces difúzie a kritická rovnica

Elementárna teória difúzie neutrónov sa rozvíjala pomocou matematického aparátu ako teória difúzie plynov. Preto aplikujeme Fickov zákon, podľa ktorého prúd neutrónov cez jednotkový povrch, kolmý na smer pohybu častíc, je úmerný

$$J = D_0 \text{grad } n \quad (2.7)$$

kde D_0 je koeficient difúzie a n hustota častíc. Fickov zákon, v ktorom bude namiesto hustoty neutrónov hustota toku neutrónov, môže byť odvodený z (2.7)

$$J = - (D_0/v) \text{grad } n \quad v = - D \text{grad } \Phi, \quad (2.8)$$

v ktorom sa predpokladá, že všetky neutróny majú rovnakú rýchlosť, napr. v . Pre prostredie, v ktorom sa λ_n slabo mení, koeficient difúzie je rovný

$$D_0 = \lambda_n / 3 \quad (2.9)$$

Presnejší výpočet dáva

$$D_0 = \lambda_{tr} / 3 \quad (2.10)$$

Na základe (2.7) môžeme vypočítať únik neutrónov z elementárneho objemu $dV = dx dy dz$ vo vnútri moderátora, kde hustota neutrónov je rovná $n(r)$. Riešením úlohy dostaneme, že únik neutrónov z jednotky objemu za jednotku času určuje výraz

$$J = - D_0 \Delta n \quad (2.11)$$

kde Δ je Laplaceho operátor.

Difúzna rovnica

Už odvodené vzťahy použijeme na opis priestorovej distribúcie tepelných neutrónov, pohybujúcich sa v látkovom prostredí. Bilanciu neutrónov určujú tieto procesy

$$\frac{\partial n}{\partial t} = \text{vznik neutrónov} - \text{únik} - \text{absorpcia} . \quad (2.12)$$

Nech G je emisia neutrónového zdroja, alebo počet neutrónov vznikajúcich v jednotke objemu za jednotku času v momente t . Únik neutrónov z jednotky objemu opisuje vzťah (2.11) a absorpciu neutrónov vzťah $\Sigma_a \Phi$. A tak

$$\frac{\partial n}{\partial t} = G + D_0 \Delta n - \Sigma_a \Phi \quad (2.13)$$

alebo pre stacionárny režim $\frac{\partial n}{\partial t} = 0$.

$$D_0 \Delta n - \Sigma_a \Phi + G = \left(\frac{D_0}{v}\right) \Delta(nv) - \Sigma_a \Phi + G = D \Delta \Phi - \Sigma_a \Phi + G = 0 \quad (2.14)$$

Rovnica (2.14) sa nazýva **difúzna rovnica** a hrá kľúčovú úlohu v teórii jadrových reaktorov. Dá sa použiť len pre monoenergetické neutróny ($v = \text{konšt.}$) a pre oblasť vzdialenú približne na $3 \lambda_{tr}$ od intenzívnych zdrojov neutrónov alebo intenzívnych absorbátorov.

Aby sme mohli difúznú rovnicu riešiť, treba zadať hraničné podmienky:

1. V oblasti, kde platí difúzna rovnica, musí byť tok neutrónov konečný a nezáporný.
2. Keď prostredie v ktorom sa pohybujú neutróny, pozostáva z dvoch látok s rozdielnym Σ_a a Σ_n , tak na rozhraní látok musí byť $\Phi_{o1} = \Phi_{o2}$

3. V blízkosti hranice medzi látkou a vákuom je tok neutrónov vo vákuu rovný nule v určitej vzdialenosti od hranice $d = 2/3 \lambda_{tr}$. (Treba však poznamenať, že v skutočnosti $\Phi = 0$ na oveľa väčšej vzdialenosti. Hraničná podmienka v tomto tvare zjednodušuje výpočty).

Príklad 1

Aplikujte difúziu rovnicu na výpočet priestorovej distribúcie hustoty toku neutrónov v moderátore nekonečných rozmerov, v ktorom sa nachádza bodový zdroj monoenergetických neutrónov.

Riešenie

Zvolíme počiatok súradnicového systému v bode A, kde sa nachádza bodový zdroj emitujúci za jednotku času G neutrónov. V oblasti mimo bodu A

$$D \left(\frac{d^2 \phi}{dr^2} + \frac{2}{r} \frac{d\phi}{dr} \right) - \Phi \Sigma_a = 0$$

alebo

$$\frac{d^2 \Phi}{dr^2} + \frac{2}{r} \frac{d\Phi}{dr} - K^2 \Phi = 0$$

kde sme označili

$$K^2 = \frac{\Sigma_a}{D} = \frac{3\Sigma_a}{\lambda_{tr}}$$

Riešením rovnice je funkcia

$$\Phi = \frac{C_1}{r} e^{Kr} + \frac{C_2}{r} e^{-Kr}$$

v ktorej C_1 a C_2 sa určujú z hraničných podmienok. Aby hustota toku neutrónov bola konečná v ľubovoľnom bode moderátora, musí byť $C_1 = 0$. Konštantu C_2 môžeme určiť z podmienky, že všetky neutróny emitované neutrónovým zdrojom musia byť absorbované v moderátore, ktorý má nekonečné rozmery.

$$G = \int_V \Sigma_a \Phi(r) dV = \Sigma_a \int_0^\infty \frac{C_2}{r} e^{-Kr} 4\pi r^2 dr = \frac{4\pi \Sigma_a C_2}{K^2}$$

A tak

$$\Phi(r) = \frac{GK}{4\pi \Sigma_a} \frac{e^{-Kr}}{r} = \frac{G}{4\pi D} \frac{e^{-Kr}}{r}$$

Vidíme, že v kvalitnom moderátore ($K \ll 1$) hustota toku neutrónov sa mení takmer nepriamo úmerne od vzdialenosti zdroja neutrónov. Vo vákuu by sa hustota toku neutrónov menila nepriamo úmerne kvadrátu vzdialenosti. Tento rozdiel je spôsobený tým, že v moderátore môžu neutróny plochu dS prechádzať v smere od zdroja neutrónov i v opačnom smere.

Rovinný zdroj neutrónov. Difúzna dĺžka

Nech zdroj neutrónov nekonečných rozmerov umiestnený na ploche (x, y) emituje G neutrónov z jednotky plochy za jednotku času. Pre oblasť, kde $z \neq 0$, difúziu rovnicu, môžeme zapísať v tvare

$$\frac{d^2 \Phi}{dz^2} - K^2 \Phi = 0,$$

ktorej riešením je funkcia

$$\Phi(z) = C_1 e^{Kz} + C_2 e^{-Kz}$$

Na základe analogických úvah, ktoré sú uvedené v príklade 1, nájdeme

$$\Phi(z) = G \frac{e^{-Kz}}{KD} = \frac{GL}{D} e^{-\frac{z}{L}} = ce^{-\frac{z}{L}}$$

Veľmi dôležitou charakteristikou difúzneho prostredia je difúzna dĺžka, ktorá je definovaná ako recipročná hodnota veličiny K

$$L = \frac{1}{K} = \left(\frac{D}{\Sigma_a} \right)^{\frac{1}{2}}$$

Ako vidieť, difúzna dĺžka je určitá lineárna vzdialenosť, ktorá závisí od absorpčných a rozptylových vlastností prostredia. Fyzikálny zmysel difúznej dĺžky súvisí s priemernou hodnotou vzdialenosti, ktorú neutrón urazí z miesta svojho vzniku (t.j. miesta kde sa stal tepelným) do miesta, kde je absorbovaný. Z vyššie uvedených príkladov distribúcie monoenergetických neutrónov v okolí bodového a rovinného zdroja vyplýva, že na vzdialenosti L od zdroja hustota toku neutrónov klesá e-krát.

Príklad 2

Nájdite hodnotu štvorca strednej vzdialenosti $\langle r^2 \rangle$, o ktorú sa premiestni neutrón z miesta svojho vzniku do miesta, kde je absorbovaný.

Riešenie

V elemente guľovej vrstvy $dV = 4\pi r^2 dr$ bude absorbovaných $dV \Phi \Sigma_a$ neutrónov. Priemerná hodnota štvorca vzdialenosti $\langle r^2 \rangle$, ktorú neutrón urazí od zdroja do miesta absorpcie bude

$$\langle r^2 \rangle = \frac{\int_0^{\infty} r^2 4\pi r^2 \Phi(r) dr}{\int_0^{\infty} 4\pi r^2 \Phi(r) dr}$$

Hustota toku neutrónov $\Phi(r)$ v okolí bodového zdroja bola určená v príklade 1. Po dosadení dostávame

$$\langle r^2 \rangle = \frac{\int_0^{\infty} r^3 e^{-Kr} dr}{\int_0^{\infty} r e^{-Kr} dr} = \frac{6}{K} = 6L^2$$

Kritická rovnica

Uvažujme prípad, keď homogénna zmes moderátora a štiepneho materiálu má konečný objem. Najjednoduchšie priblíženie je založené na predpoklade, že všetky neutróny vznikajú, difundujú a sú absorbované s tepelnou energiou (je len jedna skupina neutrónov). Údaj o hustote toku neutrónov $\Phi(r, t)$ môžeme získať na základe riešenia difúznej rovnice (2.13). Zdrojový člen v difúznej rovnici zapíšeme v tvare

$$Q = k_{\infty} \Sigma_a \Phi(r, t), \quad (2.15)$$

lebo na každý absorbovaný neutrón v množiacom prostredí vznikne k_{∞} nových a vzťah (2.15) udáva ich počet v jednotke objemu a času. Tu ignorujeme skutočnosť, že neutróny môžu uniknúť z objemu už v procese spomaľovania. Takže

$$D\Delta\Phi - \Sigma_a\Phi + k_{\infty}\Phi(r, t) = \frac{\partial n}{\partial t} = \frac{1}{v} \frac{\partial \Phi}{\partial t}$$

$$\Delta\Phi + \frac{k_{\infty} - 1}{L_d^2} \Phi = \frac{1}{Dv} \frac{\partial \Phi}{\partial t}, \quad (2.16)$$

kde sme označili $L_d^2 = D/\Sigma_a$, ako štvorec difúznej dĺžky. Označíme $B_m^2 = \frac{k_{\infty} - 1}{L_d^2}$ ako materiálový

parameter (je určovaný kvalitou materiálu a nie jeho rozmermi) a rovnicu (2.16) riešime metódou separácie premenných $\Phi(r, t) = R(r) T(t)$, kde $R(r)$ je funkcia len priestorových súradníc a $T(t)$ je funkcia času. Potom

$$\frac{\Delta R}{R} + B_m^2 = \frac{1}{vDT} \frac{\partial T}{\partial t}, \quad (2.17)$$

Ľavá strana tejto rovnice závisí len od priestorových súradníc a pravá strana je výlučne funkciou času, ich rovnosť znamená, že obe strany sú rovné konštante. Konštantou bude potom aj pomer $\Delta R/R$ a označíme ho ako geometrický parameter – B_g^2

$$-B_g^2 + B_m^2 = \frac{1}{vDT} \frac{\partial T}{\partial t} \quad (2.18)$$

V závislosti na vzájomnej veľkosti parametrov B_g a B_m môžu nastať tri prípady.

1. Ak $B_g^2 > B_m^2$ tak $\frac{\partial T}{\partial t} < 0$ je záporné a Φ s časom exponenciálne klesá. Nazývame to **podkritický stav** reaktora.
2. Ak $B_g^2 < B_m^2$ tak $\frac{\partial T}{\partial t} > 0$ je kladné (**nadkritický stav**)
3. Ak $B_g^2 = B_m^2$ tak $\frac{\partial T}{\partial t} = 0$ stav označujeme ako **rovnovážný** alebo **kritický** stav. To je prípad stacionárnej reťazovej reakcie.

Takže, kritický stav sa dosiahne keď $B_g^2 = B_m^2 = B^2 = \frac{k_\infty - 1}{L^2}$ odkiaľ

$$\frac{k_\infty}{1 + L^2 B^2} = 1 \quad (2.19)$$

alebo $k_\infty P = 1$. To je tzv. kritická rovnica v jednoskupinovom priblížení, keď uvažujeme prítomnosť neutrónov len s jednou energiou. Porovnaním (2.19) s (2.6) ľahko určíme koeficient $P = \frac{1}{1 + L^2 B^2}$.

Riešením rovnice /2.16/ pre $B_g = B_m = B$ a s okrajovými podmienkami podľa 2.2.1, nájdeme pre hranol so stranami a, b, c

$$B^2 = \left(\frac{\pi}{a'}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{b'}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{c'}\right)^2 \quad (2.20)$$

pre guľu s polomerom R

$$B^2 = \left(\frac{\pi}{R'}\right)^2 \quad (2.21)$$

a valec s polomerom R a výškou H

$$B^2 = \left(\frac{2,4}{R'}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{R'}\right)^2 \quad (2.22)$$

kde k reálnym geometrickým rozmerom sú pripočítané extrapolované dĺžky, napr. $R' = R + \frac{3\lambda_{tr}}{3}$.

Príklad 3

Určite parameter B reaktora v tvare nekonečnej dosky o hrúbke H a závislosť hustoty toku neutrónov v rôznej vzdialenosti od osi dosky. Uvažujte reaktor v kritickom stave. V hrúbke H je zahrnutá aj extrapolovaná vzdialenosť (viď podmienku 3 pre riešenie difúznej rovnice).

Riešenie

Tok tepelných neutrónov sa bude meniť len pozdĺž osi x , ktorá má konečný rozmer. Ak počiatok súradnicového systému umiestnime do strede dosky osi AZ vo vzdialenosti $H/2$, to obecné riešenie difúznej rovnice má tvar

$$\Phi(x) = C \sin Bx + A \cos Bx$$

Tok neutrónov musí byť symetrický a preto $C=0$. Podľa tretej okrajovej podmienky pre riešenie difúznej rovnice, musí byť hustota toku neutrónov $\Phi(H/2)=0$. Ak vylúčime triviálne riešenie ($A=0$), musí platiť $\cos(B \cdot H/2)=0$. Túto podmienku spĺňajú hodnoty B

$$B = \pi/H, 3\pi/H, \dots, (2n-1)\pi/H$$

Podmienka nezápornej hodnoty hustoty neutrónového toku je splnená len pre $n=1$ (fundamentálne riešenie), potom rozloženie hustoty toku tepelných neutrónov bude určované funkciou

$$\Phi(x) = A \cdot \cos\left(\frac{\pi}{H} x\right)$$

$$\text{Odkiaľ } B^2 = \left(\frac{\pi}{H}\right)^2$$

Označme hodnotu hustoty toku neutrónov v centre dosky ($x=0$) ako Φ_0 , potom $\Phi(x) = \Phi_0 \cos Bx$

Kritická rovnica v dvojskupinovom priblížení

Na základe modelu spojitého spomalenia (► Príloha 3) môžeme zapísať difúznu rovnicu v dvojskupinovom priblížení. Budeme predpokladať, že v štiepení vznikajú monoenergetické rýchle neutróny (prvá skupina) s energiou E_0 , ktoré budeme charakterizovať hustotou spomalenia $q(r, \tau=0)$. V prostredí so slabou absorpciou je zdrojový člen približne rovný

$$Q = p q \quad (2.23)$$

kde $q(r, \tau)$ je hustota spomalenia bez absorpcie, τ je vek neutrónov a p je pravdepodobnosť úniku rezonančnému záchytu. V kritickej sústave je hustota toku tepelných neutrónov (druhá skupina) určená riešením stacionárnej difúznej rovnice

$$D\Delta\Phi - \Sigma_a\Phi + pq = 0 \quad (2.24)$$

Hustotu spomalenia tepelných neutrónov $q(r, \tau)$ nájdeme riešením Fermiho vekovej rovnice

$$\Delta q(r, \tau) = \frac{\partial q}{\partial \tau}$$

s hraničnou podmienkou pre štiepne neutróny $q(r, \tau=0) = k_\infty/p (\Sigma_a\Phi)$

Hľadáme riešenie v tvare $q(r, \tau) = R(r) T(\tau)$

$$\frac{\Delta R}{R} = \frac{1}{T} \frac{\partial T}{\partial \tau} = -B^2 \quad (2.25)$$

Odkiaľ

$$T = A e^{-B^2\tau} \quad (2.26)$$

$$\Delta R + B^2 R(r) = 0 \quad (2.27)$$

Z okrajovej podmienky $A R(r) = (k_\infty/p) (\Sigma_a\Phi)$ nachádzame $q(r, \tau)$,

$$q(r, \tau) = \frac{k_\infty}{p} (\Sigma_a\Phi) e^{-B^2\tau} \quad (2.28)$$

Dosadíme do difúznej rovnice $\Delta\Phi + B^2\Phi = 0$,

$$D\Delta\Phi(r) - \Sigma_a\Phi(r) + k_\infty (\Sigma_a\Phi) e^{-B^2\tau} = 0 \quad (2.29)$$

Rovnicu delíme výrazom $(\Sigma_a \Phi)$ a uskutočníme zámenu $\Delta \Phi(r) = -B^2 \Phi$

$$-\frac{DB^2}{\Sigma_a} - 1 + k_\infty e^{-B^2 \tau} = 0 \quad (2.30)$$

$$\text{odkiaľ } \frac{k_\infty e^{-B^2 \tau}}{1 + L^2 B^2} = 1 \quad (2.31)$$

To je kritická rovnica v dvojskupinovom priblížení.

2.3 Fyzikálne princípy konštrukcie a prevádzky jadrových reaktorov

Štiepna reakcia poskytuje ideálnu možnosť využitia jadrovej energie, skoncentrovanej v atómových jadrách. Fyzikálne základy tohto procesu spočívajú na princípe, že pri rozštiepení jadra sa uvoľňuje energia rovná cca 200 MeV a 2-3 neutróny, ktoré môžu byť využité na rozštiepenie ďalších 2-3 jadier uránu. Ak máme sústavu veľkých rozmerov obsahujúcu N jadier štiepatelného materiálu v jednotke objemu so súradnicami r , ktoré sa nachádzajú v neutrónovom poli $\Phi(r)$, tak počet štiepení za jednotku času bude

$$N_f = \Phi(r, E) \Sigma_f(E) = \Phi(r, E) N \sigma_f(E)$$

kde Σ_f je makroskopický účinný prierez štiepenia ($\Sigma_f = N \sigma_f$), indukovaný neutrónmi s energiou E a $\Phi(r, E)$ je hustota toku neutrónov v bode r . Nech objem oblasti, v ktorej sa nachádza štiepatelný materiál je V , tak množstvo energie uvoľnenej v tomto objeme bude

$$Q = \Phi(r, E) \Sigma_f(E) E_f dV \sim \langle \Phi \rangle \Sigma_f(E) E_f V$$

V reaktorovej fyzike sa zavádza pojem špecifický výkon Q/V na jednotku objemu.

$$Q/V = \langle \Phi \rangle \Sigma_f(E) E_f$$

Z tohto vzťahu vyplýva, že neexistujú fyzikálne ohraničenia na maximálnu hodnotu veličiny Q/V . Pri dostatočne veľkej hustote toku neutrónov špecifický výkon môže nadobúdať veľmi vysoké hodnoty. Maximálna hodnota špecifického výkonu, dosiahnuteľného v reaktore, je ohraničená možnosťami odberu tepla z jednotky objemu. Táto veličina závisí od konfigurácie paliva a fyzikálnych charakteristík použitého chladiaceho média.

Jadrové palivo má vysokú koncentráciu energie, ktorá sa môže uvoľňovať v priebehu niekoľkých mesiacov dokonca rokov, ak sa nachádza v jadrovom reaktore. Teraz môžeme definovať jadrový reaktor ako zariadenie, v ktorom prebieha kontrolovateľné uvoľňovanie jadrovej energie počas dostatočne dlhej doby.

Pri danom výbere paliva, špecifický výkon reaktora je určený hustotou toku neutrónov. Takže množstvo uvoľňovanej energie bude závisieť od $\Phi(r, E)$. V jadrových reaktoroch regulácia uvoľňovania tepla (výkonu) sa uskutočňuje prostredníctvom zmeny hustoty toku neutrónov. V tomto je rozdiel od klasických tepelných zdrojov, kedy množstvo uvoľňovanej energie za jednotku času závisí od množstva paliva alebo vzduchu privádzaného do sústavy.

Vzhľadom na vysokú objemovú hustotu energie v jadrovom palive, v reaktore palivo musí byť rozdelené na časti a každá z nich sa ochladzuje prietokom chladiaceho média. Palivo sa obyčajne umiestňuje do palivových trubiek s priemerom do 10 mm a tieto sa grupujú do väčších celkov, nazývaných palivový článok. Palivový článok ako celok sa vstavia, premiestňuje alebo vyberá z reaktora.

Pri ľubovoľnom toku neutrónov počet štiepení za jednotku času je úmerný súčinu

$$N_f \sim \Sigma_f(E) = N \sigma_f(E).$$

Túto hodnotu môžeme zvýšiť buď zvyšovaním počtu štiepných jadier N (obohatením paliva štiepnym izotopom), alebo zvyšovaním $\sigma_f(E)$. Môžeme využiť skutočnosť, že účinný prierez je funkciou energie a rastie podľa zákona $1/v$. Vyššiu hodnotu σ_f majú pomalé neutróny, takže spomaľovaním neutrónov vytvárame lepšie podmienky na priebeh reťazovej reakcie.

Prechodové stavy v jadrovom reaktore. Krátkodobá kinetika

Krátkodobá kinetika si všíma procesy s prechodovými časmi do niekoľko desiatok minút, ktoré v podstatnej miere ovplyvňujú riadenie reaktora.

Riadenie reaktora významne uľahčujú oneskorené neutróny. Bez existencie tejto frakcie neutrónov by prakticky bola nemožná bezpečná prevádzka jadrových reaktorov. Vysvetlíme si to v nasledujúcej časti.

Rovnica kinetiky bez oneskorených neutrónov

Budeme riešiť difúziu rovnicu (2.24) v nestacionárnom tvare

$$D\Delta\Phi(r) - \Sigma_a \Phi(r) + \rho q = \frac{\partial n}{\partial t} \quad (2.32)$$

V dvojskupinovom priblížení $q(r, \tau) = \frac{k_\infty}{\rho} (\Sigma_a \Phi) e^{-B^2 \tau}$, a pre zdrojový člen S dostávame

$S = \rho q = k_\infty (\Sigma_a \Phi) e^{-B^2 \tau}$ Potom difúzna rovnica má tvar

$$D\Delta\Phi(r) - \Sigma_a \Phi(r) + k_\infty (\Sigma_a \Phi) e^{-B^2 \tau} = \frac{\partial n}{\partial t} \quad (2.33)$$

Rovnicu prenásobíme výrazom $(\frac{1}{\Sigma_a})$ a hľadáme riešenie v tvare $\Phi(r, t) = \psi(r) T(t)$. Zavedieme označenia

$$t_d = \frac{1}{v\Sigma_a}, \quad L^2 = \frac{D}{\Sigma_a}, \quad B^2 = \frac{k_\infty - 1}{L^2}. \text{ Potom}$$

$$L^2 \frac{\Delta\Psi}{\Psi} + k_\infty e^{-B^2 \tau} - 1 = t_d \frac{1}{T} \frac{dT}{dt} \quad (2.34)$$

pre stav blízky ku kritickému $\Delta\Phi = -B_m^2 \Phi$

$$\frac{k_\infty \exp(-B^2 \tau)}{1 + L^2 B^2} - 1 = \frac{t_d}{1 + L^2 B^2} \frac{1}{T} \frac{dT}{dt} = t_n \frac{1}{T} \frac{dT}{dt} \quad (2.35)$$

Označíme na ľavej strane $k_{ef} - 1 = k_{ex}$. Zbytkový koeficient k_{ex} môže nadobúdať kladné a záporné hodnoty, v závislosti od toho, či k_{ef} je väčšie alebo menšie ako 1. Časová závislosť zmeny hustoty toku neutrónov bude sa popisovať exponenciálnou funkciou

$$\Phi(r, t) = \Psi(r) T(t) = \Psi_0 \exp\left(\frac{k_{ex}}{t_n} t\right) = \Psi_0 \exp\left(\frac{t}{T}\right)$$

kde T je perióda reaktora. Perióda reaktora $T = \frac{t_n}{k_{ex}}$ popisuje časovú zmenu aj výkonu. (Doba difúzie

$t_d = \frac{1}{v\Sigma_a}$ platí pre sústavu s nekonečnými rozmermi. Význam menovateľa je zrejmý z príkladu 1). Nech

$k_{ef} = 1,001$ a $t_n = 10^{-4}$ s (typická hodnota doby života okamžitých neutrónov). Tak $T = 0,1$ s a časová zmena hustoty toku neutrónov (a tým aj výkonu) za 1 sekundu vzrastie až 20000 krát. ($\Phi = e^{10}\Phi_0 = 2 \cdot 10^4 \Phi_0$). Táto zmena je tak prudká, že tak rýchlu zmenu toku neutrónov by žiadne mechanické zariadenie nedokázalo ovplyvniť.

Príklad 4

Ohodnoťte, aká časť neutrónov zostane v aktívnej zóne reaktora konečných rozmerov.

Riešenie

Únik neutrónov z AZ v tvare vrstvy do vákuá bude $J S$ kde J je prúd neutrónov a S celkový povrch aktívnej zóny. Počet absorbovaných neutrónov v AZ bude $\Sigma_a \langle \Phi \rangle V$, kde V je objem AZ. Pomer počtu neutrónov absorbovaných v AZ bude

$$P = \frac{\Sigma_a \langle \Phi \rangle V}{\Sigma_a \langle \Phi \rangle V + JS} = \frac{1}{1 + \frac{1}{\Sigma_a} \frac{S}{V} \frac{J}{\langle \Phi \rangle}} = \frac{1}{1 + B^2 L^2},$$

Ak sa ohraničíme AZ v tvare dosky (príklad č.3), potom $J = -D \frac{d}{dx}(\Phi_0 \cos Bx) = DB\Phi_0 \sin BH$,

$\langle \Phi \rangle = \frac{1}{H} \int \Phi(x) dx = \frac{\Phi_0}{BH}$. Vidíme, že výraz $\frac{1}{1 + B^2 L^2}$ nám vyjadruje tú časť neutrónov, ktoré v procese difúzie

neunikli z AZ. Potom $\frac{t_d}{1 + B^2 L^2}$ je doba života neutrónov v AZ konečných rozmerov.

Vplyv oneskorených neutrónov na prechodové procesy

V predchádzajúcej časti sme poukázali, že ak by pri štiepení jadier uránu vznikali len okamžité neutróny, tak riadiť takúto sústavu je nemožné, pretože perióda reaktora je veľmi malá. Našťastie, okrem okamžitých neutrónov, pri štiepení vznikajú aj tzv. oneskorené neutróny. Ich podiel v celkovom počte štiepných neutrónov je malý ($\beta = 0,2 - 0,7$ percent v závislosti od štiepneho materiálu), ale významne ovplyvňuje riadenie reaktora pri dodržaní určitých podmienok.

Priemerný čas života okamžitých neutrónov sa skladá z doby, počas ktorej vznikajú neutróny ($\leq 10^{-8}$ s) + čas potrebný na spomalenie neutrónov (10^{-5} s) a doby, počas ktorej difundujú neutróny ($\sim 10^{-4}$ s). Z toho vidíme, že určujúcim faktorom je doba difúzie.

Niektoré štiepne produkty, bohaté na neutróny (tzv. prekursori) poskytujú pri svojej beta premene dcérske produkty vo vysokovzbudenom stave, so slabo viazaným nepárnym neutrónom. Tento, takmer okamžite, môže byť emitovaný dcérskym jadrom a zdanlivá doba polpremeny neutrónovej emisie korešponduje s β -polpremenou prekursora. Vzniklé neutróny sa nazývajú oneskorené, na rozdiel od okamžitých, emitovaných fragmentami pri vlastnom akte štiepenia. Stredná energia oneskorených neutrónov je 0,5 MeV a je niekoľkonásobne nižšia v porovnaní so strednou energiou okamžitých neutrónov (2 MeV).

Pri štiepení ^{235}U bolo pozorovaných 6 skupín oneskorených neutrónov a každá skupina je charakterizovaná β_i – relatívnym množstvom neutrónov i-skupiny: Základné údaje o prekursoroch, a strednom čase života sú uvedené v tab. 2.1.

Tabuľka 2.1

Prekursor	Doba polpremeny [s]	čas života, τ [s]	zastúpenie β_i
$^{87}\text{Br} \rightarrow ^{87}\text{Kr}$	55,72	80,2	0,00026
$^{137}\text{J} \rightarrow ^{137}\text{Xe}$	22,72	31,7	0,0017
$^{89}\text{Br} \rightarrow ^{91}\text{Br}$	6,22	6,5	0,0021
^{139}J alebo ^{135}Sb	2,30	2,19	0,0024
^{137}Sb alebo ^{85}As	0,61	0,62	0,00084
	0,05	0,071	0,00025

Stredný čas života prekursorov je podstatne väčší ako doba života okamžitých neutrónov. Priemerný čas života oneskorených neutrónov i-skupiny je daný súčinom $\beta_i \tau_i$. Celkovú strednú dobu života oneskorených neutrónov určíme sčítaním priemerného času života jednotlivých skupín

$$t_{on} = \sum_{i=1}^m \beta_i \tau_i \quad (2.36)$$

Ak zanedbáme dobu spomalenia, priemerný čas života neutrónov jednej generácie môžeme vyjadriť nasledovne:

$$t_n = t_{ok}(1 - \beta) + t_{on} = t_{ok}(1 - \beta) + \sum_{i=1}^m \beta_i \tau_i = 10^{-4} \text{ s} + 0,0942 \text{ s} \approx 0,094 \text{ s} \quad (2.37)$$

kde symbolom β sme označili sumárny podiel oneskorených neutrónov (doba difúzie je podstatne kratšia ako doba života oneskorených neutrónov a môžeme ju zanedbať). Takže za strednú dobu života neutrónov môžeme považovať hodnotu $\approx 0,1$ s a perióda reaktora $T = t_n/k_{ex}$ bude rovná 100 s ak $k_{ef} = 1,001$. Sústavu s takouto periódou je už možné riadiť v reálnom čase.

Pozitívny vplyv oneskorených neutrónov na reguláciu reaktora sa prejaví len vtedy, keď $k_{ok} < 1$ a k_{ex} je určované len vplyvom oneskorených neutrónov. Podobne s (2.37) môžeme napísať

$$k_{ef} = k_{ef}(1 - \beta) + k_{ef}\beta = k_{ok} + k_{on} \quad (2.38)$$

Preto je požadované regulovať reaktor tak, aby bolo vždy $k_{ef} < 1 + \beta$, praktická regulácia dovoľuje $k_{ef} < 1 + (2/3)\beta$

Stredná doba polpremeny oneskorených neutrónov $\tau_{str} = \sum \beta_i \tau_i / \beta = 13$ s. Ak perióda reaktora je väčšia ako 13 s, potom kladná hodnota k_{ex} bude určovaná len príspevkom oneskorených neutrónov. Z praktického hľadiska sa požaduje, aby $T \geq 20$ s.

V reaktorovej fyzike často používanou veličinou je reaktivita sústavy ρ . Definuje sa ako

$$\rho = \left(\frac{k_{ef} - 1}{k_{ef}} \right) = \frac{k_{ex}}{k_{ef}} \quad (2.39)$$

Pri $k_{ef} = 1$ ($k_{ex} = 0$) bude $\rho = 0$ a reaktor je v stacionárnom stave. Pri $\rho < 0$ je reaktor v podkritickom stave a pri $\rho > 0$ je v nadkritickom stave. Ak je $\rho \geq \beta$, tak reaktor je v nadkritickom stave na okamžitých neutrónoch a tento stav je neprípustný. Jednotkou reaktivity je dolar. Je to reaktivita $\rho = \beta$. V prevádzke reaktora sú dovolené maximálne hodnoty 60-70 centov.

Dlhodobá kinetika

Oblasť jadrového reaktora, kde sa nachádza palivo a moderátor sa nazýva aktívna zóna (AZ). Aby bolo možné spustiť reaktor, konfigurácia AZ musí zabezpečovať hodnotu $k_{ef} > 1$. Potom zmena reaktivity ρ zo zápornej na kladnú hodnotu sa uskutočňuje zmenou polohy regulačných tyčí zasunutých do AZ.

Regulačné tyče sú vyhotovené z materiálov obsahujúcich prvky s vysokou hodnotou absorpčného účinného prierezu Σ_a , napr. bor vo forme zliatiny (boritá oceľ). Vhodným regulátorom reaktivity je aj kyselina boritá, rozpustená v kvapalnom moderátore (vode). V počiatočnom období kampane reaktorov vysokého výkonu je obsah štiepateľného izotopu vyšší ako na konci kampane. Postupným znižovaním koncentrácie kyseliny boritej je možné kompenzovať vyháranie paliva.

Spustenie reaktora.

Uvedenie reaktora do prevádzky trvá dlhší čas, pretože sa striktno požaduje, aby perióda reaktora, t.j. čas za ktorý sa výkon reaktora zvýši e-krát, nebol kratší ako 20-30 s. Neutróny potrebné na iniciáciu reťazovej reakcie poskytuje spontánne štiepenie uránu, napr. v čerstvom palive reaktora VVER-440 vzniká asi $5 \cdot 10^5$ neutrónov za sekundu. Tento počet je možné zvýšiť zasunutím do AZ neutrónového zdroja Am-Be o výdatnosti $\sim 10^8 \text{ s}^{-1}$. V reaktore, ktorý už bol prevádzkovaný, vyskytujú sa aj neutróny, ktoré vznikajú absorpciou gama kvánt jadrami deutéria – fotoneutróny. V objeme AZ takého reaktora je na počiatku spúšťania asi 10^9 neutrónov za sekundu. Preto na reaktoroch VVER-440 v podmienkach praktickej prevádzky postačí deutériový zdroj.

V počiatočnej fáze spúšťania reaktora zmena výkonu sa kontroluje pomocou neutrónových detektorov, necitlivých na gama žiarenie, napr. ionizačne komory s konvertorom ^{235}U , ktorý je nanosený na katóde. Pri vyšších výkonoch sa výkon reaktora kontroluje aj neutrónovými detektormi (napr. samonapájacími) aj kalorimetrický. Hlavná pozornosť pri spúšťaní reaktora je sústredená na zamedzenie výskytu krátkych períód. V energetických reaktoroch sa zvyšovanie výkonu uskutočňuje so zreteľom na dovolené rýchlosti ohrevu primárneho okruhu, ktoré vyvolávajú tepelné prnutie.

Iný spôsob uvedenia AZ do nadkritického stavu sa realizuje v jadrových náložkách implozívneho typu (► Príloha 4).

Zmena reaktivity s teplotou

Zvýšením počtu rozštiepených jadier paliva, zvyšuje sa hustota toku neutrónov, výkon a teplota AZ, v dôsledku čoho sa menia fyzikálne charakteristiky AZ. Zmena teploty spôsobuje zmenu reaktivity ρ . Nevyhnutný predpoklad stability výkonu reaktora je, aby s rastom $T \uparrow$ reaktivita sa znižovala $\rho \downarrow$. Túto zmenu kvantitatívne charakterizujeme teplotným efektom (efekt zmeny $\Delta\rho$ pri ΔT od 20°C do T_{prac}) a teplotným koeficientom reaktivity $a = \partial\rho/\partial T_{str}$ na K^{-1} , kde T_{str} je stredná teplota moderátora. Teplotný koeficient reaktivity nám udáva prírastok alebo úbytok reaktivity pri zvýšení teploty AZ o 1 K.

Ak rozmery reaktora sú veľké bude $B \sim 1/R$ malé a výraz pre k_{ef} upraviť môžeme nasledovne

$$k_{ef} = \frac{k_{\infty} e^{-B^2\tau}}{1 + L^2B^2} \approx \frac{k_{\infty}}{(1 + B^2\tau) 1 + L^2B^2} \cong \frac{k_{\infty}}{1 + B^2M^2} \quad /2.40/$$

kde $M^2 = \tau + L^2$ je tzv. migračná plocha. Vo výraze /2.40/ sme zanedbali členy s B^4 . Potom

$$\rho = \frac{k_{ef} - 1}{k_{ef}} = 1 - k_{ef}^{-1} = 1 - \frac{1 + B^2M^2}{k_{\infty}} \quad /2.41/$$

Veličiny k_{∞} , B^2 , L^2 , a τ sú obecné funkciami teploty a derivovaním ρ podľa teploty dostaneme

$$a = d\rho/dT = \frac{\partial \rho}{\partial k_{\infty}} \frac{dk_{\infty}}{dT} + \frac{\partial \rho}{\partial M^2} \frac{\partial M^2}{\partial T} + \frac{\partial \rho}{\partial B^2} \frac{\partial B^2}{\partial T}$$

Parciálne derivácie ρ odvodíme z / 2.41/

$$\frac{\partial \rho}{\partial k_{\infty}} = \frac{1}{k_{\infty}} \frac{1 + B^2 M^2}{k_{\infty}} \sim \frac{1}{k_{\infty}}$$

lebo v stave reaktora blízkom ku kritickému je $k_{\text{ef}} \sim 1$. Podobne

$$\frac{\partial \rho}{\partial M^2} = -\frac{B^2}{k_{\infty}},$$

$$\frac{\partial \rho}{\partial B^2} = -\frac{M^2}{k_{\infty}}$$

Dosadíme za $k_{\infty} = \eta \epsilon p f$

$$a = \frac{d\rho}{dT} \approx \frac{1}{k_{\infty}} \left(\frac{\partial k_{\infty}}{\partial T} - B^2 \frac{\partial M^2}{\partial T} \right) = \frac{1}{\eta} \frac{\partial \eta}{\partial T} + \frac{1}{\epsilon} \frac{\partial \epsilon}{\partial T} + \frac{1}{p} \frac{\partial p}{\partial T} + \frac{1}{f} \frac{\partial f}{\partial T} - \frac{B^2}{k_{\infty}} \frac{\partial M^2}{\partial T} \quad /2.42/$$

Derivácia B podľa T dáva blízku k nulovej hodnote, pretože so zmenou teploty rozmery reaktora sa prakticky nemenia. Tento výraz umožňuje určiť teplotný koeficient reaktora, v ktorom sú teploty všetkých zložiek rovnaké (homogénny reaktor). V heterogénnom reaktora je nutné derivovať ρ podľa teploty všetkých zložiek AZ. Pre každú zložku sa zavádza $a_i = \partial \rho / \partial T_i$ (i- zložka AZ).

Zmenu reaktivity s teplotou delíme na hustotnú zložku ρ_h a jadrovú zložku ρ_j . Hustotná zložka je ovplyvnená zmenou hustoty látok $N[\text{m}^{-3}]$ a tým aj zmenou hodnoty makroskopických účinných prierezov ($\Sigma = N\sigma$). Pri ohreve všetky látky zvyšujú svoj objem. Následné zníženie hustoty sa prejaví znížením hodnoty makroskopických účinných prierezov $\Sigma = N\sigma$. Okrem toho sa zvyšuje únik neutrónov z AZ, ktorý závisí od štvorca dĺžky spomalenia τ a dĺžky difúzie L^2 . Každá z týchto dvoch veličín je nepriamo úmerná štvorcu makroskopických účinných prierezov. Takže rozťažnosť konštrukčných materiálov AZ vedie k zvýšeniu úniku neutrónov AZ a tým aj k zníženiu reaktivity. Významne sa to prejavuje pri nahrievaní kvapalín, tam zmeny a sú okolo 10^{-4} na K. Pre pevné látky táto zmena je menej výrazná (10^{-6} K).

Jadrová zložka je ovplyvnená zmenou strednej energie spektra neutrónov a a zmenou šírky rezonancii Γ (Dopplerov efekt). Zvýšenie strednej energie tepelných neutrónov ($\langle E_n \rangle = (3/2)kT$) vedie k posunu energie neutrónového plynu k vyšším hodnotám a následnému zníženiu absorpcie neutrónov, lebo Σ_a sa mení podľa zákona $1/v$. Prejaví sa to v predĺžení L^2 , t.j. s ďalším zvýšením úniku neutrónov.

V heterogénnych reaktoroch teplotné zmeny sú v rôznych častiach AZ odlišné. Uvažujme tlakovodný reaktor (LWR), v ktorom je moderátorom aj chladičom ľahká voda. Môžeme uvažovať len 2 zložky: palivo + moderátor. V týchto reaktoroch sa používa slabo obohatené palivo ^{235}U . V palive je dominujúcim izotopom ^{238}U , ktorý absorbuje neutróny, keď v procese spomaľovania získajú energiu blízku k niektorej rezonancii tohto izotopu.

Zmenou teploty paliva je najviac ovplyvnený koeficient úniku rezonančnému záchytu ρ tzv. Dopplerovým efektom. Aby sme nemuseli ísť do podrobností, tento efekt si vysvetlíme na príklade izolovanej silnej rezonancie. V procese spomaľovania hustota toku neutrónov v rezonančnej oblasti sa mení podľa zákona $1/E$ (Fermiove spektrum). Pri nízkej teplote rezonancia s energiou E_r má šírku Γ . S vysokou pravdepodobnosťou budú zachytené neutróny s energiou veľmi blízku k E_r . So zvyšovaním teploty, v dôsledku kmitavého pohybu, rastie energia tepelných kmitov a tým aj rýchlosť pohybu jadier. Teraz energia relatívneho pohybu neutrón-jadro bude rôzna v závislosti od toho, či kmitavý pohyb jadra je v smere, alebo protismere pohybu neutrónu. S vysokou pravdepodobnosťou

budú zachytené neutróny, ktoré majú energiu v ťažiskovej sústave súradníc blízku k rezonančnej hodnote. Tejto podmienke budú už vyhovovať aj neutróny s energiou (v laboratórnej sústave) mierne odlišnou od energie rezonancie. Navonok sa to prejaví tak, akoby rezonancia sa rozšírila a maximálna hodnota účinného prierezu poklesla (plocha pod rezonančnou krivkou sa nezmení). Pokles maximálnej hodnoty málo ovplyvní pravdepodobnosť zachytu neutrónov s energiou E_r , lebo σ_0 je dostatočne veľké, ale rozšíri sa energetický interval a väčšia časť neutrónov v spomaľovacom spektre bude absorbovaná. Efekt sa prejaví zápornou hodnotou teplotného koeficientu. Typická hodnota $a_p \approx -2 \cdot 10^{-5} \text{ K}^{-1}$. Ukazuje sa, že vplyv η , ϵ , atď. na a_p je malý. Tieto závery platia len pre slabo obohatené palivo. V silne obohatenom palive je teplotný efekt kladný.

Zmena hustoty vody v AZ ovplyvňuje najviac súčiniteľ využitia tepelných neutrónov f . Teplotný koeficient reaktivity moderátora bude približne rovný

$$a_m \approx \left(\frac{1}{f} \frac{\partial f}{\partial T} - \frac{B^2}{k_\infty} \frac{\partial M^2}{\partial T} \right) \quad /2.43/$$

S rastúcou teplotou sa znižuje hustota vody, zväčšuje sa jej objem a prebytočná voda je vytlačovaná z AZ. Tým sa znižuje parazitná absorpcia neutrónov vo vode. Tento efekt je ešte výraznejší v reaktoroch, ktorých prebytočná reaktivita je kompenzovaná kyselinou boritou rozpustenou vo vode primárneho okruhu. Čím je väčšia koncentrácia bóru, tým je vyššia kladná hodnota a_m . Ako sme spomínali, zvýšenie teploty AZ vedie k väčšiemu úniku neutrónov pri spomaľovaní a absorpcii. Preto maximálna koncentrácia bóru v moderátora je ohraničená, jej kladný príspevok musí byť menší ako záporný príspevok druhého člena v /2.43/. V ľahkovodných reaktoroch LWR sumárny hodnota $a_m \approx -2 \cdot 10^{-4}$.

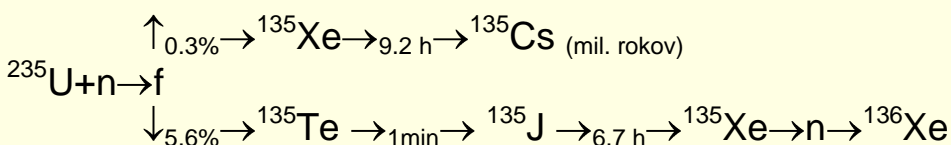
Hoci vzťah medzi ρ a T je obecné nelineárny a tiež zmeny v rôznych častiach r nemajú rovnaký vplyv na ρ , často môžeme zjednodušene napísať, že $\rho_T = \sum a_i \Delta T_i^{\text{str}}$. Tak v stacionárnom stave prevádzky reaktora priemerná teplota palivového prútu býva okolo $1000 \text{ }^\circ\text{C}$ a teplota moderátora $270 \text{ }^\circ\text{C}$. Potom teplotný efekt reaktivity z pôvodnej teploty $20 \text{ }^\circ\text{C}$ bude

$$-\rho = a_p \Delta T_p + a_m \Delta T_m \approx 2 \cdot 10^{-4} \cdot 250 + 2 \cdot 10^{-5} \cdot 980 = 0,07$$

Je dostatočne výrazný. Na zmenu ρ vplyva zmena výstupnej teploty chladiva, zmena výkonu reaktora a zmena prietoku chladiva. Aby reaktor bol stabilný v prevádzke vyžadujú sa záporné hodnoty teplotných koeficientov reaktivity.

Otrava reaktora

Pri reťazovej reakcii štiepenia vzniká veľké množstvo rôznych nuklidov zo strednej Mendelejevovej tabuľky. Tieto sa postupnými beta premenami stávajú stabilnými. Niektoré majú veľký účinný prierez absorpcie tepelných neutrónov. Napr. izotop ^{135}Xe alebo ^{149}Sm majú v tepelnom bode $\sigma_a = 3,5 \cdot 10^{-22} \text{ m}^2$, resp. $5,3 \cdot 10^{-24} \text{ m}^2$. Ak absorpciu spôsobujú stabilné alebo dlho žijúce izotopy, hovoríme o zastrskovaní reaktora. Absorpciu krátko žijúcimi nuklidmi nazývame otravou reaktora. Produkt štiepenia ^{135}Xe má extrémne vysoký účinný prierez absorpcie tepelných neutrónov a v podstatnej miere ovplyvňuje bilanciáciu neutrónov v reaktoroch s vysokou hustotou toku neutrónov. Izotop ^{135}Xe vzniká buď ako priamy produkt štiepenia s výťažnosťou 0,3 % alebo nepriamo postupným rozpadom izotopu ^{135}Te :



Nuklid ^{135}Xe zaniká buď prirodzeným rozpadom, alebo vyháráním, t.j. absorpciou neutrónu a následným vznikom stabilného ^{136}Xe . Pretože doba polpremeny ^{135}Te je veľmi malá v porovnaní s ^{135}J , budeme predpokladať, že štiepnym fragmentom je priamo ^{135}J . Pre rýchlosť zmeny koncentrácie jódu môžeme napísať

$$dJ/dt = 0.056 \Sigma_f \phi - \lambda_J J - \sigma_J \phi J \quad (\text{vznik} - \text{prirodzený rozpad} - \text{absorpcia})$$

Účinný prierez absorpcie tepelných neutrónov jadrami ^{135}J je $\sigma_J \div 7 \cdot 10^{28} \text{ m}^2$ a ak je $\Phi = 10^{19} \text{ m}^2 \text{ s}^{-1}$ to súčin $\sigma_J \Phi = 7 \cdot 10^{-9} \text{ s}^{-1}$ má malú hodnotu v porovnaní s rozpadovou konštantou $\lambda_J = 2.9 \cdot 10^{-5} \text{ s}^{-1}$, takže nemusíme brať v // do úvahy posledný člen. V rovnovážnom stave $dJ/dt = 0$ a rovnovážna koncentrácia izotopu jódu bude

$$J_0 = 0.056 \Sigma_f \Phi / \lambda_J$$

Podobnou úvahou pre xenón dostaneme:

$$dX/dt = \lambda_J J + 0.003 \Sigma_f \Phi - [\lambda_X X + \Phi \sigma_X X]$$

t.j. zmenu koncentrácie jadier ^{135}Xe ovplyvňuje rýchlosť rozpadu jódu ^{135}J , vznik ^{135}Xe ako priameho produktu štiepenia zmenšeného o rýchlosť rozpadu a zániku ^{135}Xe . Pretože $\sigma_a = 2.4 \cdot 10^{-22} \text{ m}^2$, to posledný člen v // má porovnateľnú hodnotu s predposledným členom.

V rovnovážnom stave

$$X_0 = 0.059 \Sigma_f \Phi / [\lambda_X + \sigma_X \Phi]$$

Teraz môžeme vypočítať pravdepodobnosť záchytu neutrónov jadrami ^{135}Xe v porovnaní s pravdepodobnosťou záchytu jadrami štiepneho materiálu, ako pomer ich makroskopických účinných prierezov

$$P_x = \Sigma_x / \Sigma_u = \sigma_X X_0 / \Sigma_U = 0.059 \Sigma_f \Phi \sigma_X / [\Sigma_U (\lambda_X + \sigma_X \Phi)] \quad / 2.45/$$

P nazývame otravou reaktora xenómom. Pre ^{235}U je pomer $\Sigma_f / \Sigma_U = 0.85$ odkiaľ

$$P_x = 1.19 \cdot 10^{-19} \Phi / [2,1 \cdot 10^{-5} + 2,4 \cdot 10^{-18} \Phi]$$

Otrava reaktora závisí od Φ a má max. hodnotu 0.049. Pri malých tokoch príspevok je bezvýznamný.

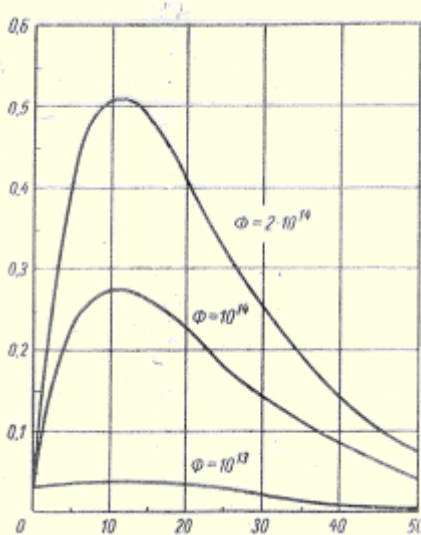
$\Phi [\text{m}^{-2} \text{ s}^{-1}]$	10^{16}	10^{17}	10^{18}	∞
P_x čistý ^{235}U	0,005	0,027	0,046	0,049
P_x prírodný U	0,003	0,017	0,029	0,032

Nech výkon skokom zmení sa na 0. Pretože $T_{1/2}(^{135}\text{Xe}) > T_{1/2}(^{135}\text{J})$ koncentrácia Xe najprv rastie (v porovnaní s rovnovážnou) a potom klesá.

$$J = J_0 \exp(\lambda_J t) \Rightarrow dX/dt = 0,056 \Sigma_f \Phi \exp(\lambda_J t) - \lambda_X X$$

Vynásobením na $\exp(\lambda_J t) dt$ a integráciou od 0 do t , s podmienkou $t = 0 \Rightarrow X_0 = 0.059 \Sigma_f \Phi / [\lambda_X + \sigma_X \Phi]$ dostávame

$$P = \frac{\sigma_x \sum_f \Phi}{\sum_f} \left[\frac{0,056 \exp(-\lambda_x t)}{\lambda_x + \sigma_x \Phi} + \frac{0,056}{\lambda_x - \lambda_I} [\exp(\lambda_I t) - \exp(\lambda_x t)] \right] \quad / 2.46/$$



Obr. 2.3

Zmena otravy reaktora v závislosti od času po odstavení reaktora (hodiny). Otrava reaktora sa významne prejavuje len pri reaktoroch s vyššou hustotou toku.

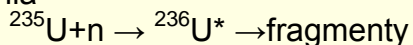
Grafické znázornenie zmeny otravy reaktora /2.46/ s časom je na obr. 2.3. Okolo 10 hod. po odstavení, P_x dosahuje maximum. Pri $\Phi = 2 \cdot 10^{18} \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1}$ ($2 \cdot 10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$) v AZ reaktora bude polovica neutrónov absorbovaná jadrami ^{135}Xe a pri $\Phi = 1 \cdot 10^{18} \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1}$ ($1 \cdot 10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$) to platí pre každý štvrtý neutrón. Potom koncentrácia jadier ^{135}Xe exponenciálne klesá. Tak veľkú rezervu reaktivity jadrové reaktory nemajú a preto znova spustiť reaktor je prakticky nemožné. Prijal sa názov, že v období okolo 10 hodiny po odstavení, jadrový reaktor sa nachádza v **jódovej jame**.

Otrava od ^{149}Sm je menej výrazná vzhľadom na nižšiu hodnotu ($\sigma_a \approx 5 \cdot 10^{-24} \text{ m}^2$). Otrava P dosahuje 0,012 pre ^{235}U a len 0,0076 pre reaktor pracujúci na prírodnom uráne.

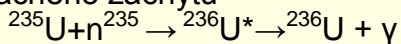
Zmena izotopického zloženia paliva.

Počas prevádzky reaktora dochádza k zmene izotopického zloženia uránu ako paliva v dôsledku reakcii

štiepenia

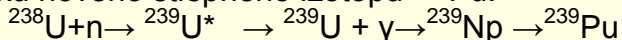


a radiačného záchytu



Jadro ^{236}U má párny počet neutrónov a nie je štiepiteľný tepelnými neutrónmi. Radiačný záchyt predstavuje bezúžitkovú stratu neutrónov i štiepneho izotopu.

Významnú úlohu zohráva radiačný záchyt na jadrách ^{238}U (prevládajú v palive), ktorý vedie k vzniku nového štiepneho izotopu ^{239}Pu .



Izotop ^{239}Np má krátku dobu polpremeny. Počas prevádzky reaktora dochádza k akumulácii jadier ^{239}Pu . Tieto nielen podporujú reťazovú reakciu ($^{239}\text{Pu} + n \rightarrow f$), ale v reakcii radiačného záchytu dochádza k vzniku nových izotopov plutónia s dostatočne dlhou dobou polpremeny $^{239}\text{Pu} + n \rightarrow ^{240}\text{Pu} + n \rightarrow ^{241}\text{Pu} + n \rightarrow f$. Takže s časom klesá obsah ^{235}U a vzrastá obsah izotopov plutónia, najmä ^{239}Pu .

Počet neutrónov, ktoré môžu byť využité na produkciu jadier ^{239}Pu môžeme ohodnotiť na základe nasledujúcej úvahy.

Na každý absorbovaný neutrón v palive vznikne $\eta\epsilon$ rýchlych neutrónov (pozri /2.1/). Z tohto počtu jeden je nevyhnutný na udržanie reťazovej reakcie a nejaká časť L unikne z AZ počas spomaľovania a difúzie. Potom počet neutrónov využiteľný na produkciu nového paliva bude

$$c = \eta\epsilon - 1 - L$$

V Tab.2.2 sú uvedené hodnoty η a ϵ pre dve energie neutrónov, ktoré vyvolávajú štiepenie na izotopoch uránu a plutónia. Vidíme, že pokiaľ jadrá štiepia rýchle neutróny, vtedy sú ďaleko priaznivejšie podmienky na rozšírenú reprodukciu paliva, t.j.

Tab. 2.2 Hodnoty regeneračného faktora a koeficienta ϵ pri štiepení jadier indukovaného rýchlymi alebo tepelnými neutrónmi				
Energia neutrónov	η			ϵ
	^{233}U	^{235}U	^{239}Pu	
$E = 1 \text{ MeV}$	2,45	2,3	2,7	1,1 – 1,3
$E = 0,025 \text{ eV}$	2,28	2,07	2,09	1,01 – 1,04

Zavedieme konverzný faktor c ako pomer počtu vzniknutých nových štiepných jadier k počtu spotrebovaných jadier ^{235}U .

Nech celková zásoba ^{235}U v prírodnom urane je M . Po jeho použití bude k dispozícii cN paliva ^{239}Pu . Predpokladajme, že vlastnosti ^{235}U a ^{239}Pu sú rovnaké. Po použití cN nového paliva vznikne $c(cN) = c^2N$ nového paliva, atď. Celkové množstvo využiteľného štiepneho materiálu bude

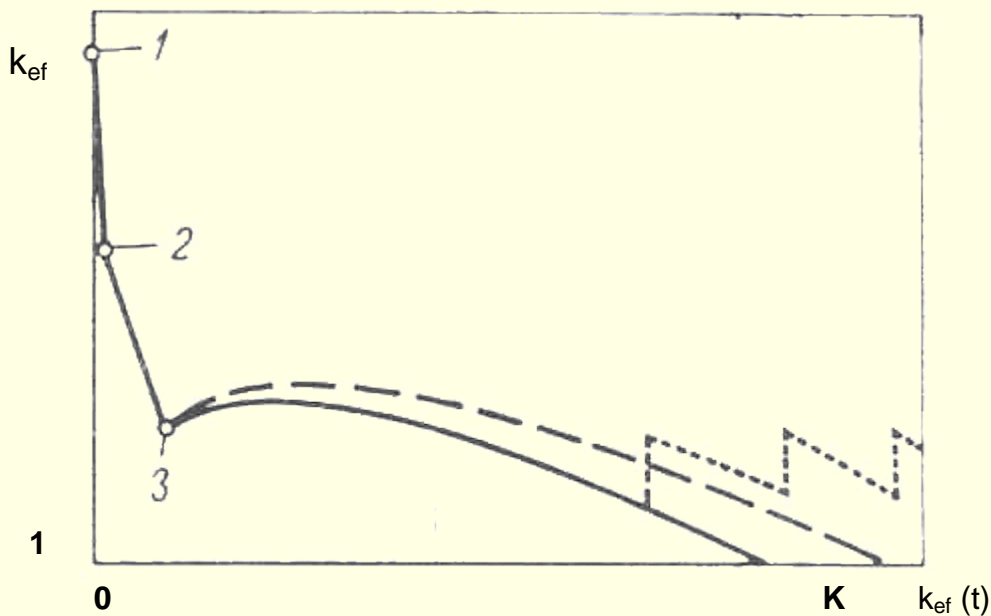
$$M = N (1 + c + c^2 + c^3 \dots) = \frac{N}{1 - c} \dots \text{pre } c < 1$$

$$M = \infty \dots \text{pre } c \geq 1$$

V tepelnom reaktore s uránovým palivom je možné počítať s konverzným faktorom $c \leq 0,9$ ($\eta\epsilon = 2,07$) a tak je možné spracovať maximálne 7 % uránu. V rýchlych reaktoroch nie je problém dosiahnuť $c \geq 1$ a principiálne je možné transmutovať značnú časť ^{238}U v ^{239}Pu . Reaktory s $c > 1$ sa nazývajú breedery a s $c \sim 1$ sú pseudobreedery alebo konvertory.

Zmena zásoby reaktivity počas prevádzky reaktora.

Na obr. 2.4 je schematicky znázornená zmena k_{ef} počas prevádzky reaktora. V bode 1 je dostupná hodnota k_{ef} odstaveného studeného reaktora. Je to rezerva reaktivity (ovšem pri každej manipulácii so zmenou reaktivity vždy musí byť splnená podmienka $k_{\text{ef}} < 1 + \beta$). Pri spúšťaní reaktora prebieha ohrev všetkých zložiek aktívnej zóny. V dôsledku zápornej hodnoty teplotného a výkonového koeficienta reaktivity zníži sa k_{ef} (bod 2). Ďalšie zníženie spôsobí hromadenie jadier ^{135}Xe . V bode 3 xenónová otrava dosahuje rovnovážny stav. Zmena izotopického zloženia paliva (akumulácia kvalitnejšieho paliva ^{239}Pu v porovnaní s ^{235}U) sa prejaví miernym zvýšením k_{ef} (čiarkovaná krivka). Ak zoberieme do úvahy efekt zastruskovania AZ reaktora, tak zmenu k_{ef} vyjadruje plná čiara. V čase označenom písmenom K by nebola k dispozícii žiadna zásoba reaktivity ($k_{\text{ef}} = 1$) a pretože regulovať výkon reaktora môžeme len pri $k_{\text{ef}} > 1$ je nevyhnutná čiastočná výmena paliva (bodkovaná lomená krivka) pred dosiahnutím stavu K. V energetických reaktoroch každý rok vymieňa sa jedna tretina alebo jedna štvrtina paliva.



Obr.2.4 Časová zmena rezervy reaktivity počas prevádzky reaktora.

2.4 Rozdelenie jadrových reaktorov

Z energetického hľadiska je jadrový reaktor generátorom tepla, ktoré sa uvoľňuje pri riadenej, samostatne sa udržiavajúcej reťazovej štiepnej alebo termojadrovej reakcii. **Jadrovým reaktorom** sa v užšom slova zmysle rozumie reaktor pracujúci na princípe štiepenia jadier ťažkých prvkov. Reaktor, realizujúci exoenergetickú syntézu ľahkých izotopov sa nazýva **termojadrový reaktor**.

Jadrové reaktory môžeme triediť podľa mnohých hľadísk (pozri tab. 2.3). Najdôležitejšie triedenie je podľa spôsobu ich použitia. Jadrové reaktory môžu slúžiť na školské účely, na rôzne výskumné účely, na výrobu čistých štiepných materiálov (produkčné reaktory), na pohon lodí, ponoriek, rakiet, na výrobu energie vo veľkom množstve na danom mieste (stacionárne energetické reaktory) a na rôzne iné špeciálne účely (transportné energetické reaktory na výrobu menších množstiev energie, reaktory ako zdroje fotónového a neutrónového žiarenia na výrobu rádioizotópov alebo na chemickú výrobu látok so špeciálnymi vlastnosťami). Stacionárne energetické reaktory vyrábajú teplo, ktoré sa využíva buď priamo (na priemyselné účely, odsolovanie morskej vody, vykurovanie veľkých civilizačných aglomerácií), alebo sa transformuje na elektrickú energiu. V skutočnosti bývajú jadrové reaktory väčšinou viacúčelové a ich prevádzkou sa sleduje niekoľko cieľov súčasne. Napr. výroba elektrickej energie a zároveň aj výroba nových štiepných materiálov.

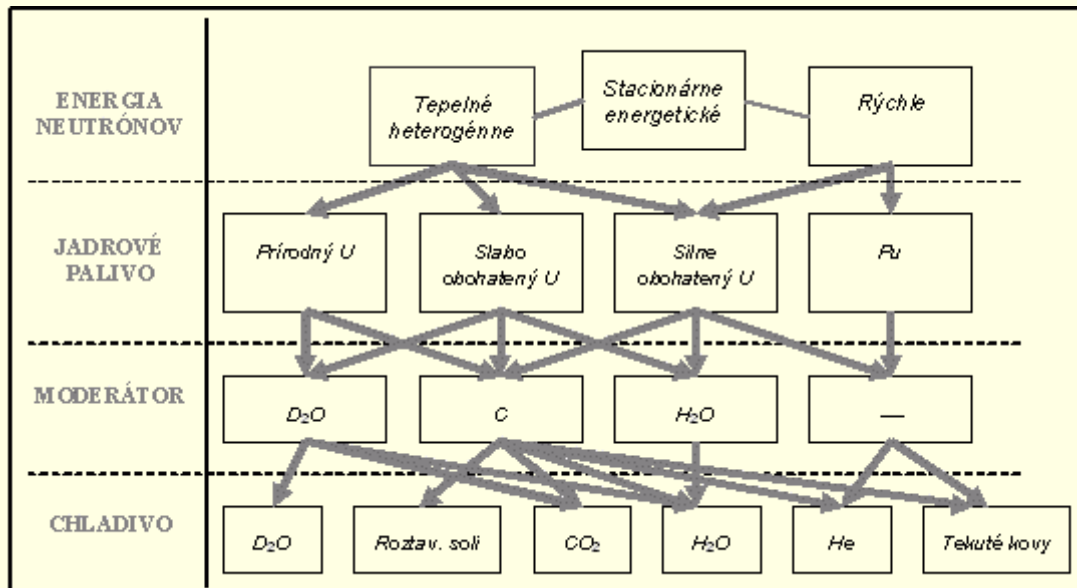
Dôležité hľadisko na triedenie jadrových reaktorov je ich schopnosť zúčastniť sa produkcie jadrového paliva. Ak sa jadrový reaktor na tejto produkcii vôbec nepodieľa, ale iba spaľuje čistý štiepný materiál, nazýva sa „**burner**“ (napr. ponorkové reaktory typu PWR na vysoko obohatený ^{235}U). Ak jadrový reaktor produkuje nový štiepný materiál, ale chemicky iného druhu ako sám spaľuje, nazýva sa „**konvertor**“ alebo „pseudobreeder“. Konvertory spaľujú viac jadier štiepných materiálov ako vyrábajú nových (napr. stacionárne energetické reaktory typu PWR na mierne obohatený ^{235}U vyrábajú ^{239}Pu). Pseudobreedery vyrábajú viac jadier nových štiepných materiálov ako spaľujú (napr. energetické reaktory typu MSBR (pozri tab. 2.4) (► Príloha 5) na vysoko obohatený ^{235}U a ^{232}Th spaľujú ^{235}U a vyrábajú ^{233}U). „**Breedery**“ (množivé reaktory) produkujú viac jadier nových štiepných materiálov chemicky rovnakého druhu než spaľujú starých (napr. energetické reaktory typu LMFBR na ^{239}Pu a na ^{238}U spaľujú ^{239}Pu a produkujú rovnako ^{239}Pu).

Tabuľka 2.3 Rozdelenie jadrových reaktorov

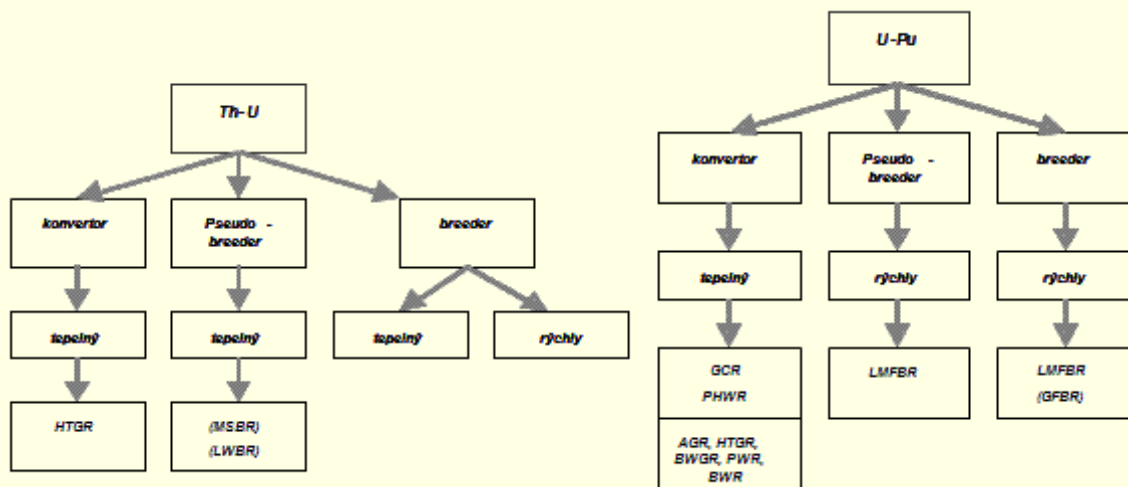
Charakteristika	Druhy
Použitie	školské, výskumné, produkčné, transportné, stacionárne energetické, špeciálne
Použitý druh exoenergetickej jadrovej reakcie	štiepne, termojadrové
Palivový cyklus	burnery, konvertory, pseudobreedery, breedery
Energia neutrónov	tepelné, nadtepelné, rýchle
Usporiadanie aktívnej zóny	homogénne, heterogénne
Počet konštrukčných zložiek aktívnej zóny	trojzložkové, dvojzložkové, jednozložkové
Štiepny materiál	^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu , (^{241}Pu)
Množivý materiál	^{232}Th , ^{238}U , (^{240}Pu),
Chemická väzba štiepneho alebo množivého materiálu	kov, oxid, karbid, (nitrid, silicid), fluorid
Moderátor	C, H ₂ O, D ₂ O, Be, (BeO), organické zlúčeniny, (izomerické polyfenyly, ZrH ₂)
Reflektor	C, H ₂ O, D ₂ O, Be, (BeO), organické zlúčeniny (izomerické polyfenyly)
Chladivo	CO ₂ , N ₂ , He, NO ₂ , (disociujúce plyny), H ₂ O, D ₂ O, organické zlúčeniny (izomerické polyfenyly), roztavené soli (fluoridy LiF, BeF ₂ , ZrF ₄), tekuté kovy (Na, K, Hg)
Konštrukčné usporiadanie reaktora	tlaková nádoba, tlakové (kanály) rúrky
Koncepcné usporiadanie chladiacich okruhov	vonkajšie s chladiacimi slučkami, vnútorné integrované v nádobe reaktora

Najdôležitejšou fyzikálnou charakteristikou jadrového reaktora je energia neutrónov, spôsobujúcich štiepenie. Ak je táto energia väčšia ako $1,6 \cdot 10^{-14}$ J (0,1 MeV), (pre neutróny odporúčame používať eV), energia neutrónov spôsobujúcich štiepenie je teda približne rovnaká ako energia rýchlych neutrónov zo štiepenia, hovorí sa o **rýchlych reaktoroch**. Ak naopak táto energia je menšia ako $1,6 \cdot 10^{-20}$ J (0,1 eV) a zodpovedá teda kinetickej energii atómov prostredia, s ktorými sú neutróny v tepelnej rovnováhe, ide o **reaktory tepelné** (pomalé, termálne). V niektorých prípadoch sa používajú na štiepenie aj neutróny s energiami $1,6 \cdot 10^{-19}$ až 10^{-16} J (1 až 1 000 eV) aj viac. Také reaktory sa nazývajú **nadtepelné** (epitermálne). Pri tepelných a nadtepelných reaktoroch treba neutróny vznikajúce v procese štiepenia spomaľovať. Moderátor, určený na tento účel môže byť s jadrovým palivom v homogénnej zmesi, alebo môže byť oddelený od paliva priestorovo v heterogénnej mriežke. Konštrukčná koncepcia aktívnej zóny určuje počet ich základných heterogénnych zložiek. Trojzložkové aktívne zóny majú palivo, moderátor a chladivo navzájom priestorovo a väčšinou i skupensky oddelené. Dvojzložkové aktívne zóny sa vyskytujú v reaktoroch bez moderátorov (napr. LMFBR) alebo v tých tepelných reaktoroch, v ktorých moderátor a chladivo sú látkovo i priestorovo identické (napr. PWR). Do tejto skupiny patria i reaktory, ktoré pracujú s roztokom paliva v chladive (napr. MSBR) alebo s palivovými článkami, ktoré tvoria štiepny materiál v pevnom moderátore (napr. HTGR). Jednozložkové aktívne zóny sú možné iba pri homogénnych reaktoroch, kde je palivo rozpustené alebo jemne dispergované v chladive, ktoré v tepelných reaktoroch má i funkciu moderátora.

Základná fyzikálna koncepcia aktívnej zóny, a tým aj typ jadrového reaktora, určuje druh použitého jadrového paliva, jeho chemickú väzbu (majúcu vplyv na hustotu paliva), moderátor a chladivo. Existuje pomerne veľké množstvo možností pri voľbe jednotlivých charakteristík a ešte väčšie množstvo ich kombinácií. Nie všetky kombinácie sú však zásadne fyzikálne možné (napr. homogénny reaktor s prírodným uránom alebo heterogénny reaktor s prírodným uránom, moderovaný ľahkou vodou). Niektoré kombinácie sú konštrukčne neobyčajne ťažko realizovateľné tak, aby ešte vyhovovali základným fyzikálnym požiadavkám (napr. grafitový plynom chladený reaktor s prírodným dioxidom uránu alebo breeder s pomalými neutrónmi, realizujúci urán – plutóniový palivový cyklus, prípadne reaktor s rýchlymi neutrónmi, chladený ľahkou vodou).



Obr.2.5. Schéma používaných kombinácií paliva, moderátora a chladiva v energetických reaktoroch.



Obr. 2.6. Schéma energetických reaktorov realizujúcich urán – plutóniový cyklus a thórium – uránový cyklus (nie sú uvedené PWR burnery, pretože neprodujú nové štiepne materiály.)

Jednotlivé etapy vo vývoji jadrových reaktorov a jadrovej energetiky v chronológii významných objavov **v jadrovej fyzike a technike** (► Príloha 6).

Niektoré fyzikálne možné kombinácie neumožňujú dosiahnuť požadované technické ciele (napr. rýchly pseudobreeder na obohatený urán alebo ľahkovodný parou chladený rýchly breeder dávajú neprijateľne dlhé doby zdvojenej vsádzky štiepných materiálov). Niektoré kombinácie sú evidentne fyzikálne alebo technicky horšie ako iné (napr. grafitový reaktor chladený ťažkou vodou, alebo ľahkovodný reaktor chladený sodíkom a iné). Preto počet rôznych koncepcií skutočne realizovaných energetických reaktorov nie je príliš veľký (obr. 2.5 a 2.6).

Pre opakovanú priemyselnú výstavbu ekonomických energetických reaktorov je nevyhnutná nielen ekonomická optimalizácia fyzikálne a technicky reálnych a racionálnych kombinácií, ale i sústredenie vývoja a výroby na niekoľkých málo vybraných typov. Preto v celosvetovej jadrovej energetickej praxi, ktorá sa zatiaľ sústredila na urán–plutóniový palivový cyklus, vydržali väčší počet zastúpenia iba tieto kombinácie moderátorov a chladiva: grafit–plyn (GCR, AGR, HTGR), grafit–ľahká voda (BWGR), ľahká voda–ľahká voda (PWR, BWR), ťažká voda–ťažká voda (PHWR) a pri rýchlych

reaktoroch chladenie sodíkom (LMFBR). Za perspektívne sa považuje pri rýchlych reaktoroch chladenie plynom (GFBR). Pre perspektívny tórium–uránový palivový cyklus sa uvažujú kombinácie moderátorov a chladiva: grafit–plyn (HTCGR), grafit–roztavené soli (MSBR) a ľahká voda–ľahká voda (LWBR).

2.5 Vlastnosti energetických reaktorov

Pri energetických reaktoroch sú najdôležitejšie tie ich vlastnosti, ktoré rozhodujú o bezpečnosti ich prevádzky, o ekonomike výroby energie a prípadne o ekonomike pridruženej výroby nových štípných materiálov. Je to predovšetkým druh najväčšej vierohodnej havárie, ďalej jednotkový výkon, energetické zaťaženie jednotky objemu aktívnej zóny, parametre chladiva na vstupe a výstupe reaktora, kinetické a dynamické vlastnosti reaktora a intenzita reprodukcie jadrového paliva.

Na vlastnosti jadrových reaktorov má okrem konštrukčného usporiadania najväčší vplyv energia štípiacich neutrónov, druh moderátora, štípného materiálu a chladiva.

Jednotkové výkony energetických reaktorov

Veľkosť jednotkového výkonu energetického reaktora je z technologického hľadiska jeho najkomplexnejšou charakteristikou. Ukazuje technický stav vývoja i zvládnutie prevádzky daného typu, naznačuje ďalšie možnosti jeho technického vývoja a rozhodujúcim spôsobom ovplyvňuje jeho ekonomiku.

Vývoj väčšiny komerčných typov energetických reaktorov začal v roku 1955 až 1960 (GCR, LWR, LWGR, FBR), iba reaktory typu HTGR, a HWR v energetickom vyhotovení sa objavili asi o 5 rokov neskôr, v období r. 1960 až 1965. I rýchlosť vývoja je rôzna. Pri typoch LWR, LWGR bolo treba asi 15 rokov k prechodu od demonštračného prototypu k sériovej jednotke s tepelným výkonom 3000 MW, pri reaktoroch typu GCR (s pokračovaním v type AGR), HWR, HTGR a LMFBR tento vývoj prebieha pomalšie, prípadne sa zastavil. **Najväčšie JE vo svete sú uvedené v prílohe** (►Príloha 7).

Porovnanie najdôležitejších vlastností základných typov energetických reaktorov

V tab. 2.5 je **porovnanie najdôležitejších vlastností energetických reaktorov** (►Príloha 8) typu PWR, BWR, BWGR, HTGR, PHWR, LMFBR na úrovni výkonov, zodpovedajúcich čistému výkonu bloku 1000 MWe. Pokiaľ takéto jednotky neboli realizované, sú ich vlastnosti odvodené z najprogressívnejších ukazovateľov skutočne vyprojektovaných jednotiek nižšieho výkonu. Hoci výkonovou charakteristikou jadrového reaktora je jeho tepelný výkon, častejšie sa udávajú elektrické výkony. Tie zahŕňajú ešte vplyv celkovej účinnosti jadrovej elektrárne, ovplyvňovanej ďalšími parametrami jadrového bloku.

KONTROLNE OTÁZKY

1. Vysvetlite proces štiepenia jadier atómov neutrónmi!
2. Vysvetlite proces reťazovej reakcie štiepenia jadier uránu neutrónmi!
3. Definujte multiplikačný koeficient!
4. Charakterizujte jednotlivé súčinitele vo vzťahu pre k_{∞} .
5. Čo je efektívny multiplikačný koeficient?
6. Popíšte fyzikálny význam jednotlivých členov difúznej rovnice!
7. Definujte a vysvetlite fyzikálny význam difúznej dĺžky neutrónov!

8. Čo vyjadruje kritická rovnica a čo z nej počítame?

9. Aký je fyzikálny význam geometrického a materiálového parametra?

10. Vymenujte, aké stavy reaktora sú možné.

11. Ako ovplyvňujú oneskorené neutróny riadenie reaktora?



Návrat z acrobat readera -  (zatvorením okna)

3 CHARAKTERISTIKA ZÁKLADNÝCH TYPOV ENERGETICKÝCH REAKTOROV

3.1 Plynom chladené grafitové reaktory na prírodný urán (GCR)

Grafitom moderovaný reaktor je historicky vlastne najstarší typ jadrového reaktora. Prvý jadrový reaktor na svete (Fermiho reaktor CP – 1, Spojené štáty, 1942) bol grafitový reaktor a väčšina veľkých štátov začínala takým reaktorom.

Rozhodujúca diferenciacia vo vývoji jadrových reaktorov prebehla vo svete v tej dobe, keď sa rozhodovalo o spôsobe výroby plutónia pre vojenské účely. Niektoré štáty zvolili pre tento účel plynom chladené grafitové reaktory typu GCR. Vyhli sa tak problémom spojeným s prekonávaním jadrovej havárie, spôsobenej únikom ľahkej vody do grafitu, hoci zariadenie následkom horšej tepelnej kapacity plynu vychádzalo rozmernejšie a problémy pri havarijnom dochladzovaní reaktora boli väčšie. Ako plynné chladivo sa v týchto reaktoroch použil najprv vzduch (X-10, Oak Ridge, Spojené štáty, 1943 alebo Winscale, Veľká Británia, 1950), neskôr oxid uránu (Calder Hall, Veľká Británia, 1956 až 1959).

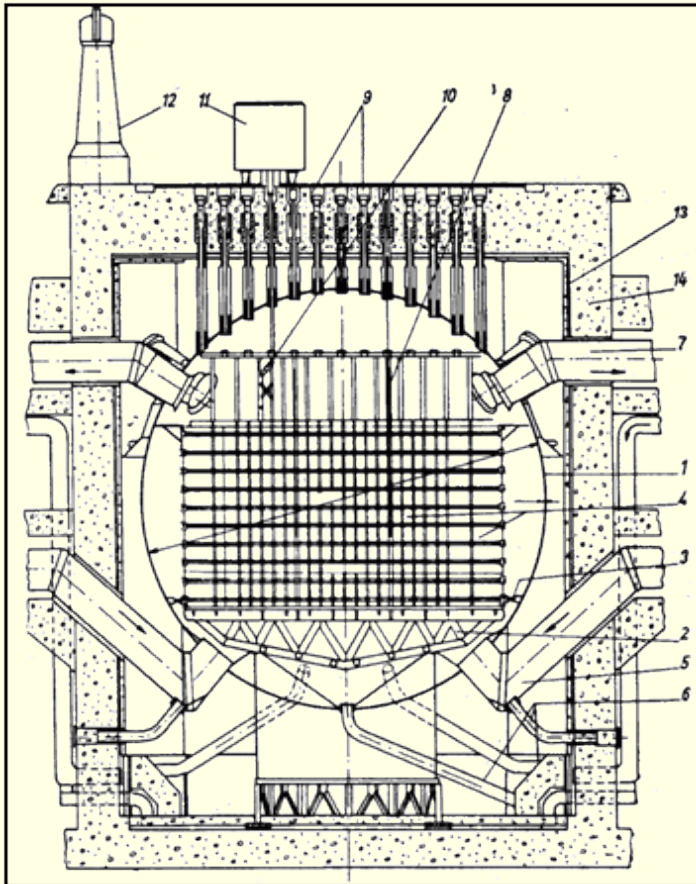
Prvé reaktory typu GCR boli teda dvojúčelové reaktory, ktoré pracovali s kovovým prírodným uránom v obaloch z oxidu horčíka, od ktorého dostali i svoje meno (MAGNOX - magnesium oxide). V prevádzke sa svojou jednoduchosťou a spoľahlivosťou osvedčili natolko, že od nich bol odvodený celý vývojový rad energetických reaktorov. Vo svete (t. j. vo Veľkej Británii, Francúzsku, Taliansku, Japonsku, Španielsku) bolo pri tomto type realizovaných 30,8 GW tepelného výkonu. Nehľadiac však na veľký vývoj, ktorým prešli práve magnoxové reaktory, ukazovalo sa stále zreteľnejšie, že ekonomický potenciál tohto typu je obmedzený, nie je veľký a že vlastne neumožňuje výrobu elektrickej energie schopnú ekonomickej konkurencie. Zariadenie bolo totiž stále veľmi rozmerné a drahé. Preto v r. 1965 až 1967 bol ďalší vývoj týchto elektrární zastavený a v r. 1972 bola uvedená do prevádzky posledná rozostavaná elektrárň s magnoxovým reaktorom (Wylfa-2, Veľká Británia).

Medze možností magnoxových reaktorov sú dané už fyzikou ich aktívnej zóny. Ak v heterogénnej mriežke z prírodného uránu a grafitu sa má dosiahnuť kritický stav, potom je potrebné veľmi starostlivo hospodáriť s neutrónmi. Objem aktívnej zóny musí byť veľký (zníženie úniku neutrónov), aktívna zóna, vrátane obalov palivových elementov, musí obsahovať minimum parazitných absorbátorov, relatívny pomer povrchu paliva a objemu moderátora musí byť malý (zväčšenie pravdepodobnosti úniku rezonančného záchytu) a hustota jadrového paliva musí byť čo najväčšia. Teplota moderátora nesmie byť príliš vysoká (zvýšené využitie tepelných neutrónov aktívnych zón so značným podielom plutónia pri vyhorení jadrového paliva), špecifický výkon z hmotnostnej jednotky paliva nesmie byť vysoký (zníženie zásoby reaktivity na výkonové efekty) a vyhorenie môže byť iba veľmi nízke (obmedzená zásoba reaktivity na vyhorenie), pričom je potrebná kontinuálna výmena paliva.

Okrem jadrových fyzikálnych obmedzení vyplývajú pre koncepciu magnoxových reaktorov ešte ďalšie obmedzenia ich parametrov z technických dôvodov. Tak teplota chladiaceho plynu sa musí držať pod medzou intenzívnej chemickej reakcie s moderátorom (400 °C). Teplota jadrového paliva musí byť menšia, než je teplota prvej zmeny alotropickej modifikácie kovového uránu (668 °C). Teplota obalu musí byť pod hranicou intenzívnej korózie magnoxu v dioxide uránu (450 °C). Okrem toho maximálna teplota obalu a vlhkosť chladiaceho plynu sa musí voliť v takom vzťahu, aby nenastalo samovoľné vznietenie magnoxu. Konečne hĺbka vyhorenia je daná radiačnou stabilitou kompaktných blokov nelegovaného kovového uránu (346 GJ kg⁻¹).

Vlastné aktívne zóny magnoxových reaktorov majú formu vertikálneho valca s priemerom 8,3 až 17,4 m a výšku 6,4 až 9,2 m. Krok heterogénnej mriežky pri britských reaktoroch je okolo 200 mm v štvorcovej geometrii, zatiaľ čo pri francúzskych reaktoroch býva 225 mm v hexagonálnej geometrii. Magnoxové reaktory majú podľa výkonu 1150 až 4680 vertikálnych palivových kanálov a obsahujú 130 až 600 t kovového prírodného uránu a 650 až 2540 t grafitu. Stredné energetické zaťaženie týchto

aktívnych zón vzrastalo z 0,50 až na 0,86 kW dm⁻³ pri britských reaktoroch, až na 1,16 kW dm⁻³ pri francúzskych reaktoroch. Pozoruhodnou vlastnosťou všetkých aktívnych zón magnoxových reaktorov je vysoký konverzný pomer, ktorý sa pohybuje v medziach 0,8 až 0,85.



1. tlaková nádoba,
2. nosná mreža,
3. plynové tesnenie,
4. grafitové tvárnice aktívnej zóny a reflektora,
5. vstupné potrubie,
6. odvod nečistôt,
7. výstupné potrubie,
8. ríadiaca tyč,
9. nátrubky pre zavážanie paliva a ríadiace tyče,
10. zavážací žľab,
11. zavážací stroj,
12. stroj pre prípravu výmeny paliva,
13. teplotné tienenie,
14. biologické tienenie)

Obr. 3.1 Grafitový plynom chladený (GCR) – jadrová elektrárňa Hinkley Point (954 MW)

Pôvodné magnoxové reaktory mali nízke parametre chladiva (teplota na výstupe z reaktora je 340 °C, tlak 0,6 MPa) a v súvislosti s tým i veľmi nízku účinnosť (15 až 19 % netto). Postupným vývojom sa však podarilo tieto parametre citelne zvýšiť pri modernizovanom type AGR (400 °C, 2,7 MPa, 31,5 % netto). Ďalší vývoj tohto typu reaktorov bol zastavený na maximálnom jednotkovom tepelnom výkone 1880 MW.

Ako príklad konštrukčnej koncepcie magnoxového reaktora môže slúžiť reaktor britskej elektrárne Hinkley Point, jeden z najpočetnejšej skupiny magnoxových reaktorov v guľovej oceľovej nádobe (obr. 3.1). Elektrárňa bola uvedená do prevádzky v r. 1965, má projektový elektrický výkon 496 MW netto, ktorý je zaisťovaný od dvoch reaktorov, z ktorých každý má tepelný výkon 954 MW.

Guľová tlaková nádoba má priemer 20,4 m a hrúbku steny 76,2 mm. Je zvarená z plechov z uhlíkovej ocele. Záverné zvary, ako i tepelné spracovanie na odstránení pnutia celej nádoby sa robilo na mieste, v šachte reaktora. Prevádzkový tlak je 1,3 MPa. Zvýšená prevádzková teplota steny nádoby (asi 300 °C) je zaistená pomocou tepelnej izolácie, položenej vnútri tlakovej nádoby. Zvláštna pozornosť sa musela venovať prenosu síl od obrovskej hmotnosti aktívnej zóny s grafitovým moderátorom cez teleso tlakovej nádoby na jej základy.

3.2 Zdokonalené, plynom chladené grafitové reaktory na obohatený urán (AGR)

Ak jadrové elektrárne s plynom chladenými grafitovými reaktormi mali byť lacnejšie, museli byť kompaktnějšíe, než to dovoľovala klasická konštrukcia reaktorov typu GCR. Bolo potrebné podstatne intenzifikovať zdieľanie tepla v aktívnej zóne reaktora i v parných generátoroch. Konečným dôsledkom všetkých potrebných opatrení bol prechod na obohatené jadrové palivo v keramickej forme, ktoré z ekonomických dôvodov muselo byť schopné hlbšieho vyhorenia. Ako chladiaci plyn však bol ponechaný dioxid uránu, čo je najdôležitejší vývojovo obmedzujúci faktor reaktora typu AGR.

Vývojom plynom chladených reaktorov AGR sa venovali iba vo Veľkej Británii, pričom sa dôsledne vychádzalo zo skúseností, získaných pri výstavbe a prevádzke magnoxových reaktorov. Konceptia týchto reaktorov je založená na použití obohateného paliva vo forme oxidu, uloženého v obaloch z nehrdzavejúcej ocele a chladeného dioxidu uránu. Použitie obohateného uránu pri reaktoroch AGR uvoľnilo všetky fyzikálne obmedzenia aktívnych zón magnoxových reaktorov. Bolo možné zmenšiť aktívnu zónu i za cenu zvýšeného úniku neutrónov, do aktívnej zóny boli zavedené parazitné absorbátory (obaly palivových elementov a nosná konštrukcia palivových článkov z nehrdzavejúcej ocele), znížila sa pravdepodobnosť úniku rezonančného zachytu zväčšením relatívneho pomeru povrchu paliva a objemu moderátora (palivové články menšieho priemeru z dôvodu nižšej tepelnej vodivosti oxidového paliva a menší počet palivových kanálov v reaktore) a mohla sa znížiť i hustota jadrového paliva (dioxid uránu). Bola uvoľnená bilancia reaktivity, takže sa mohlo prejsť na vyššie energetické zaťaženie jadrového paliva i na jeho vyššie vyhorenie. Bola však ponechaná kontinuálna výmena paliva, ale len z dôvodov ekonomických, nie fyzikálnych.

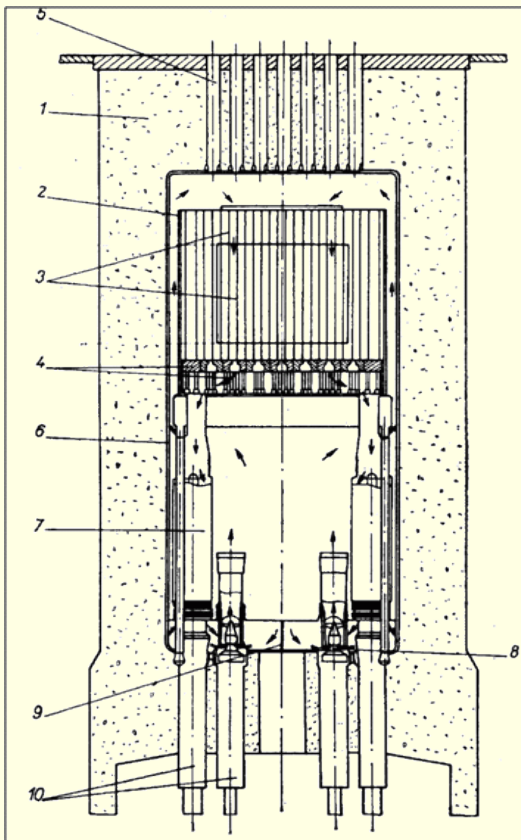
3.3 Vysokoteplotné, plynom chladené grafitové reaktory na obohatený urán (HTGR)

Vývoj moderného, plynom chladeného energetického reaktora nešiel iba cestou „zdokonaľovania“ pôvodných magnoxových reaktorov (AGR), ale i radikálnou zmenou koncepcie na vysokoteplotný grafitový reaktor HTGR. Využili sa pritom skúsenosti získané nielen z prevádzky magnoxových reaktorov a reaktorov AGR, ale i dlho získavané poznatky z vývoja transportných reaktorov pre pohon lietadiel a kozmických rakiet. Pre tento smer vývoja je typická zmena chladiaceho plynu na tepelne stabilné a chemicky inertné hélium a ďalšia intenzifikácia prestupu tepla spôsobená vynikajúcimi teplofyzikálnymi vlastnosťami He umožňujúcimi zvýšenie pracovnej teploty.

Vývoj vysokoteplotných grafitových reaktorov prebiehal v mnohých štátoch súbežne. Od r. 1964 bol v Spojených štátoch v prevádzke experimentálny reaktor UHTREX (Los Alamos) a vo Veľkej Británii reaktor Dragon (Winfrith). Prvé experimentálne elektrárne s reaktormi typu HTGR boli uvedené do prevádzky v Spojených štátoch (EGCR, Oak Ridge, 1964., Peach Bottom – 1, 1967) a v Nemeckej spolkovej republike (AVR, Julich, 1966). V Spojených štátoch sa dokončila výstavba demonštračnej elektrárne (Fort St. Vrain, el. výkon 330 MW, 1973) a bola naplánovaná priemyselná jednotka veľkého výkonu (Fulton, 1100 MW). V Nemecku bola v roku 1985 dokončená demonštračná elektrárňa (Uentrop, 300 MW), ktorá však nikdy nebola uvedená do prevádzky. Podobne ako pri type AGR, aj pri vysokoteplotných reaktoroch zrušilo použitie obohateného paliva takmer všetky fyzikálne obmedzenia. Použitie jadrového paliva vo forme karbidov dokonca zlepšilo fyzikálne vlastnosti aktívnej zóny (vyššia hustota jadrového paliva). Pretože sa ako chladiivo použil inertný plyn, nebolo treba grafitový moderátor chladiť, a tak ďalej stúpala jeho teplota, a tým i stredná teplota tepelných neutrónov. Pri teplotách 800 až 1000 °C však pri plutóniu ^{239}Pu značne klesá pomer účinných prierezov pre štiepenie a absorpciu v porovnaní s hodnotou tohto pomeru pri normálnej teplote 20 °C. V prípade uránu ^{233}U alebo ^{235}U sa tento pomer v podstate nemení. Táto skutočnosť nie je fyzikálnym limitom, ale zvyhodňuje pri vysokoteplotných reaktoroch tórium-uránový palivový cyklus (zvýšené využitie tepelných neutrónov).

Koncepčný problém vysokoteplotných reaktorov bolo potrebné riešiť v súvislosti s konštrukciou optimálnych palivových elementov. Pre HTGR bol vyvinutý celkom nekonvenčný palivový element z obaloovaných guľových častíc. Ten predstavujú častice karbidov jadrových palív guľovitého tvaru s priemerom 0,1 až 0,8 mm, pokryté niekoľkými špeciálnymi vrstvami s celkovou hrúbkou asi 0,15 mm, zmiešané s pojivom s grafitovým práškom, zlisované do tvaru tyčí, tabliet alebo guľových palivových článkov a vyžíhané. Tieto palivové elementy majú síce malú priemernú hustotu jadrového paliva (asi do $1 \text{ g} \cdot \text{cm}^{-3}$), ale vysoký teplotný a radiačný limit (pre obal viac než $1000 \text{ }^\circ\text{C}$, pre vlastné jadrové palivo do $1400 \text{ }^\circ\text{C}$) a maximálne vyhorenie až do $17,3 \text{ TJkg}^{-1}$ (200 GW dt^{-1}).

Prvé vysokoteplotné reaktory pracovali s nízkym tlakom hélia ($1,0$ až $2,5 \text{ MPa}$), ale demonštračné priemyselné jednotky pracujú s vysokými parametrami chladiva na výstupe z reaktora ($770 \text{ }^\circ\text{C}$, $4,8 \text{ MPa}$) so strednodobou perspektívou ich ďalšieho zvyšovania (do $850 \text{ }^\circ\text{C}$, $6,0 \text{ MPa}$). Čistá elektrická účinnosť týchto elektrární sa pohybuje v rozmedzí 39 až 40% . Doteraz najvyšší vyprojektovaný jednotkový tepelný výkon je 3000 MW (Fulton, Spojené štáty).



Obr.3.2 Vysokoteplotný grafitový reaktor chladený plynom (HTGR) – jadrová elektrárňa Fort St. Vrain (842 MW)

1. nádoba z predpätého betónu,
2. oceľový plášť aktívnej zóny,
3. grafitové tvárnice aktívnej zóny a reflektora,
4. nosný systém aktívnej zóny,
5. otvory na výmenu paliva, moderátora a pre riadiace tyče,
6. vnútorný plášť nádoby z uhlíkovej ocele,
7. modulový parný generátor,
8. obehové dúchadlo na hélium,
9. rozdeľovacia klapka primárneho plynu v slučkách,
10. axiálne prístupy k parným generátorom a k obehovým dúchadlám.

Ako príklad konštrukčnej koncepcie vysokoteplotného reaktora môže slúžiť vysokoteplotný reaktor americkej demonštračnej elektrárne Fort St. Vrain (obr. 3.2). Jej projektový elektrický výkon je 330 MW netto, ktorý sa odoberá od reaktora s tepelným výkonom 842 MW .

Reaktor spoločne so zariadením primárneho okruhu je integrovaný v tlakovej nádobe z predpätého betónu. Celková koncepcia pripomína francúzske magnoxové reaktory (vertikálne usporiadanie), no s tým podstatným rozdielom, že prístup k parným generátorom i dúchadlám je zdola axiálne. Výmena palivových článkov a ovládanie riadiacich tyčí je naopak zhora, takže bočné steny nádoby nie sú narušené žiadnymi otvormi.

Tlaková nádoba má formu vertikálneho hexagonálneho prizmatu s výškou $32,3 \text{ m}$ a minimálnou šírkou $14,9 \text{ m}$. Betónové steny sú $2,75 \text{ m}$ hrubé, betónové veko a dno $4,72 \text{ m}$. V spodnej časti sú vertikálne uložené 2 parné generátory (každý sa skladá zo 6 modulov) a 4 obehové dúchadlá. Prístup ku všetkým týmto zariadeniam je pomocou 16 otvorov v dne. Nádoba je radiálne aj axiálne predopnutá oceľovými lanami. Projektový tlak je $5,9 \text{ MPa}$, max. teplota betónovej steny je $54 \text{ }^\circ\text{C}$. Nádoba je znútra

pokrytá 19 mm hrubou vložkou z uhlíkovej ocele, chladenej vodou. Okrem toho je zvnútra opatrená tepelnou izoláciou a chladená je vzduchom.

Aktívna zóna s ekvivalentným priemerom 6,0 m a výškou 4,8 m je uložená na ocelových blokoch a podopretá je ocelovými, vodou chladenými stĺpmi, na vodou chladenej armovanej betónovej doske, deliacej vnútorný priestor tlakovej nádoby na dve časti. Zo strán je aktívna zóna uzatvorená valcovitým ocelovým plášťom. Vlastnú aktívnu zónu predstavuje 247 šesťhranných grafitových blokov, rozdelených po výške na 6 dielov, naskladaných vedľa seba a individuálne vyberateľných. V každom bloku sú vertikálne otvory pre prietok chladiva (otvory sú vyplnené palivovými elementami), otvory pre regulačné tyče a manipulačný otvor.

Chladiaci plyn prúdi reaktorom proti smeru prirodzenej konvekcie, t. j. zhora dolu. (Parametre na výstupe sú 770 °C, 4,86 MPa.) Výmena palivových blokov i ovládanie regulačných tyčí sa realizuje zhora. Regulačný orgán je vložený do reaktora tým istým otvorom, ktorým sa vyťahujú palivové bloky, takže pred výmenou paliva musí byť vždy demontovaný. Je spoločný vždy pre 7 palivových blokov, má 2 regulačné, synchronne pracujúce absorpčné tyče z grafitu, opláštené nehrdzavejúcou ocelou s prísadou 30 % karbidu bóru. Zasahujú do stredného palivového bloku a majú spoločný elektromotorický pohon. Pri havárii sa reaktor odstaví voľným pádom absorpčných tyčí do aktívnej zóny uvoľnením elektromagnetických spojok, eventuálne spustením guľôčok z karbidu bóru do palivových blokov. V reaktore sa vykonávajú merania rozdelenia hustoty neutrónového toku i integrálne merania hustoty neutrónového toku, teploty chladiva na výstupe zo všetkých 37 palivových sekcií (sekcii predstavuje vždy 7 palivových blokov), vlhkosti hélia, chemického znečistenia hélia CO, CO₂, H₂, O₂, N₂ a aktivity hélia.

Výmena palivových blokov (vrátane moderátora) sa vykonáva na odstavenom a odtlakovanom reaktore. Na tento účel sú k dispozícii dva tlenené manipulátory. Prvý slúži na výmenu, resp. vyňatie a opätovné založenie zátky a kompletného regulačného mechanizmu. Druhý manipulátor – vlastný zavážací stroj, opatrený univerzálnym ramenom, pohyblivým výškovo, azimutálne i elevačne – vyníma postupne všetky palivové bloky z najbližších 7 hniezd a nahradzuje ich čerstvými, ktoré má v zásobníku. Vytiahnuté palivové bloky pri nepretržitom chladení odloží do špeciálneho skladiska.

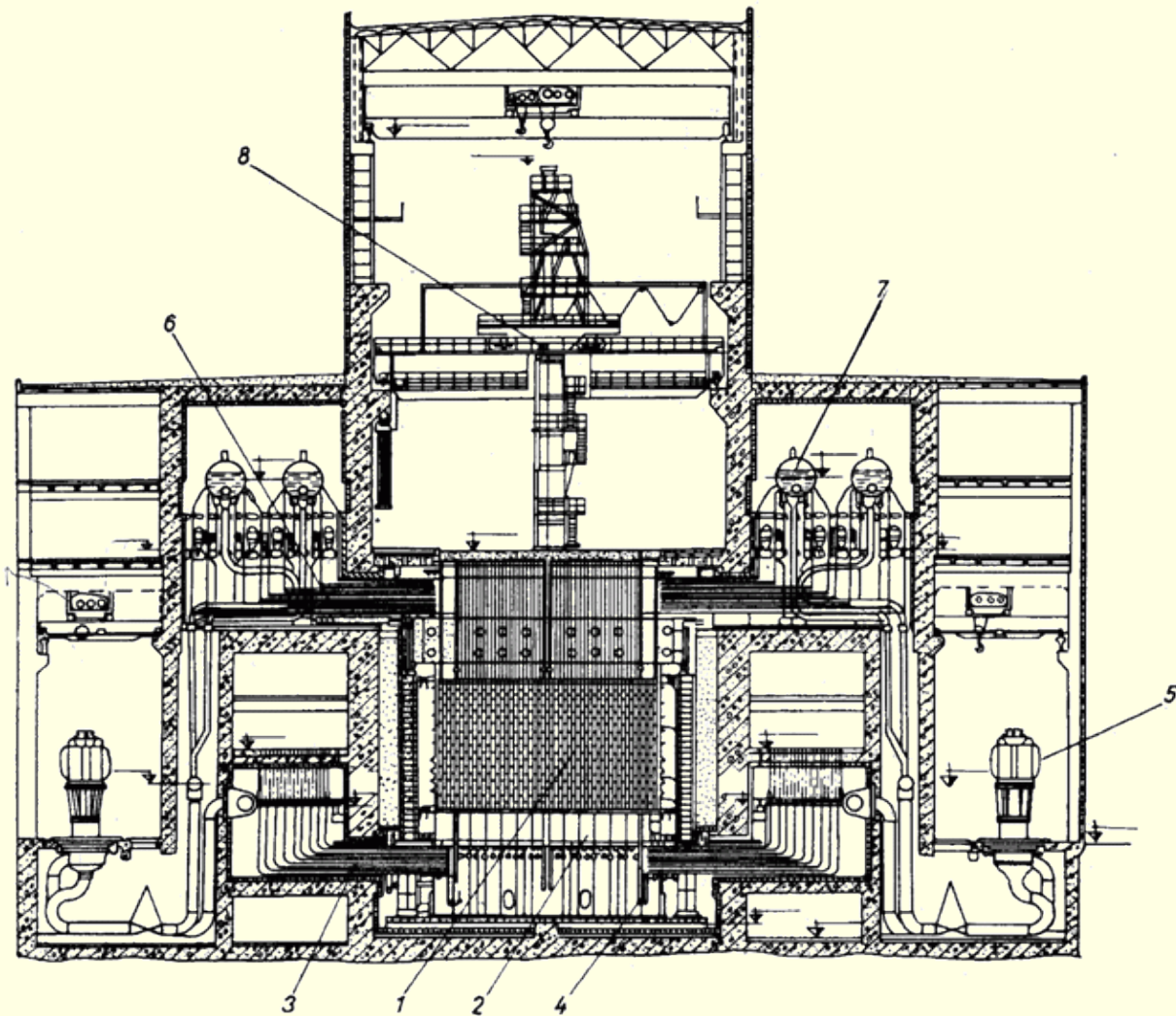
3.4 Ľahkou vodou chladené grafitové reaktory na obohatený urán (LWGR)

Pri vývoji dvojúčelových grafitových reaktorov na výrobu plutónia postupovali bývalý ZSSR a USA iným smerom než západoeurópske štáty. I za cenu eventuálne mierneho obohatenia palivovej vsádzky sa použilo tepelne technicky intenzívnejšie chladenie kvapalinou, a to ľahkou vodou (Troick, ZSSR, 1958 až 1964, Hanford–A, Spojené štáty, 1966).

V prevádzke sa i dvojúčelové reaktory typu PWGR natoľko osvedčili, že bola možnosť prispôbiť ich pre výrobu elektrickej energie. Spojené štáty, ktoré z hľadiska transportovateľnosti veľkých tlakových nádob sú menej obmedzené než bývalý ZSSR, tieto reaktory ďalej nevyvíjali, pretože v amerických podmienkach zrejme nevidia výrazné výhody proti reaktorom typu BWR s ľahkovodným moderátorom. Sovietsky zväz však realizoval celý vývojový rad svojich vodografitových reaktorov tohto typu. Začal tlakovodným reaktorom PWGR na experimentálnej jadrovej elektrárni (Obninsk, AM-1, 1954). Všetky ďalšie reaktory pracovali už na varnom princípe BWGR (demonštračná elektráreň Bielojarsk, AMB-1, 1964, AMB-2, 1967, priemyselná elektráreň Leningrad, RBM-K, 1973).

Aj pri reaktoroch LWGR sú najdôležitejšie obmedzenia technické. Pokiaľ sa jadrové palivo užívalo vo forme kovového, molybdénom legovaného uránu, bola jedným z limitných parametrov už vlastná teplota paliva (400 °C). Pri prehrievacích kanáloch a v reaktoroch RBMK sa už používa výhradne oxid uránu, takže tento nepríjemný limit bol z konštrukcie reaktorov BWGR odstránený. Druhým závažným obmedzením bola hĺbka vyhorenia kovového legovaného uránu, daná jeho radiačnou stabilitou (846 GJkg⁻¹, t. j. 10 000 MWdt⁻¹). Aj tento limit sa prechodom na oxidové palivo odstránil. Najzávažnejším technickým limitom reaktorov LWGR je zrejme teplota obalov, pričom tento limit je nevyhnutné chápať v spojitosti s procesmi korózie v horúcej vode, parovodnej zmesi alebo

v prehriatej pare. Pokiaľ sú obaly z austenitickej nehrdzavejúcej ocele, bola pri varných kanáloch maximálna dovolená teplota obalov do 360 °C a pri prehrievacích kanáloch do 530 °C).



Obr. 3.3. Grafitový reaktor chladený vodou (BWGR) – jadrová elektrárň RBMK Leningrad (3200MWt) (1 - grafitové tvárnice aktívnej zóny a reflektora, 2 – nosný systém aktívnej zóny, 3 – prívod chladiacej vody, 4 – regulačné mechanizmy, 5 – cirkulačné čerpadlo, 6 – výstup mokrej pary, 7 – separátor, 8 – záväžací stroj). RBMK je skratka pre “reactor bolšoj moščnosti – kipjaščij”.

Ako príklad konštrukčného vyhotovenia reaktora typu BWGR môže byť uvedený najvýznamnejší reaktor, sovietsky vodograftitový reaktor RBMK s tepelným výkonom 3200 MW (obr. 3.3), pracujúci na Leningradskej jadrovej elektrárni (a tiež smutne známy z havárie Černobylskej JE) s elektrickým výkonom 2 x 1000 MW, ktorej prvá časť bola uvedená do prevádzky v r. 1973 a druhá časť v r. 1975.

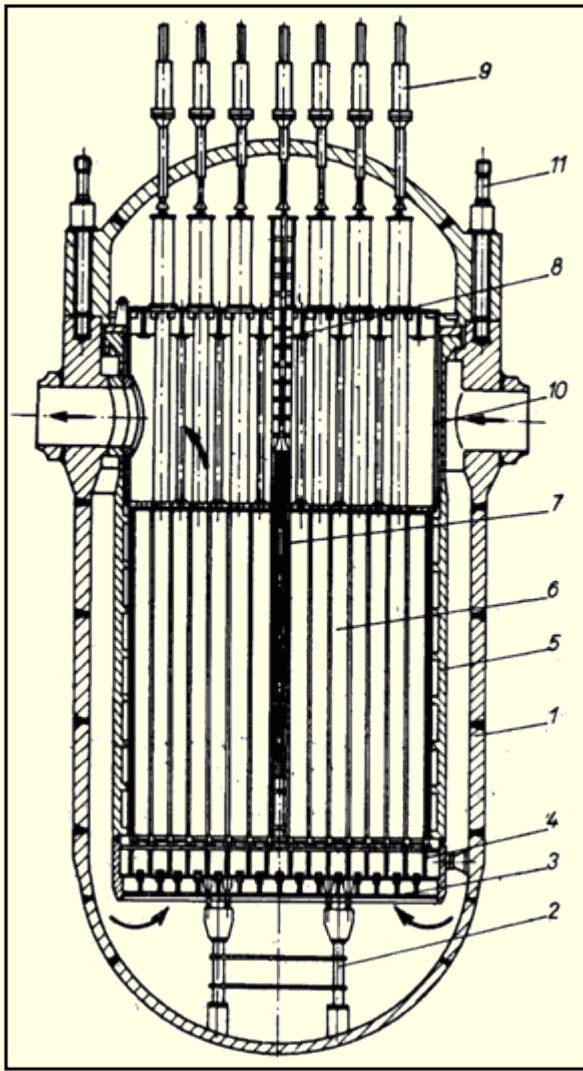
Vlastný reaktor predstavuje valcovitá grafitová výplň s priemerom 14 m a výškou 8 m, uzatvorená v betónovej šachte s oceľovou výstelkou, naplnená zmesou hélia a dusíka. Grafitové bloky sú štvorcového prierezu 250 x 250 mm. Stredom bloku prechádza palivový kanál ϕ 88 mm. Aktívna zóna s priemerom 9,4 m a výškou 7 m má 1693 palivových kanálov, 180 kanálov pre regulačné tyče a niekoľko kanálov na meranie, predovšetkým neutrónového toku. Palivový kanál tvorí 22 m dlhá rúrka z austenitickej nehrdzavejúcej ocele s priemerom 95 mm a hrúbkou steny 5 mm, prechádzajúca oceľovou obálkou reaktora, do ktorého je hermeticky zavarená. V oblasti aktívnej zóny kanál pokračuje málo absorbujúcou rúrkou zo zirkóniovej zliatiny, legovanej nióbobom, s priemerom 88 mm a hrúbkou steny 4 mm. Zospodu sa centrálnie do kanála privádza horúca voda (165 °C), hore sa radiálne odvádza parovodná zmes. Po oddelení kvapalnej fázy vo vonkajších separátoch sa odvádza sytá parta (284 °C,

7 MPa). Absorpčné tyče sa pohybujú vo zvláštnych kanáloch chladených vodou, ovládané sú zdola. Výhodou kanálového princípu je i to, že množstvo dôležitých reaktorových meraní môže byť uskutočnených vnútri reaktora a že sa môže vykonávať pre každý palivový kanál a i pre každý palivový článok samostatne. Každý palivový kanál má svoju vlastnú individuálnu reguláciu prietoku, ktorá sa používa v súvislosti s vyhorením paliva, a teda so zmenou miestneho výkonu. Ďalej sú to individuálne merania tepelne technických parametrov na vstupe i na výstupe z kanála i merania rádiodhodnoty 1). Použitie obohateného paliva odstránilo fyzikálne limity aktívnej zóny v užšom zmysle. Ľahkovodný moderátor s krátkou migračnou dĺžkou neutrónov natoľko zahustil palivovú mriežku, že sa stalo technicky nemožné vyviesť jednotlivé palivové kanály von z tlakového prostredia aktívnej zóny a umožniť tak kontinuálnu výmenu paliva. Preto bola zavedená kampaňová výmena paliva s horšou palivovou ekonomikou. Ľahkovodné aktívne zóny majú výborné autoregulačné vlastnosti (veľké záporné koeficienty reaktivity teplotné i výkonové), lebo následkom ich kompaktnosti ako moderátor slúži chladivo a moderátor teda sleduje všetky výkonové zmeny parametrov chladiva. Zvyšovanie výkonu vedie k podmoderovávaniu reaktora. V určitých obdobiach kampane sa však musia kompenzovať veľké prebytky reaktivity (na vysoké vyhorenie, na veľké výkonové koeficienty reaktivity). Priestorová kompaktnosť týchto aktívnych zón si vyžiadala veľmi dôsledné vyrovnanie neutrónového toku po celom ich objeme. Spojenie všetkých týchto požiadaviek (kompenzácia veľkých prebytkov reaktivity, vyrovnanie neutrónového toku a zároveň zachovanie záporného výkonového koeficienta reaktivity aj v začiatkových obdobiach kampane) viedlo pri ľahkovodných reaktoroch k veľmi zložitému systému riadenia a kompenzácie pomocou absorpčných tyčí, vyhoriavajúcich absorbátorov a rôzneho stupňa obohatenia palivových článkov (pri reaktoroch BWR navyše i pomocou zmien intenzity recirkulácie chladiva).

Hoci ľahkovodné reaktory majú ocelovú tlakovú nádobu, nie sú zatiaľ týmto náročným konštrukčným celkom limitované. Iba v bývalom ZSSR, kde sa kládla požiadavka na dokončenie výroby tlakovej nádoby vo výrobnom závode a na ich transportovateľnosť po železnici, je pri reálnych energetických zaťaženiach aktívnej zóny tepelný výkon reaktora limitovaný asi 3 000 MW. V ostatných prípadoch je výkonový limit ľahkovodných reaktorov z hľadiska ocelevej tlakovej nádoby asi 6000 MW. Skutočným technickým limitom týchto reaktorov je teplota obalov palivových elementov z hľadiska dlhodobých mechanických vlastností i korózie. Skôr používané obaly z nehrdzavejúcej ocele teplotne reaktor nelimitovali, dnes používané zirkóniové obaly dovoľujú dosahovať teploty takmer 380 °C. Tým je daná maximálna teplota i tlak chladiva vzhľadom na to, či sa má zabrániť varu alebo naopak, či sa má var realizovať. Druhým technickým limitom je intenzita prestupu tepla z palivového článku, ktorá zaručuje, aby v daných podmienkach nenastala kríza varu a tým porušenie obalu palivového prútika. Pri tlakovodných reaktoroch sa tento limit blíži 180 W cm⁻², pri varných reaktoroch 135 W cm⁻².

Palivové články ľahkovodných reaktorov prešli veľkým vývojom. S výnimkou palivových článkov pre časť aktívnej zóny reaktora Shippingport – 1, ktoré mali doskové palivové elementy, všetky palivové články ľahkovodných reaktorov sú pozdĺžne zväzky tyčových palivových elementov. Počet palivových elementov v článku stúpa (pri PWR je dnes do 289 pri BWR 64) a ich priemer klesá (pri PWR je dnes asi 10 mm, pri BWR 12,5 mm) s rastom energetického zaťaženia paliva. Všetky palivové elementy sú pokryté zliatinou zirkónia (pre PWR to býva zircalloy – 4, pre BWR zircalloy – 2), iba prvé tlakovodné reaktory mali obaly z austenitickej nehrdzavejúcej ocele. Palivové články tlakovodných reaktorov sú bezkanálové rúrky, takže chladivo sa mieša už v priestore aktívnej zóny a energeticky ju vyrovnáva. Pri varných reaktoroch sú jednotlivé palivové články opatrené štvorhrannou kanálovou rúrkou.

Aktívne zóny ľahkovodných reaktorov sa vkladajú do vertikálneho valca. Podľa výkonu majú priemer od 2,0 do 3,7 m pri reaktoroch PWR a od 3,3 do 4,8 m pri reaktoroch BWR. Typická hĺbka vyhorenia paliva je dnes pri reaktoroch PWR 2,8 TJ . kg⁻¹ (33 000 MWdt⁻¹) a pri reaktoroch BWR 2,3 TJ . kg⁻¹ (27 000 MWdt⁻¹). Konverzný pomer sa pri jednotlivých reaktoroch mení v širokých medziach 0,1 až 0,7, najčastejšie býva udávaný pri reaktoroch PWR okolo 0,5 a pri reaktoroch BWR okolo 0,6.



Obr. 3.4 Tlakovodný reaktor (PWR) – jadrová elektrárňa Biblis A

1. tlaková nádoba,
2. tlmiace podpery,
3. spodná rozdeľovacia doska,
4. nosná doska,
5. plášť aktívnej zóny,
6. palivová kazeta,
7. palivová kazeta so zväzkovou regulačnou tyčou,
8. pohon zväzkovej regulačnej tyče,
9. záves zväzkovej regulačnej tyče,
10. horný nosný systém,
11. prírubový svorník)

Mechanická regulácia oboch typov reaktorov je rôzna. Pri reaktoroch PWR sú absorpčné tyče ovládané zhora, preto sa na určitom stupni vývoja (Indian Point- 2, Spojené štáty) mohli stať súčasťou palivových článkov a vyhovieť snahe čo najmenejšie a najrovnomernejšie rozptýliť absorbátory v aktívnej zóne (zväzkové regulačné tyče). Pri reaktoroch BWR museli byť regulačné mechanizmy umiestnené dolu. (Zaisťuje to efektívnejšie pôsobenie absorpčnej tyče v spodnej časti aktívnej zóny, kde je v chladive najmenší obsah parnej fázy, odstraňuje to problémy s chladením mechanizmov, ktoré by inak pracovali v horúcej pare i s ich vývodom cez separátory a sušiče). Preto sa absorpčné tyče nemohli stať súčasťou palivových článkov (ktoré sú zakladané zhora), museli si zachovať pôvodnú formu krížových tyčí a sú ovládané zdola. Počet absorpčných, resp. zväzkových tyčí závisí od objemu aktívnej zóny a dosahuje dnes pri reaktoroch PWR 73 a pri reaktoroch BWR 205. Spôsob pohonu regulačných mechanizmov je daný ich polohou. Pri reaktoroch PWR je elektromotorický alebo elektromagnetický, pri reaktoroch BWR je hydraulický.

Tlakové nádoby ľahkovodných reaktorov postupne zväčšujú svoj objem, od pôvodného priemeru 2,7 m pri reaktoroch PWR, resp. 3,7 m pri reaktoroch BWR k hodnotám 5,0, resp. 6,4 m. Výška najväčších tlakových nádob reaktorov PWR je 13 m, reaktorov BWR 22 m. Pri reaktoroch BWR sa dodnes rôzne rieši spôsob recirkulácie chladiva. Aby sa čo najmenej vysoko rádioaktívneho chladiva vyvádzalo von z reaktora, zabudovávajú sa do reaktorov vodoprúdové injektory (americký spôsob), alebo odstredivé čerpadlá s pohonmi vyvedenými von z tlakovej nádoby (západonemecký spôsob). V Európe sa vyskytuje aj koncepcia s vyvedením celého recirkulujúceho prúdu von z reaktora.

Vývoj parametrov chladiva na výstupe z reaktora je u ľahkovodných reaktorov veľmi pomalý. Pri reaktoroch PWR stúpala teplota primárnej vody od 280 °C a 7,13 MPa. Čistá tepelná účinnosť sa zvyšovala pri reaktoroch PWR od 26 % a pri reaktoroch BWR od 29 %, dnes dosahuje pri oboch typoch 33, resp. 34 %. Najväčšie jednotkové elektrické výkony oboch typov sú na úrovni približne 1400 MW netto.

Reaktor (uvedený na obr. 3.4) je vo valcovitej ocelevej nádobe s pologuľovým dnom a s vyklenutým vekom s vnútorným priemerom 5,0 m, výškou 13,2 m a hrúbkou steny do 235 mm. Nádoba je vyrobená z uhlíkovej nízkolegovanej ocele, zvnútra je navarená 4 mm hrubá výstelka z austenitickej nehrdzavejúcej ocele. V jedinej horizontálnej rovine má 8 hrdiel s vnútorným priemerom asi 800 mm.

Aktívna zóna s priemerom 3,66 m a výškou 3,9 m obsahuje 193 palivových článkov. Je umiestnená vo zvláštnej šachte, voľne zavesenej v tlakovej nádobe zhora. Táto šachta tieni zároveň tlakovú nádobu od žiarenia aktívnej zóny. Prúd chladiva v jednotlivých článkoch nie je oddelený, takže prebieha intenzívne miešanie chladiva medzi jednotlivými palivovými článkami už v priestore aktívnej zóny a tým podstatnému energetickému vyrovnaniu aktívnej zóny. Studené chladivo (284,6 °C, 15,8 MPa) sa privádza do aktívnej zóny zdola, hore sa odvádza ohriate (316,5 °C).

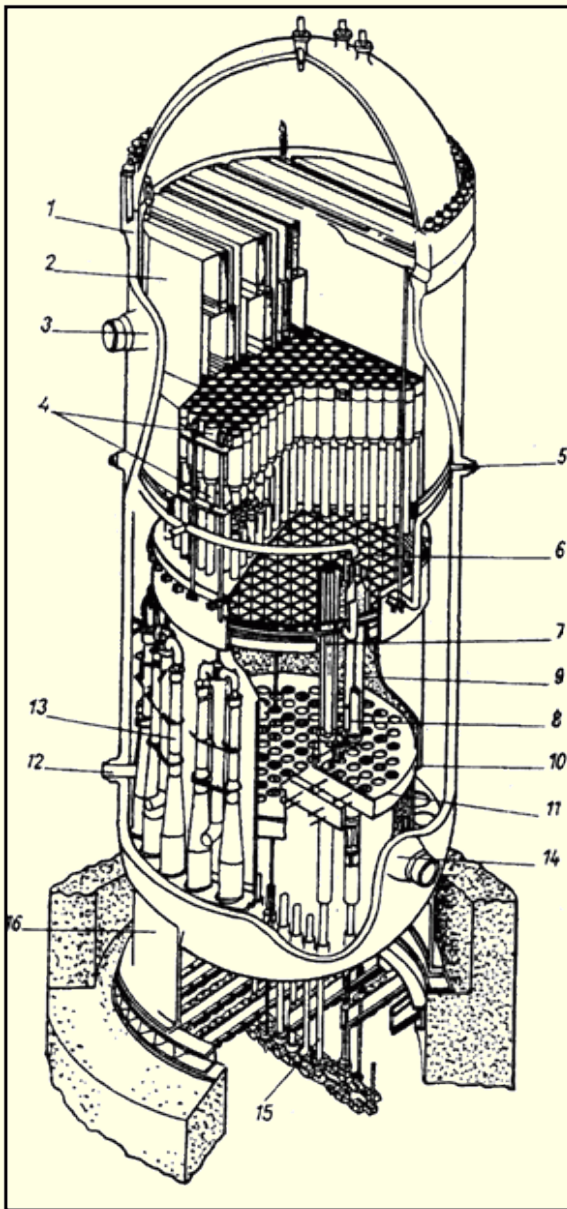
Palivový článok má štvorcovú základňu, obsahuje 236 palivových elementov z dioxidu uránu, obohateného na 2,18 až 3,19 % ²³⁵U (úroveň obohatenia sa stále zvyšuje). Palivové elementy sú v obaloch z rúrok zo zircalloya – 4 s vonkajším priemerom 10,75 mm a aktívnou dĺžkou 3,9 m. V palivovom článku je okrem palivových elementov ešte 20 elementov s vyhorievajúcimi jedmi alebo 20 absorpčných elementov zväzkovej regulačnej tyče. Absorpčný element je vyrobený z častíc karbidu bóru, uzavretých v rúrke z nehrdzavejúcej ocele.

Reaktor sa riadi 61 magneticky zhora ovládanými zväzkovými absorpčnými tyčami, z nich 8 má skrátenú dĺžku. Dlhodobé zmeny reaktivity sa kompenzujú vyhorievajúcimi absorbátormi v palivových článkoch a otravou moderátora bórom. V prípade havárie sa odstaví gravitačným pádom absorpčných tyčí, tlmeným hydraulicky. Palivová kampaň trvá asi rok a vymieňa sa pri nej dnes spravidla ¼ palivových článkov. Ostatné články sa prestavujú tak, že čerstvé články prichádzajú na periferiu a čiastočne vyhorené do stredu aktívnej zóny (kde je väčší neutrónový tok). Pri výmene sa reaktor musí odstaviť, otvoriť veko (spojky pohonov regulačných tyčí sa elektricky uvoľnia) a je potrebné z neho vybrať hornú časť vnútornej zostavy až po aktívnu zónu. Všetky operácie sa vykonávajú pod vodou pomocou zvláštnych manipulátorov.

Ako príklad konštrukcie reaktora typu BWR môže slúžiť americký varný reaktor 2. a 3. bloku elektrárne Peach Bottom. Reaktor má výkon 3293 MW_t, (obr. 3.5), každý z oboch elektrárenských blokov má výkon 1065 MW_e netto. Boli uvedené do prevádzky v r. 1973 a 1974. Oceleová tlaková nádoba reaktora je valcovitá s pologuľovitým dnom a vekom. Vnútorný priemer má 6,38 m, výšku 21,9 m a hrúbku steny 160 mm. Je vyrobená z uhlíkovej nízkolegovanej ocele, zvnútra vyvarenej 5 mm hrubou výstelkou z austenitickej nehrdzavejúcej ocele. Projektový tlak je 8,79 MPa, teplota steny 260 °C. Para sa odvádza z reaktora 4 hrdlami s priemerom 660 mm.

Aktívna zóna s ekvivalentným priemerom 4,75 m a výškou 3,66 m obsahuje 764 palivových článkov. Je umiestnená vo zvláštnom bubne, opretom o dno tlakovej nádoby. Chladivo sa privádza dovnútra bubna a odtiaľ postupuje hore do aktívnej zóny. Každý palivový článok predstavuje individuálny varný kanál. Mokrú para, vystupujúca hore z palivových článkov sa mieša v spoločnom priestore a postupuje ďalej smerom hore do separátorov. V nich sa parovodná zmes špirálovito roztočí, kvapalná fáza sa odstredí a steká dolu, do priestoru medzi bubnom a tlakovou nádobou. Para prúdi ďalej smerom hore do sušičov, v ktorých sa niekoľkonásobnou prudkou zmenou smeru prúdu v úzkych štrbinových kanáloch oddelí ďalšia voda, ktorá rovnako steká dolu. Para na výstupe (286 °C, 7,17 MPa) má 0,32 % vlhkosti. Napájacia voda (192 °C, 7,38 MPa) sa podáva do priestoru medzi bubnom a tlakovou nádobou, kde sa mieša so separovanou vlhkosťou. V ustálenom menovitom stave musí určitý objem chladiva prejsť asi osemkrát aktívnou zónou, aby sa celkom odparil. Táto vnútorná cirkulácia je zaistená 20 injektormi, ktoré prečerpávajú vodu z priestoru medzi bubnom a tlakovou nádobou (kde sú umiestnené aj injektory) do priestoru vnútri bubna. Ako hydrodynamicky aktívna

tekutina pre injektor slúži tá istá voda z priestoru medzi bubnom a tlakovou nádobou, ktorá v dvoch nezávislých vonkajších kľučkách pomocou jednostupňových odstredivých čerpadiel dostáva potrebnú tlakovú energiu.



Obr.3.5

Varný reaktor (BWR) – jadrová elektrárň Peach Bottom–2
(tepelný výkon 3293 MW)

1. oceľová tlaková nádoba,
2. sušič pary,
3. výstup sýtej pary,
4. separátory vlhkosti,
5. vstup prídavnej vody,
6. horná nosná doska,
7. palivový článok,
8. absorpčná tyč,
9. dočasný absorbér,
10. plášť aktívnej zóny,
11. spodná nosná doska,
12. vstup recirkulujúcej vody,
13. parovodné ejektory,
14. výstup recirkuláciej vody,
15. pohony radiacích tyčí,
16. podstavce

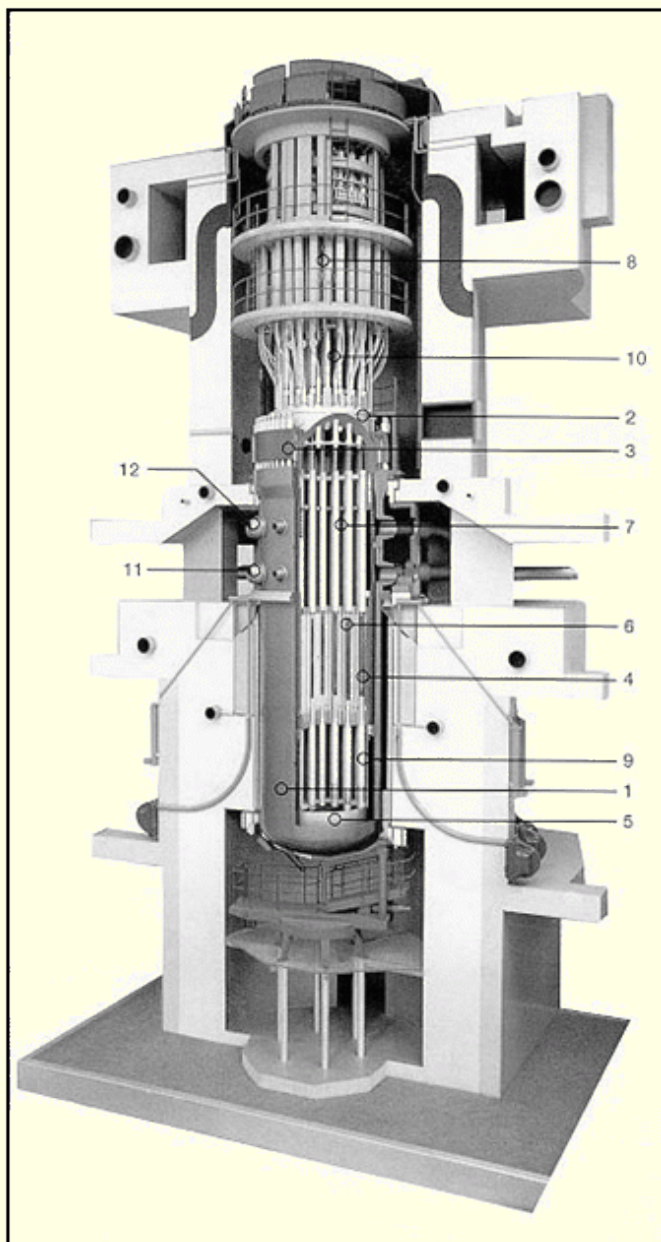
Palivový článok má štvorcovú základňu s hranou 138 mm, výšku 4,47 m a plášť hrúbky 2 mm. Obsahuje 49 palivových elementov z dioxidu uránu, obohateného na 1,13 až 3,57 %. Obalové rúrky zo zircalloya majú vonkajší priemer 14,3 mm, hrúbku steny 0,8 mm a aktívnu dĺžku 3,66 m. Niektoré palivové elementy rovnovážnej vsádzky obsahujú aj vyhorejajúce absorbátory.

Riadenie reaktora sa realizuje 85 krížovými absorpčnými tyčami, ovládanými zdola hydraulicky. Absorpčnú časť tvorí prášok z karbidu bóru, uzavretý v rúrkach z nehrdzavejúcej ocele. Okrem toho sa aktívna zóna reguluje intenzitou vnútornej cirkulácie, t. j. zmenou otáčok oboch recirkulačných čerpadiel. Dlhodobá reaktivita sa kompenzuje až 372 absorpčnými pásmi, ktoré sa používajú aj pre bezpečné odstavenie pri výmene paliva. Havarijné odstavenie sa vykonáva pneumaticky vrazením absorpčných tyčí do aktívnej zóny, ako aj vstriknutím pentaboritanu sodného do moderátora. Aktívna zóna je vybavená rozsiahlym systémom fyzikálnych aj tepelne technických meraní.

Palivová kampaň trvá necelý jeden rok. Mení sa vždy 1/4 aktívnej zóny. Palivové články sa vymieňajú v princípe rovnako ako pri tlakovodných reaktoroch.

Tabuľka 3.1 Základné údaje o VVER-440, typ V-213 prevádzkovaný v EBO V-2

Typ reaktora	VVER 440 V-213, heterogénny, s tepelnými neutrónmi
Chladivo a moderátor	demineralizovaná voda
Počet reaktorových blokov	2
Inštalovaný výkon elektrárne	2 x 440 MW
Tepelný výkon elektrárne:	2 x 1375 MWt
Začiatok prevádzky:	1984 (3. blok) a 1985 (4. blok)



Obr. 3.6 Rez zdokonaleným typom VVER 440, reaktorom V 213.

1. tlaková nádoba,
2. veko tlakovej nádoby,
3. voľná príruha,
4. šachta,
5. dno šachty,
6. aktívna zóna,
7. blok ochranných rúr,
8. horný blok,
9. ochranné rúry s tlmičmi,
10. pohony regulačných kaziet,
11. vstupný nátrubok,
12. výstupný nátrubok

3.5 Reaktor typu VVER 440

V technickom opise sa zameriame na **reaktor VVER-440 typ V-213** (►Príloha 9), nakoľko starší typ V-230 na JE V-1 v Jaslovských Bohuniciach sa má v roku 2006 a 2008 vyradať z prevádzky. Jadrová elektrárň V-2 je zdokonaleným typom VVER 440 s reaktormi V-213, ktorá sa začala budovať v roku 1976. Technologická schéma a parametre jednotlivých médií sú s malými výnimkami zhodné so susednou elektrárnou V-1. Výrazné rozdiely sa týkajú spôsobu riadenia prevádzky a vybavenia bezpečnostnými systémami. Bezpečnostné zlepšenia sa prejavujú vo vyššej kapacite bezpečnostných systémov, projektovaných na základe 3 x 100 % zálohovanosti, dovybavení kontainmentu systémom potlačenia tlaku pre zvládnutie prípadných havárií so stratou chladiva. Takmer celá technologická časť elektrárne bola dodávkou českých a slovenských podnikov.

Základná tepelná schéma energetického bloku s VVER je na **obr. 3.7** (►Príloha 10). Aj na týchto blokoch sa postupne uskutočňujú opatrenia na udržanie vysokej bezpečnostnej úrovne. Od začiatku prevádzky sa zrealizovalo niekoľko sto technických úprav zariadení a prvý komplexný program zvýšenia bezpečnosti bol prijatý v roku 1986. V procese zvyšovania bezpečnosti elektrárne V-2 boli ďalšie programy a projekty včlenené do Bezpečnostného konceptu, na základe ktorého budú realizované práce vedúce k zvýšeniu jadrovej bezpečnosti, spoľahlivosti a hospodárnosti prevádzky po dobu ich projektovej životnosti a vytvoreniu podmienok na predĺženie životnosti.

Časť energie z elektrárne V-2 sa od roku 1987 využíva ako teplo na vykurovanie a prípravu teplej úžitkovej vody v krajskom meste Trnava, v obci Jaslovské Bohunice a od roku 1997 aj v mestách Leopoldov a Hlohovec.

3.5 Reaktory moderované ťažkou vodou (HWR)

Vďaka výborným fyzikálnym vlastnostiam ťažkej vody ako moderátora začínali ťažkovodnými reaktormi prvé predstavy o jadrových reaktoroch vôbec. Pre vojenské účely sa však ťažkovodné reaktory dlhodobo neuplatnili, hoci zrejme všetky štáty, pracujúce v tejto oblasti, vojenský potenciál týchto reaktorov preverili. To bol jeden z dôvodov, prečo sa ťažkovodné reaktory omeškali vo svojom vývoji a prečo ani v súčasnej dobe sa nedá spoľahlivo tvrdiť, že sa uplatnia v širšom meradle svetovej jadrovej energetiky.

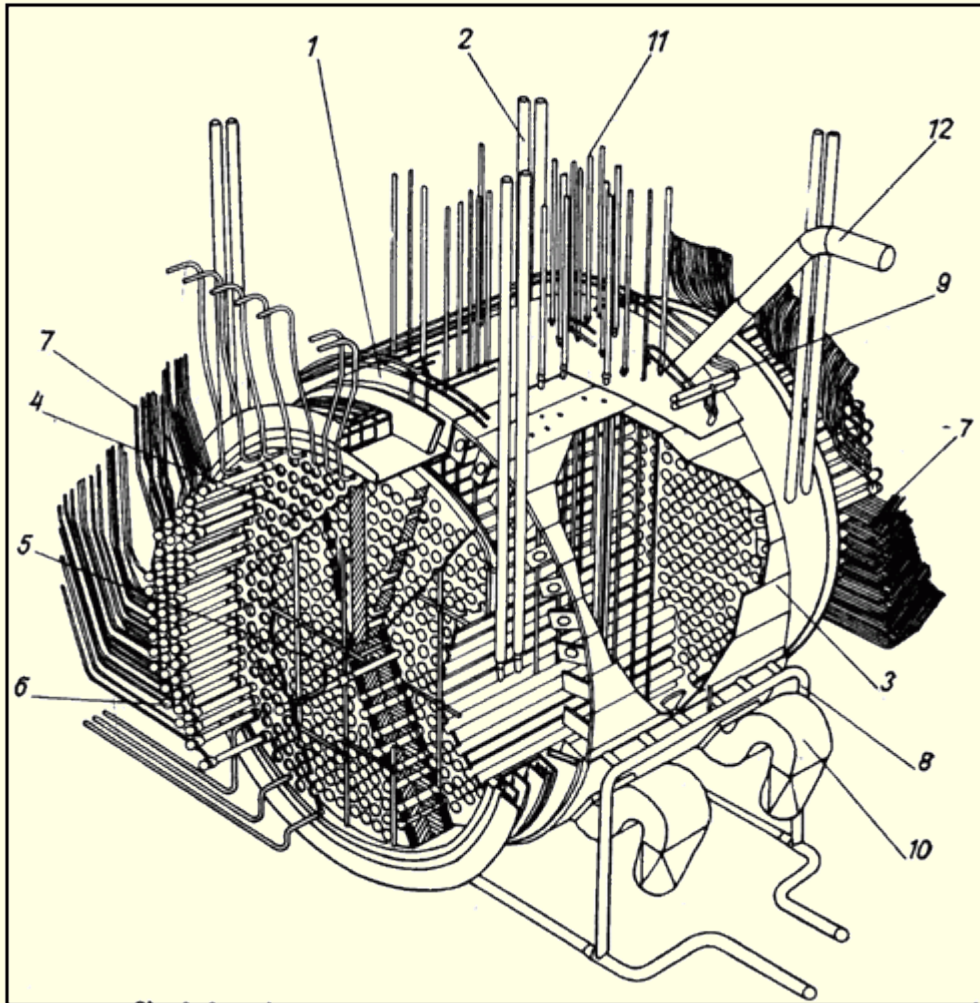
Atraktivnosť ťažkovodných reaktorov je založená na dvoch fyzikálnych vlastnostiach ťažkovodných mriežok: na nízkej absorpcii neutrónov, dovoľujúcej vysoké vyhorenie jadrového paliva a na krátkej migračnej dĺžke neutrónov, umožňujúcej relatívne kompaktné usporiadanie aktívnej zóny.

Ťažkovodné reaktory sú v súčasnosti reaktory na prírodný urán. Kdekoľvek sa optimalizáciou ukázalo ako vhodnejšie palivo obohatený urán, vždy potom nasledoval ďalší logicky optimalizačný krok: ponechať obohatené palivo a vzdať sa ťažkovodného moderátora. Preto sa ďalej preberajú iba tie typy ťažkovodných reaktorov, ktoré si počas vývoja zachovali možnosť jednoúčelového použitia prírodného uránu na energetické účely.

Vývoj energetických ťažkovodných reaktorov na prírodný urán sa od samého začiatku rozdelil na dve vetvy. V prvej sú reaktory s tlakovou nádobou pre ktoré ako prvé demonštračné prototypy slúžili jadrová tepláreň Halden (BHWR, Nórsko, 1959) a jadrová tepláreň Agesta (PHWR, Švédsko, 1963). Ich ďalší vývoj bol zastavený. Najväčšia prevádzkovaná jednotka je priemyslová elektrárň Atucha (PHWR, tepelný výkon 1 100MW, Argentína, 1974). V druhej vývojovej vetve sú reaktory s tlakovými kanálmi, ktoré vyvíja Kanada a India. Demonštračný prototyp je v Rolphtone (NPD, Kanada, 1962), typickým predstaviteľom je elektrárň Bruce (Candu – PHWR tepelný výkon 4x 2 515 MW, Kanada, 1976).

Následkom potrebnej vysokej ekonomie neutrónov musí byť moderátor ťažkovodných reaktorov čo najchladnejší. Preto tieto reaktory musia mať v aktívnej zóne kanály, ktoré oddelujú studený moderátor od teplého chladiva, bez zreteľa na to, či sú v tlakovej nádobe alebo majú tlakové kanály.

Tlaková nádoba je tak koncepcne pri týchto reaktoroch iba náhradou zložitého systému armatúr a kolektorov kanálového systému, nie však vlastných tlakových kanálov. Pretože tlaková nádoba vyžaduje dispozične vertikálnu polohu palivových článkov, nemôže sa v nej realizovať protismerná výmena palivových článkov a neutrónová bilancia je horšia. Naopak, koncepcia s tlakovými kanálmi neumožňuje zväčšovať hmotnosť jednotlivých palivových článkov, ktoré svojou tiažou pôsobia na horizontálne palivové kanály, takže počet palivových kanálov týchto reaktorov je pri inak rovnakom výkone väčší.



Obr.3.8. Ťažkovodný reaktor (PHWR) – jadrová elektráreň Pickering (tepelný výkon 1742 MW). Candu je skratka pre „Canadian deuterium uranium reactor“ (1 – ťažkovodná nádoba, 2 – nosné tyče ťažkovodnej nádoby, 3 – tieniace plášte ťažkovodnej nádoby, 4 – čelo ťažkovodnej nádoby s tienením, 5 – palivové kanály, 6 – koncové nátrubky palivových kanálov, 7 – prívod, resp. odvod chladiacej ťažkej vody, 8 – vstup ťažkovodného moderátora, 9 – sprchové chladenie ťažkovodnej nádoby, 10 – havarijný zber ťažkovodného moderátora, 11 – regulačné a havarijné tyče, 12 – potrubná cesta inertného plynu (He))

Pokiaľ ťažkovodný reaktor má pracovať s prírodným uránom na vysokom vyhorení (690 až 860 GJkg^{-1} , t. j. 8000 až $10\,000 \text{ MWdt}^{-1}$), je fyzika jeho aktívnej zóny silne obmedzená. To sa týka predovšetkým výberu materiálov pre obaly palivových elementov a kanály aktívnej zóny (parazitná absorpcia neutrónov). K dispozícii sú hliník, zirkón a izoziatiny (pri chladení plynom ešte horčík a jeho zliatiny a hypotetické berýlium) a nízkoteplné materiály ako z hľadiska mechanických vlastností, tak aj z hľadiska korózie.

Najdôležitejším limitom z technického hľadiska pri ťažkovodných reaktoroch je maximálne prípustná teplota obalov (pri reaktoroch PHWR so zirkóniovými obalmi $320 \text{ }^\circ\text{C}$). Z nej vyplývajú aj maximálne parametre chladiwa. Ak sú palivové elementy z kovového uránu, potom je pre ne limitujúca aj teplota prvej premeny alotropickej modifikácie ($668 \text{ }^\circ\text{C}$).

Pri reaktoroch s tlakovou nádobou je z technologického hľadiska medzný tepelný výkon asi 2500 MW (pri tlaku 12 MPa). Reaktory s tlakovými kanálmi taký výkonový limit nemajú.

Palivové články ťažkovodných reaktorov typu PHWR pracujú výhradne s prírodným dioxidom uránu. Sú zložené z tyčových palivových elementov, združených do pozdĺžnych zväzkov. Existujú dva typy týchto článkov, podľa toho, či pracujú vo vertikálnej alebo v horizontálnej polohe. Vertikálne palivové články majú centrálnu nosnú tyč zo zirkónia a nie sú po výške delené, pretože sa musia vyberať z reaktora naraz. Horizontálne palivové články nemajú nosnú tyč a sú delené na kratšie zväzky asi po 500 mm. Tyčový palivový element má vonkajší priemer 11 až 15 mm. Obalová rúrka, pôvodne zo zircalloya – 2 teraz zo zircalloya – 4, má hrúbku 0,4 až 0,6 mm. V palivovom článku je 19 až 37 palivových elementov. Energetické zaťaženie rastie od 6 do 20 kWkg⁻¹ pri kanadských reaktoroch a do 27 kWkg⁻¹ pri nemeckých reaktoroch.



Návrat z acrobat readera -  (zatvorením okna)

4 JADROVÉ BLOKY NAJBLIŽŠEJ BUDÚCNOSTI

Vývoj jadrovej energetiky vo svete smeruje ku štandardizácii postupov i technológií. Z ekonomického hľadiska je v súčasnosti podiel nákladov na vyvinutie nového typu JE natoľko vysoký, že tento typ je ekonomicky návratný až vtedy, ak sa vybudujú viaceré bloky rovnakého konštrukčného typu. Hlavnou položkou v tomto cenovom náraste sú nové bezpečnostné systémy. Najvýznamnejšou oblasťou sú opatrenia a systémy vedúce k zníženiu pravdepodobnosti tavenia aktívnej zóny (vychádzajúc z aplikácie pravdepodobnostného prístupu hodnotenia bezpečnosti) a riešenie situácií v prípade ťažkých havárií.

S ohľadom na európsku integráciu a približovanie legislatívnych predpisov vychádzajúcich z odporúčaní a príručiek MAAE, sú nové typy reaktorov koncipované tak, aby vyhovovali všetkým podmienkam bezpečnosti a kvality v každej krajine sveta.

Vo svete je v súčasnosti prevádzkovaných 444 blokov jadrových elektrární (JE) v 31 štátoch. V EU-25 je to 150 blokov v 13 krajinách. Vo výstavbe je 31 nových blokov a vo výhlade ďalších 103 (najviac v Číne a Indii po 24 blokoch). Napríklad v Rusku má byť zvýšená kapacita jadrových zdrojov z 20,8 GWe na 49,3 GWe v r. 2020. Jadrová energetika sa podieľa na výrobe elektrickej energie vo svete 17%, v EU 35%. Celkový inštalovaný výkon je 360 GWe (najviac v USA, kde prevádzkujú 104 blokov s výkonom 98 GWe). V 56 krajinách sa naviac prevádzkuje 284 výskumných reaktorov. Napriek výraznému spomaleniu výstavby nových blokov v 90-tych rokoch, výroba elektrickej energie z JE rastie najmä z nasledujúcich dôvodov:

1. Zvyšovanie výkonu JE nad pôvodnú projektovú úroveň (napr. vo Fínsku až o 23%).
2. Zvyšovanie spoľahlivosti prevádzky modernizáciou, optimalizáciou údržby a znižovaním (skracovaním) plánovaných i neplánovaných odstávok blokov.
3. Predlžovaním životnosti blokov nad pôvodnú projektovanú dobu.
4. Vysoké inštalované výkony nových blokov.

Vo svete sú najrozšírenejšie ľahkovodné reaktory (LWR), ktoré predstavujú približne 80% všetkých prevádzkovaných reaktorov (z toho tlakovodných PWR je 59% a varných BWR 21%). Záujemcom o výstavbu nových JE sa v súčasnosti ponúkajú projekty tzv. Generation III+. Vyberať je možné medzi tlakovodnými reaktormi AP 600 a AP 1000 (Westinghouse), EPR (Framatome ANP), VVER 1000 (Atomstrojexport) a varnými reaktormi SWR 1000 (Framatome ANP – Siemens), ABWR (General Electric) a BWR 90+ (Westinghouse Atom).

Víťazom tendra na výstavbu 5. fínskeho bloku sa stal francúzsko-nemecký EPR s výkonom 1600 MWe. Od roku 2005 je vo výstavbe a jeho spustenie do prevádzky sa očakáva okolo roku 2011.

Na zabezpečenie ďalšieho rozvoja jadrovej energetiky je potrebné zaistiť:

- nové projekty s vysokou technickou úrovňou postavenou na nových poznatkoch základného výskumu,
- zjednotenie medzinárodnej legislatívy pre bezpečnú prevádzku JE,
- šírenie objektívnych informácií o jadrovej energetike smerom k verejnosti,
- akceptovateľné doriešenie otázky skladovania a konečného uloženia vyhojeného paliva ako aj likvidácie jadrovo-energetických zariadení (JEZ) po skončení prevádzky,
- jadrovo-energetického know-how výchovou nových odborníkov.

Najefektívnejším prístupom k zvyšovaniu jadrovej bezpečnosti JE je v súčasnosti vývin pokročilých typov reaktorov na úrovni Generation IV. Tento prístup vychádza z obmedzených možností ďalšieho zvyšovania bezpečnosti predchádzajúcich projektov, ktorým sa venovala rozsiahla pozornosť v posledných 20 rokoch. Výsledky výskumu za posledné roky otvorili reálnu možnosť skonštruovať JE, kde by boli následky aj tých najnepravdepodobnejších havárií, akým je tavenie aktívnej zóny, bez závažných vplyvov na životné prostredie. Výskum v oblasti jadrovej bezpečnosti by sa mal teda zamerať na nasledovné oblasti:

- Obmedziť maximálny výkon pri havarijných udalostiach:

- prevádzka s podkritickým reaktorom,
- zakomponovanie inherentných prvkov, ktoré obmedzia výkon na 100% nominálnej úrovne vo všetkých režimoch,
- inherentné odstavenie reaktora,
- použiť pasívny odvod zvyškového tepla po odstavení reaktora bez zásahu operátora alebo špeciálnych systémov.
- Používať robustný chladiaci systém reaktora:
 - využívať najmä prirodzenú cirkuláciu chladiva,
 - používať chladivá s vyššou tepelnou kapacitou,
 - zvýšiť množstvo chladiva na jednotku výkonu.
- Znížiť výkonovú hustotu v AZ.
- Zvýšenie tolerancie reaktora na zmeny výkonu.
- Zmenšenie počtu komponentov v PO a SO.
- Používať zdokonalené materiály (použitie materiálov s vyššou tepelnou kapacitou, použitie moderátora, chladiva a vnútroreaktorových materiálov, ktoré nereagujú s vodou alebo vzduchom).
- Reaktor musí mať zápornú spätnú väzbu .
- Používať dva nezávislé a rozdielne systémy AO.
- Zvýšiť ochranu tlakovej nádoby pred krehnutím.
- Používať zdokonalený systém kontajnementu.
- Reaktor prevádzkovať pri nižších tlakoch ako dnešné.
- Reaktor prevádzkovať s minimálnym prebytkom reaktivity v AZ.
- Zabezpečiť dostatok chladiva vnútri kontajnementu.
- Prevádzkovať reaktor bez rozpustných neutrónových absorbérov.
- Zvýšiť pasívnosť odstavenia reaktora bez zásahov automatík, a bez dodávky elektrickej energie.
- Použiť taký projekt reaktora, ktorý vopred vylúči havarijné udalosti, ktoré by inak museli byť uvažované - napríklad vystrelenie riadiacej kazety.
 - Prevádzka s podkritickým reaktorom.
 - Zakomponovanie inherentných prvkov, ktoré obmedzia výkon na 100% nominálnej úrovne vo všetkých režimoch.
 - Inherentné odstavenie reaktora.
- Použiť pasívny odvod zvyškového tepla po odstavení reaktora bez zásahu operátora alebo špeciálnych systémov.
- Používať robustný chladiaci systém reaktora.
 - Využívať najmä prirodzenú cirkuláciu chladiva
 - Používať chladivá s vyššou tepelnou kapacitou.
 - Zvýšiť množstvo chladiva na jednotku výkonu.
- Znížiť výkonovú hustotu v AZ.
 - Zvýšenie tolerancie reaktora na zmeny výkonu.
- Zmenšenie počtu komponentov v PO a SO.
- Používať zdokonalené materiály.
- Použitie materiálov s vyššou tepelnou kapacitou.
- Použitie moderátora, chladiva a vnútroreaktorových materiálov, ktoré nereagujú s vodou alebo vzduchom.
- Reaktor musí mať zápornú spätnú väzbu.
- Používať dva nezávislé a rozdielne systémy AO.
- Zvýšiť ochranu tlakovej nádoby pred krehnutím.
- Používať zdokonalený systém kontajnementu.

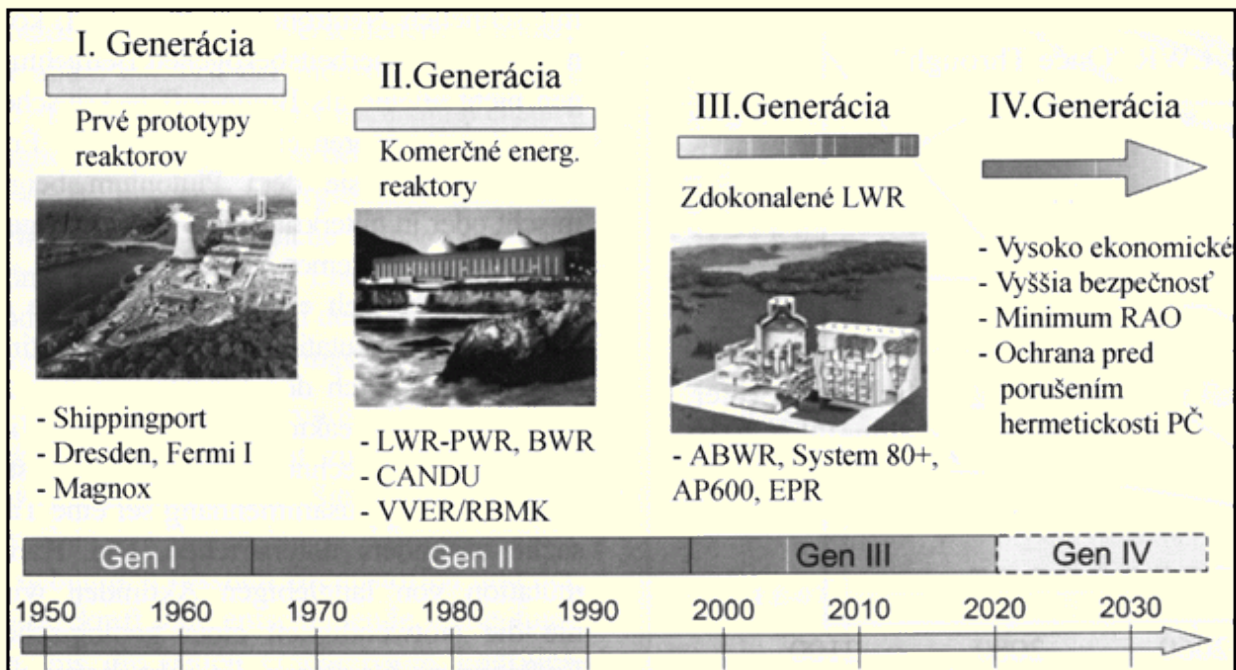
- Reaktor prevádzkovať pri nižších tlakoch ako dnešné.
- Reaktor prevádzkovať s minimálnym prebytkom reaktivity v AZ
- Zabezpečiť dostatok chladiva vnútri kontajntentu.
- Prevádzkovať reaktor bez rozpustných neutrónových absorbérov.
- Zvýšiť pasívnosť odstavenia reaktora bez zásahov automatík, a bez dodávky elektrickej energie.
- Použiť taký projekt reaktora, ktorý vopred vylúči havarijné udalosti, ktoré by inak museli byť uvažované - napríklad vystrelenie riadiacej kazety.

4.1 Reaktory Generation-IV

Záujem o dostupnosť energetických zdrojov, čistotu ovzdušia, nízkych vplyvov na klimatické podmienky a ich zmeny, ako aj o vyššiu bezpečnosť elektrární poukazuje na dôležitosť jadrových elektrární. Toto všetko je dosiahnuteľné v jadrovej energetike. Takto ďaleko sme sa dostali v troch generáciách jadrových reaktorov a je možné sa dostať ešte ďalej (zvýšiť bezpečnosť prevádzky, nevplývať, alebo len veľmi málo vplývať na klimatické zmeny) za pomoci novovzniknutej štvrtej generácie jadrových reaktorov, ktorá je zatiaľ v štádiu svojho výskumu ako aj čiastočnej prevádzky.

Energetické jadrové reaktory z hľadiska vývoja rozdeľujeme do nasledujúcich skupín:

Prvá generácia: Prvá generácia jadrových reaktorov bola predstavená v rokoch 1950 – 1970 a zahŕňala prvé prototypy reaktorov ako Obninsk v ZSSR, Shippingport, Dresden, Fermi 1 v USA alebo Magnox reaktory v Anglicku.



Obr. 4.1 Evolúcia jadrových reaktorov

Druhá generácia: Druhá generácia zahŕňala komerčné reaktory postavené v rokoch 1970 – 1990 známe ako LWR - ľahkovodné reaktory s obohateným uránom zahŕňajúce PWR – tlakovodné reaktory a BWR – varné reaktory. V Kanade to boli CANDU reaktory, inak známe ako ťažkovodné

reaktory, alebo reaktory moderované a chladené ťažkou vodou. V Rusku sa najčastejšie používali PWR reaktory VVER-440 a VVER-1000 a varný kanálový RBMK-1000.

Tretia generácia: Tretia generácia sa začala rozvíjať v 90-tych rokoch, kedy bol zostavený pokročilý ľahkovodný reaktor (ALWR) a pokročilý varný reaktor (ABWR) a Systém 80+. Tie boli primárne postavené vo východných ázijských krajinách. Očakáva sa, že nové typy týchto reaktorov by mali byť postavené v rokoch 2010 – 2030. Patria sem pokročilý pasívny reaktor AP600 a AP1000, ako aj reaktory EPR alebo VVER-640).

Štvrtá generácia: Kým druhá a tretia generácia jadrových elektrární produkuje ekonomickú, a verejne prijateľnú elektrinu, nasledujúca generácia jadrových reaktorov môže rozšíriť všetky obzory a využitie jadrovej energie. Zaradenie štvrtej generácie reaktorov do prevádzky sa plánuje okolo roku 2030. Táto generácia by mala spĺňať nasledujúce úlohy:

- ekonomická výhodnosť,
- bezpečnosť,
- minimálna produkcia RAO,
- minimálny vplyv na ŽP.

Iniciatíva štvrtej generácie

Hlavným bodom štvrtej generácie reaktorov je do roku 2030 postaviť jeden alebo viacej reaktorov tohto typu, pričom by boli takto nahradené staré typy reaktorov postavené v 70-tych 80-tych rokoch v USA. Medzinárodné fórum pre túto problematiku (GIF – Generation IV International Forum) bolo zostavené z desiatich krajín: USA, Veľká Británia, Francúzsko, Japonsko, Kanada, Argentína, Južná Kórea, Juhoafrická republika, Švajčiarsko a Brazília.

Krajiny GIF-u zostavili šesť základných bodov pre rozvoj technologických kritérií pre nové jadrové systémy. Tieto krajiny veria, že tieto body sa budú naďalej rozvíjať, aby sa tak jadrová energia mohla stať celosvetovým základom výroby energie. Medzi tieto body patrí šesť druhov reaktorov:

- vysokoteplotné plynom chladené reaktory (HTR),
- plynom chladené rýchle reaktory (GFR),
- sodíkom chladené rýchle reaktory (SFR),
- tekutým olovom chladené rýchle reaktory (LFR),
- superkritické vodou chladené reaktory (SCWR),
- reaktory pracujúce s tekutými soľami (MSR).

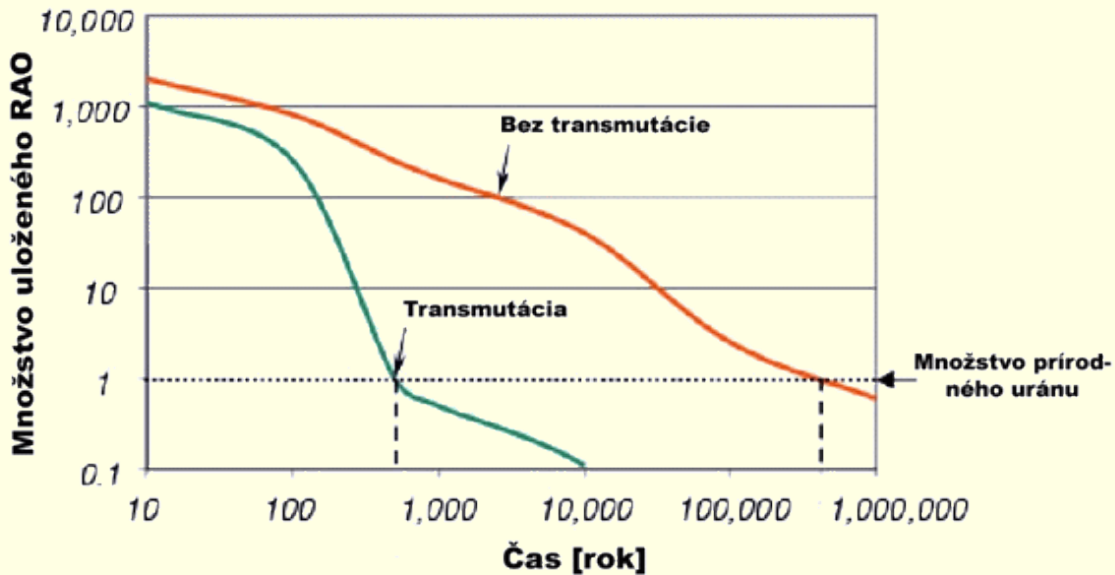
Iniciatívne ciele a kritériá

Medzi iniciatívne ciele štvrtej generácie patria najmä udržateľnosť, ekonomická konkurencieschopnosť, bezpečnosť a spoľahlivosť a ochrana voči vonkajším útokom.

Udržateľnosť: vzhľadom na udržateľnosť, je základným cieľom manažment životného prostredia, ktorý zahŕňa čistejšie ovzdušie, zníženie tvorby RAO a ich spracovanie a následné uloženie. Sú možné štyri typy palivového cyklu:

1. Otvorený palivový cyklus,
2. Palivový cyklus s čiastočným prepracovaním Pu,
3. Palivový cyklus s úplným prepracovaním paliva,
4. Palivový cyklus s použitím transmutácie.

Ukázalo sa, že v súčasnosti je najväčším problémom otvorený palivový cyklus, pretože kapacita medziskladov vyhoreného paliva po celom svete je limitovaná. V uzavretom palivovom cykle reaktory používajú prepracované palivo a zároveň produkujú palivo, ktoré je možné znova použiť a tak dochádza k zníženiu RAO umiestneného v medziskladoch. V niektorých typoch tepelných a rýchlych reaktorov môžeme dosiahnuť zvýšenie výkonu ako aj možné vyššie vyhorenie paliva. Vyššie vyhorenie je možné dosiahnuť aj v plynom chladených vysokoteplotných reaktoroch ako aj v tepelných vodou chladených reaktoroch zmenou zväžky.



Obr. 4.2 Využitie transmutácie na zníženie RAO

Ekonomia: Nový typ reaktora musí byť konkurencieschopný na celosvetovom trhu energie. V budúcnosti sa ráta so zvýšeným podielom súkromných jadrových spoločností, namiesto dnešných štátnych. Tieto spoločnosti by mali tvoriť väčšie či menšie lokálne celky po celom svete, ktoré by mohli byť navzájom prepojené, takže jadrové elektrárne by mohli byť permanentne zásobované náhradnými dielmi.

Bezpečnosť a spoľahlivosť: Súčasné aktívne i pasívne ochrany proti nehodám sú považované za spoľahlivé. Medzinárodné bezpečnostné i regulačné požiadavky pre zabránenie úniku PŠ do ŽP sú striktné dané a dodržiavané. Na zníženie vzniku novej havárie a následného úniku PŠ sa kladie dôraz na ľudský faktor a preto sú vykonávané rôzne školenia a skúšky v pravidelných intervaloch. JE sú navrhované tak, aby boli odolné aj voči prírodným katastrofám ako je napr. zemetrasenie (vhodnou voľbou umiestnenia JE), či možným teroristickým útokom.

4.2 Vysokoteplotné reaktory

Jedným z reaktorov štvrtej generácie sú aj vysokoteplotné reaktory. Používanie hélia ako chladiva a grafitu ako moderátora, umožňuje prácu s vyššími teplotami ako doteraz a tým aj dosahovanie vyšších teplotných účinností. Hélium má špeciálne priaznivé charakteristiky ako chladivo: je chemicky inertný, má vysokú tepelnú vodivosť a dobré neutrónové vlastnosti. Preto sa tieto reaktory nazývajú héliom chladené vysokoteplotné reaktory.

Za posledné roky cena hélia veľmi prudko klesla, pretože sa vytvára ako medziprodukt v prírodnom cykle. V 80-tich rokoch to bolo 5USD/m³. Výskum ukázal, že cena hélia z hľadiska prevádzky nie je rozhodujúca.

História

Na konci roku 1998 bol spustený malý vysokoteplotný testovací reaktor (HTTR) v Japonsku. Palivo uložené v hranolových PČ slúži na termochemický výskum výroby vodíka z vody. V roku 2000 Čína uviedla do prevádzky testovací vysokoteplotný reaktor HTR-10, ktorého AZ pozostávala z vrstiev palivových guľičiek (pebble bed). Tento typ reaktora je určený na širší výskum jadrového paliva i konštrukčných materiálov.

Južná Afrika vytvára štandardný vysokoteplotný reaktor, ktorého AZ tvoria vrstvy palivových guľičiek (Pebble bed modular reactor - PBMR). Výhľadové ciele rátajú s krokovými zmenami v bezpečnosti a ekonomike. Moduly s priamym cyklom plynovej turbíny budú dosahovať výkon 110 MWe a tepelnú účinnosť 45%. 450 000 palivových guľičiek bude ustáleno cirkulovať cez grafitom vystlaný reaktor (počas doby svojho pobytu v reaktore každá palivová guľička prejde AZ asi 10-krát). Priemerné obohatenie palivovej závačky bude 5-6% a priemerné vyhorenie sa odhaduje na 80 000 MWd/tU (resp. sa počíta s 200 000 MWd/tU). Regulačné tyče budú umiestnené v stenách reflektora. Tieto charakteristiky zahŕňajú vysokú flexibilitu v závažke paliva ako aj rapídne zmeny vo výkone. Konštrukčná cena sa predpokladá v priemere 1 000 USD/kW, pričom energia bude stáť v priemere 1,6 centu/kWh.

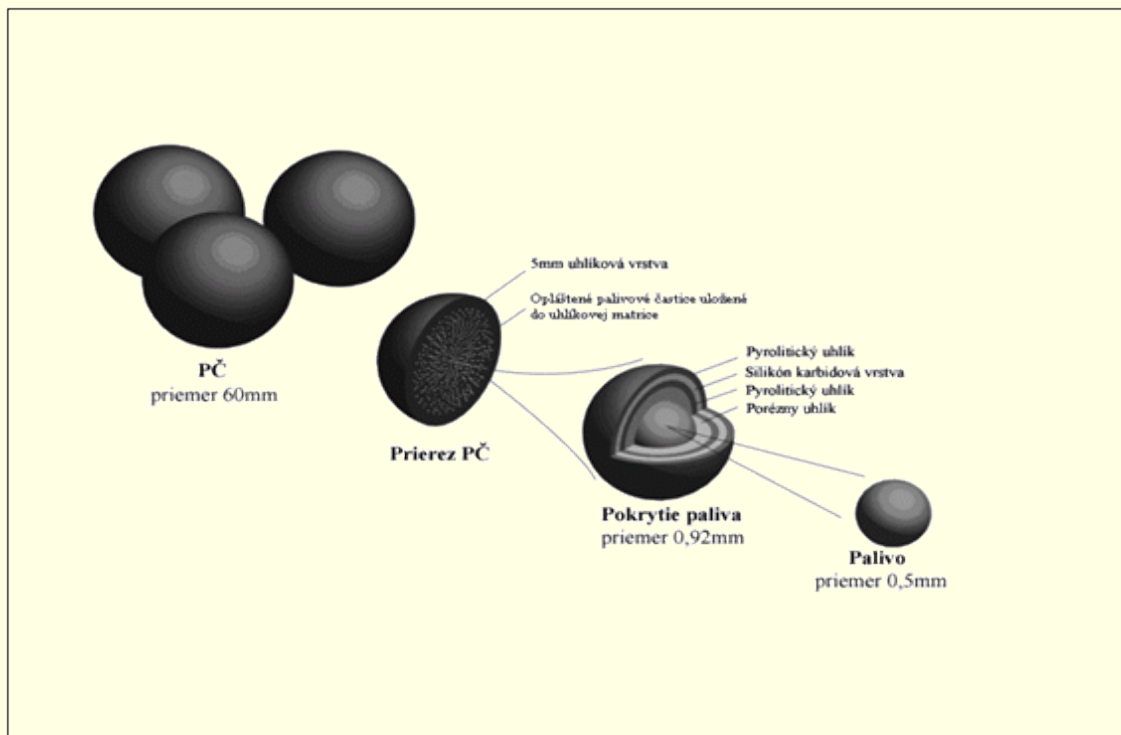
V USA sa buduje väčší, štandardný héliom chladený vysokoteplotný reaktor s plynovou turbínou (Gas turbine-modular helium reactor – GT-MHR), zložený z modulov každý o výkone 285 MWe. Každý z nich bude poháňať plynovú turbínu so 48%-nou tepelnou účinnosťou (850 °C). AZ v tvare valca pozostáva zo 102 šesťuholníkových palivových tyčí uložených v grafitových blokoch s kanálmi pre hélium a regulačné tyče. Grafitové bloky sú uložené vo vnútri AZ ako aj okolo nej. Polovica AZ sa vymieňa každých 18 mesiacov. Je to začiatok výskumu General Atomic v spolupráci s Ruským Minatom podporený Framatome ANP a Fuji (Japonsko). Pôvodne mal byť využitý na vyhorenie paliva likvidovaných jadrových zbraní v Ruskom Seversku. Predpokladaná cena by mala byť 1 100 USD/kW.

HTR môžu teoreticky využívať palivo na báze tória, ako aj HEU (highly enriched uranium – vysokoobohatený urán) s Th, U s Th či Pu s Th. Väčšina skúseností s tóriovým palivom bola získaná práve na HTR.

Palivové články

Palivové články vo vysokoteplotných reaktoroch chladených héliom sú úplne odlišné od palivových článkov používaných v reaktoroch druhej generácie. Musia odolávať nielen vysokým teplotám, ale aj vysokým neutrónovým tokom. Ich základ tvoria malé častice obohateného uránu a oxidu tória, alebo uránu a karbidu tória, zapustené v grafitovej matrici. Palivové častice majú priemer okolo 0,5 mm. Sú opláštené jednou spekanou a jednou pyrokarbónovou vrstvou s vysokou hustotou. Novšie palivové častice sú potiahnuté silikón-karbidovou vrstvou. Takto opláštené majú perfektné zadržiavacie vlastnosti pre PŠ. Grafitová matrica obklopujúca potiahnuté palivové častice tvorí ďalšiu bariéru unikajúcim PŠ.

Viaczložkové PČ sa líšia od svojich predchodcov najmä tvarom. Existujú dva základné typy PČ pre HTR reaktory. Prvým typom sú guľové PČ o priemere 6 cm. Obrázok 4.3 nám ukazuje PČ, ktorý obsahuje 20 000 opláštených častíc (s priemerom 0,9 mm). Vnútro takejto častice tvorí palivo, ktoré je obalené viacerými vrstvami. Najvnútornejšia vrstva je tvorená z vysoko-porézneho grafitu, ktorý tlmí energiu PŠ a zabraňuje tak porušeniu ostatných vrstiev, vyrovnáva objemové zmeny paliva spôsobené ožiarením a eliminuje silové účinky medzi ostatnými vrstvami a palivom pri jeho rozmerových zmenách, spôsobenými rozličnými zmenami tepla. Ostatné vrstvy majú predovšetkým tesniacu funkciu, čím zabraňujú uniknutiu PŠ do chladiva. Dve z týchto vrstiev sú z pyrolitického uhlíka, ktorý má veľmi dobrú schopnosť tieto PŠ zadržiavať. Niektoré pevné PŠ (Sr, Ba, Cs) majú v pyrolitickom uhlíku relatívne vyšší difúzny koeficient a týmito vrstvami prechádzajú. Avšak veľká časť týchto PŠ je zachytená už v prvej vrstve.



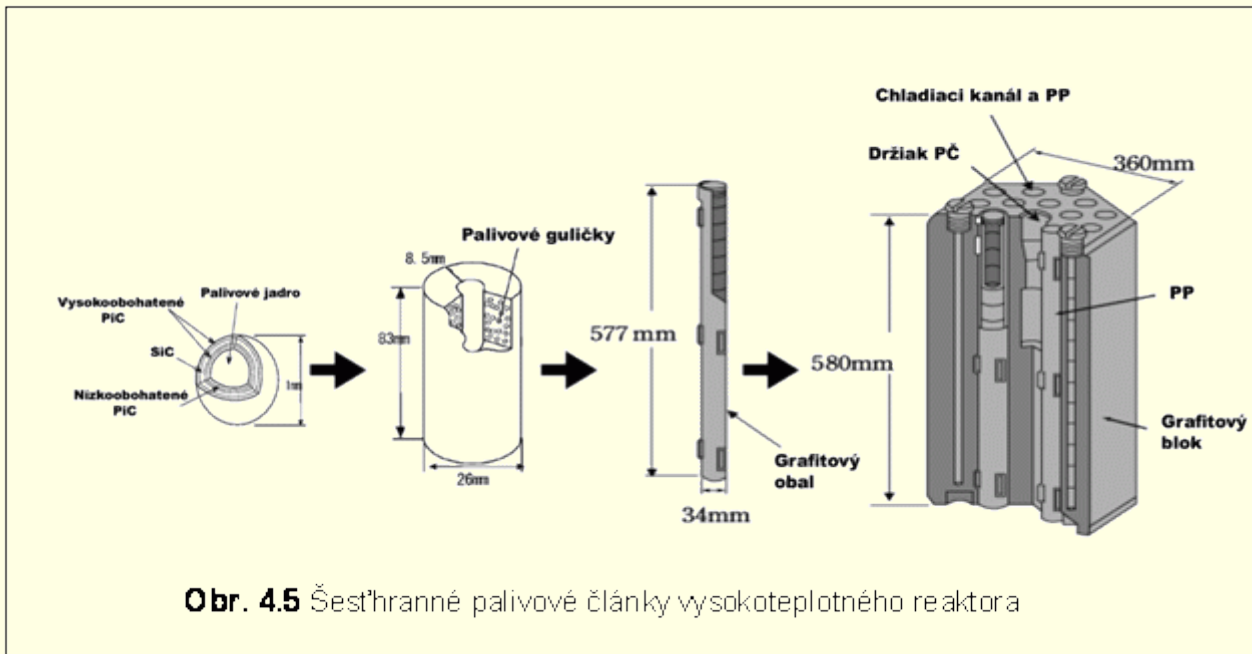
Obr. 4.3. Guľové palivové články vysokoteplotného reaktora



Obr.4.4.
Guľové palivové články PBMR

Takéto PČ sú charakteristické pre Pebble Bed Modular Reactor v Južnej Afrike (Obr.4.4), ktorý je momentálne vo výstavbe. Jeho spustenie je naplánované do konca roku 2013.

Druhým typom PČ používaných v HTR reaktoroch sú tyčové PČ s výškou 580 mm a priemerom 360 mm (Obr. 4.5). Ich základ tvoria PP, v ktorých sú uložené palivové peletky, šesťhranná obálka, centrálny vrt pre lepšiu manipuláciu a množstvo malých kanálikov pre chladenie palivových častíc a vyháravých absorbátorov. Peletky sa podobne ako je to u guľových PČ skladajú z palivových častíc, opláštených štyrmi ochrannými vrstvami. Tyčové PČ boli používané vo výskumných reaktoroch Dragon Reactor a Peach Bottom Reactor a naďalej sa s nimi uvažuje v nových koncepciách HTR reaktorov.



Obr. 4.5 Šesťhranné palivové články vysokoteplotného reaktora

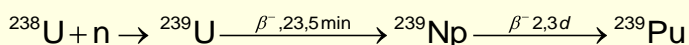
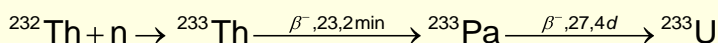
Pretože tieto PČ sú uložené v grafitovej matrici, čo spôsobuje ich „skoro homogennosť“ a ako palivo sa používa sa obohatený urán, môžu dosahovať vyššie hodnoty merného výkonu ako AVR reaktory. Napríklad, typický AVR reaktor Hartepool station má merný výkon $2,8 \text{ MWt/m}^3$, niekoľko ostatných dosahuje $5-6 \text{ MWt/m}^3$. Dragon reaktor dosahoval merný výkon až 14 MWt/m^3 a bol skonštruovaný ako výskumný reaktor. AVR reaktor dosahoval hustotu výkonu len $2,5 \text{ MWt/m}^3$ no iba kvôli zvýšeniu jeho bezpečnosti a spoľahlivosti. Aj z tohto dôvodu bola hodnota merného výkonu HTR reaktorov ustanovená na $3,0 \text{ MWt/m}^3$.

Neutrónová bilancia HTR je veľmi priaznivá. Konštrukcia AZ iba z paliva a grafitu znamená, že AZ obsahuje nízke množstvo aktivačných produktov. Parazitný záchyt a únik neutrónov je tiež veľmi malý. Pri HTR je možnosť použitia rôzneho palivového materiálu. Ďalším významným faktorom HTR je vyššie vyhorenie paliva. V palivovom cykle HTR reaktorov sa používajú ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu a ^{241}Pu ako štiepny materiál a ^{232}Th a ^{238}U ako množivý materiál.

Je niekoľko palivových cyklov, ktoré sa využívajú v HTR reaktoroch. Prvým z nich je tzv. HEU cyklus, alebo cyklus založený na vysokoobohatenom uráne. Výhodou je malá spotreba uránu a časté použitie práve recyklovaného ^{233}U . Takýto typ paliva sa používa v AVR a THTR reaktore. Použitie je známe aj v JR Peach Bottom a Fort Saint Vrain.

Ďalším cyklom je tzv. LEU cyklus, alebo cyklus založený na nízkoobohatenom uráne. Pre PWR reaktory je uránové palivo obohatené na 5-6%. V HTR reaktoroch sa používa obohatenie až do 15%. Palivo je zriedené a zhomogenizované čím sa dosiahol menší vplyv rezonančných záchytov a samotienenia ^{238}U . Spaľovaním nízkoobohateného uránu vzniká tzv. plutóniové palivo, ktoré sa ďalej môže prepracovať a použiť pri štiepnej reakcii. Nízkoobohatené uránové palivo sa používa na Dragon reaktore a na japonskom HTTR reaktore.

Posledné dva typy cyklov sú urán-tórový cyklus a urán-plutóniový cyklus. Takto sa neštiepne tórium mení na štiepny ^{233}U .



Urán-tórový cyklus je vhodný pre HTR reaktory, urán-plutóniový cyklus je vhodnejší pre rýchle reaktory (fast breeder).

Použitím JP uzavretého v grafitovej matrici a hélia ako chladiva možno dosiahnuť vyššiu výstupnú teplotu plynu (okolo 1000 °C). Na AVR reaktore v Júllichu v Nemecku bola v roku 1974 dosiahnutá priemerná výstupná teplota 950 °C. Nižšie teploty boli použité iba pre výskumné účely. Zmeny na oveľa vyššie teploty sú obmedzované skutočnosťou vývoja PČ. Pyrokarbónové a silikón-karbidové vrstvy síce mierne znižujú celkový koeficient prestupu tepla, ale majú výbornú schopnosť zachytávať PŠ a sú významným prvkom v systéme ochrany do hĺbky. Ďalšie obmedzenia sú v konštrukčných materiáloch celého PO (plynová turbína, výmenník tepla a pod.).

Vyššia teplota plynu umožňuje dosiahnuť vyššiu účinnosť elektrární. Pôvodný návrh HTR bol tvorený iba jedným okruhom, kde by plyn o vysokej teplote odovzdával svoju energiu len plynovej turbíne.

Materiály primárneho okruhu

Jedným zo základných materiálov primárneho okruhu HTR reaktorov by mal byť grafit. Je veľmi stabilný pri vysokých teplotách. Teplota jeho sublimácie je 3 620 K. Pre jeho nízku schopnosť absorbovať neutróny a dobrú spomaľovacu schopnosť slúži tiež ako dobrý moderátor. Pri vysokých teplotách vykazuje výborné mechanické vlastnosti, preto je výhodné použiť ho aj ako konštrukčný materiál. Má oveľa nižší koeficient tepelnej rozťažnosti ako kovové materiály. Toto sa prejavuje nižšími tepelnými napätiami a priaznivo vplyva aj na jeho správanie sa počas teplotných zmien. Pri teplote pod 300 °C vplyvom radiácie dochádza v grafito k akumulácii tzv. Wignerovej energie (nahromadenie energie vplyvom poškodenia mriežky). Táto energia môže byť uvoľnená naraz a môže viesť k prehrievaniu. Odstraňuje sa tepelným žíhaním. V HTR reaktoroch pracuje grafit pri vyšších teplotách, a preto radiačné poškodenie a množstvo nahromadenej energie je pomerne malé.

Nečistoty v grafito zvyšujú aktivitu PO a zhoršujú neutrónovú bilanciu v AZ (parazitná absorpcia neutrónov), preto je dôležitá vysoká čistota grafitu.

Ďalším efektom v grafito, vznikajúcim vplyvom radiácie je teplotná závislosť mikroštruktúry. Pri teplote pod 300 °C sa štruktúra grafitu v paralelnom smere vzhľadom na usporiadanie grafitových zrn zmrští a v smere kolmom sa rozšíri. Pri teplote nad 300 °C sa zmrští v oboch smeroch. Veľkosť zmrštenia závisí od výšky prijatej dávky. Maximálne zmrštenie sa dosahuje pri fluencii okolo 10^{22} cm⁻². Pri vyšších dávkach začína opačný efekt – rozširovanie. Z toho dôvodu bývajú lineárne rozmery po ožiarení väčšie ako pred ožiareními.

Grafit vo forme pyroliticky vyzrážaného karbónu hrá ďalšiu dôležitú úlohu. Pyrokarbónová vrstva na palivových časticiach spĺňa tú istú funkciu ako kovový obal palivových prútikov v iných typoch reaktorov. Pyrokarbón, polykryštalický uhlík je výsledkom tepelného rozkladu uhľovodíkov. Jednotlivé palivové častice sú potiahnuté fluidizovanou vrstvou pyrokarbónu. Výroba palivových častíc potiahnutých pyrokarbónovou vrstvou je zložitý technický a chemický proces, ktorý bol optimalizovaný v rámci vývoja HTR. Mechanizmus pyrolýzy je v súčasnosti známy.

Ďalšími materiálmi PO a SO HTR reaktorov sú rôzne kovové zliatiny. Najčastejšie používanými kovovými konštrukčnými materiálmi sú zliatiny na báze železo - nikel –chróm, napríklad Incoloy 800H (**Tabuľka 4.1**) (►Príloha 11), ktoré vynikajú vysokou odolnosťou voči oxidácii a vysokoteplotnému namáhaniu (výmenníky tepla na reaktoroch Peach Bottom, Fort St.Vrain či THTR-300) a feritické ocele.

Bezpečnosť HTR

Vysokú bezpečnosť HTR reaktorov zaručuje nielen nová koncepcia PO a SO, ale aj nový prístup k bezpečnosti JR

Používanie grafitu na obalovanie palivových častíc a zároveň aj ako konštrukčného materiálu AZ znižuje možnosť natavenia AZ, pretože existuje veľký rozdiel medzi normálnou prevádzkovou teplotou a maximálnou dovolenou teplotou.

Grafit má veľmi veľkú tepelnú odolnosť čím sa znižuje vplyv teplotných zmien.

Pri prechodových procesoch teplota PČ, i pri poruchách v chladiacich systémoch, nevystúpi nad 1600°C. PŠ unikajú cez tieto obalové vrstvy pri oveľa vyšších teplotách.

Ďalším bezpečnostným opatrením, je použitie hélia ako chladiva. Ten je chemicky inertný a nereaguje s grafitom alebo inými kovovými konštrukčnými materiálmi.

Používanie paliva obaleného rôznymi ochrannými vrstvami zamedzuje úniku PŠ do PO a tým zabezpečí aj veľmi nízku kontamináciu obslužného personálu.

Stavba HTR

Jeden z prvých dizajnov vysokoteplotných reaktorov bol navrhnutý firmou Siemens/Interatom. **Na obr. 4.6** (►Príloha 12) je vidieť prierez reaktora s použitím guľových PČ a tepelného výmenníka. Reaktor spolu s parogenerátorom sú umiestnené v dvoch susedných navzájom prepojených tlakových nádobách. Hélium prúdi cez AZ zhora nadol. S výstupnou teplotou okolo 700°C prechádza horizontálnym kolektorom do parogenerátora, prechádza ním a ochladzuje sa. „Studené“ hélium je potom naspäť vŕhané do AZ za pomoci vysokotlakého kompresora.

Priemer AZ sa pohybuje okolo 3 m. Teplota v PO je udržiavaná pod 1600 °C. Aj keby došlo k úplnej strate chladenia, tak táto teplota nebude prekročená. Obal palivových častí vždy spoľahlivo zabráni uniknutiu PŠ. Ďalšou z výhod takejto koncepcie AZ je kontinuálna výmena PČ. Tie sú špeciálnym systémom umiestneným na dne reaktorovej nádoby odoberané, priebežne monitorované a v prípade ich poškodenia, či vyhorenia sú následne vymenené.

Takýto priemer AZ však obmedzuje výšku výkonu a udržiava ho na 3 MWt/m³. Vyšší výkon by bolo možné dosiahnuť predĺžením AZ. Horný limit je 10 m a je určovaný hydraulickým odporom a problémami s hromadením sa xenónu. Tieto zásadné obmedzenia spôsobujú dosiahnutie výkonu len do 200 MWt. Ak by sme chceli tento výkon zvýšiť, museli by sme navzájom pospájať viacero jednotiek.

Toto je však jedna z mnohých koncepcií HTR reaktorov. Sú reaktory, v ktorých hélium prúdi opačným smerom, teda zdola nahor. Takisto aj od použitých PČ sa mení tvar nielen AZ ale aj tvar reaktorovej nádoby. Okrem hélia sa používajú, resp. budú používať iné druhy chladív ako napríklad olovo, tekuté soli, sodík a podobne.

Tieto reaktory umožňujú i ďalšie využitie vyplývajúce z vysokej výstupnej teploty chladiaceho plynu. Tým sa má na mysli najmä výroba vodíka, ktorá už dnes má veľké využitie v mnohých odvetviach. Nehovoriac o využívaní vodíka v automobilovej doprave v budúcnosti. Využitím vysokej teploty (800 °C-950 °C) sa zvýši nielen tepelná účinnosť HTR reaktorov a tým aj efektívnosť výroby elektrickej energie (Braytonov cyklus), ale zvýši sa aj efektívnosť výroby vodíka (vysokoteplotná elektrolýza a vysokoteplotný termochemický cyklus).

4.3 Európsky tlakovodný reaktor

Európsky tlakovodný reaktor (EPR) bol vyvinutý v spolupráci Francúzska a Nemecka na základe zmluvy medzi spoločnosťami Framatome, Siemens KWU a EdF-CNEN. Na začiatku spolupráce spoločne definovali požiadavky na smerovanie vývoja EPR, ako koncepcie budúcej generácie jadrových elektrární vychádzajúcej z osvedčených tlakovodných reaktorov a najnovších poznatkov. Základnými východiskami sa stali:

- preferovanie vývojovej koncepcie vychádzajúcej z praktických prevádzkových skúseností,
- zvyšovanie bezpečnosti, zamerané najmä na zníženie pravdepodobnosti tavenia aktívnej zóny reaktora a zvýšenie pevnosti kontajneru,
- prísnejšie prevádzkové podmienky a limity týkajúce sa:
 - radiačnej ochrany,
 - údržby,
 - vplyvu ľudského faktora.

Projekt EPR má charakter zdokonalenej koncepcie reaktora typu PWR, v ktorom boli implementované niektoré revolučné technické riešenia pre maximálne možné zvýšenie bezpečnosti prevádzky jadrových elektrární. Ťažisko spočíva v zabudovaní čo najväčšieho množstva inherentných prvkov bezpečnosti.

Práce na EPR sa postupne rozbiehali od roku 1993. Koncom roka 1997 bola dokončená základná vývojová fáza a všetky informácie potrebné pre predbežné bezpečnostné a spoľahlivostné analýzy boli skompletované a spracované. V súčasnosti je projekt EPR pripravený ako ponuka na medzinárodný trh.

Tabuľka 4.2.

Porovnanie základných technických parametrov EPR s reaktormi typu PWR, z ktorých vývojovo najviac čerpal

Typ jadrovej elektrárne	N4 (Framatome)	KONVOI (Siemens)	EPR
<i>Tepelný výkon (MW)</i>	4250	3850	4900
<i>Elektrický výkon (MW)</i>	1475	1400	1750
<i>Počet slučiek PO</i>	4	4	4
<i>Počet palivových kaziet v AZ</i>	205	193	241
<i>Spôsob usporiadania paliva v AZ</i>	(17x17)-25	(18x18)-24	(17x17)-25
<i>Aktívna dĺžka paliva</i>	427	390	420
<i>Celková dĺžka palivových kaziet</i>	480	483	480
<i>Lineárne výkonové zaťaženie palivového prútika ($W \cdot cm^{-1}$)</i>	179	163	178,6
<i>Počet regulačných kaziet</i>	73	61	89
<i>Prietok chladiva cez AZ ($kg \cdot s^{-1}$)</i>	19714	18800	23148
<i>Teplota na výstupe z reaktora ($^{\circ}C$)</i>	329,1	324,5	330,2
<i>Teplota na vstupe do reaktora ($^{\circ}C$)</i>	292,1	292,5	292,8
<i>Teplovýmenná plocha PG (m^2)</i>	7308	5400	8171
<i>Tlak pary (bar)</i>	72,5	64,5	74,6

Základné technické charakteristiky EPR

Aktívna zóna reaktora

Aktívna zóna EPR obsahuje 241 palivových kaziet (typ 17 x 17) s maximálnym obohatením 4,9 % ^{235}U . Na zvýšenie vyhorenia sa uvažuje s použitím vyhoriavajúceho absorbátora. Vyhorenie dosahuje hodnoty okolo 60 000 MWdni $\cdot tTK^{-1}$ (ťažkého kovu). Regulačné kazety umožňujú použiť až 50 % MOX paliva v aktívnej zóne. Dĺžka palivovej kampane je 24 mesiacov. Celková pravdepodobnosť **tavenia** (►Príloha 13) aktívnej zóny reaktora je menšia ako 10^{-5} na rok.

Prevádzkové charakteristiky

Prevádzka jadrovej elektrárne typu EPR je odporúčaná v rozmedzí 60 až 100 % nominálneho tepelného výkonu.

- plánovaná životnosť elektrárne je minimálne 40 rokov (60 rokov pre nevymeniteľné časti),
- priemerná prevádzkyschopnosť je > 89 % (OF-faktor),
- priemerné plánované odstávky < 35 dní $\cdot rok^{-1}$,
- priemerné neplánované odstávky < 5 dní $\cdot rok^{-1}$.

Zaistenie bezpečnostných systémov

Bezpečnostné systémy sú rozdelené do štyroch nezávislých trás, ktoré sú umiestnené v oddelených častiach budov v dôsledku minimalizovania interných rizík. Tento princíp je použitý pri elektrických, riadiacich a kontrolných častiach ochranných systémov. Pre EPR sú použité štyri nezávislé vetvy a rešpektuje sa kritérium $n + 2$, čo znamená, že tieto systémy spĺňajú svoju úlohu aj pri výpadku prvej a nezpracovaní druhej vetvy. S touto schopnosťou, za predpokladu štvorvetvovej koncepcie, bude možné uskutočňovať preventívnu údržbu počas prevádzky jadrovej elektrárne. V čase prevádzky je radiačné zaťaženie servisného personálu malé a práca môže byť vykonaná bez hrozby predčasného odstavenia reaktora. Toto je dôležité najmä pre opravy núdzových dieselových generátorov.

Pre niektoré bezpečnostné systémy len s dvoma trasami (napr. chladenie bazénu výmeny paliva) sú určené špeciálne podmienky.

Počas prevádzky musí byť zabezpečená tesnosť kontainmentu. Ventilačný systém kontainmentu je vybavený chladiacim systémom vzduchu a zariadením na filtrovanie aerosólov.

4.4 Tlakovodný reaktor stredného výkonu VVER-640/V407

Strategické pozadie vývoja VVER-640/V407

Aj napriek už vyvinutým koncepciám reaktorov s veľkou perspektívou na realizáciu, v Rusku prebieha ďalší vývoj v súčasnosti už prevádzkovaného typu VVER-1000/V320. Tento vývoj spočíva v troch koncepciách (tab. 4.3), z ktorých najpokročilejšia je koncepcia typu VVER-640/V407. Pre výstavbu zariadenia tohto typu boli vybrané dve lokality:

- v Sosnovom Bore pri Petrohrade a
- v lokalite Kola-2.

V prvom prípade, v lokalite Sosnovy Bor, sa už začalo s výstavbou (1996, podľa najnovších informácií bola výstavba zastavená a na jeho mieste sa má v roku 2008 začať výstavba bloku VVER -1000 typ AES2006).

Základné pravidlá a kritériá týchto predpisov sú sčasti veľmi podobné návrhom bezpečnostných kritérií pre nové typy reaktorov spoločne vyvíjaných v Nemecku a Francúzsku, ako aj najnovším dodatkom nemeckého atómového zákona. Dodržaním orientačnej hodnoty pravdepodobnosti veľkých únikov menšej ako 10^{-7} na reaktor za rok bude prakticky vylúčená potreba evakuácie obyvateľstva okrem ohraničených priestorov v lokalite elektrárne.

Technický opis - základné princípy VVER-640/V407

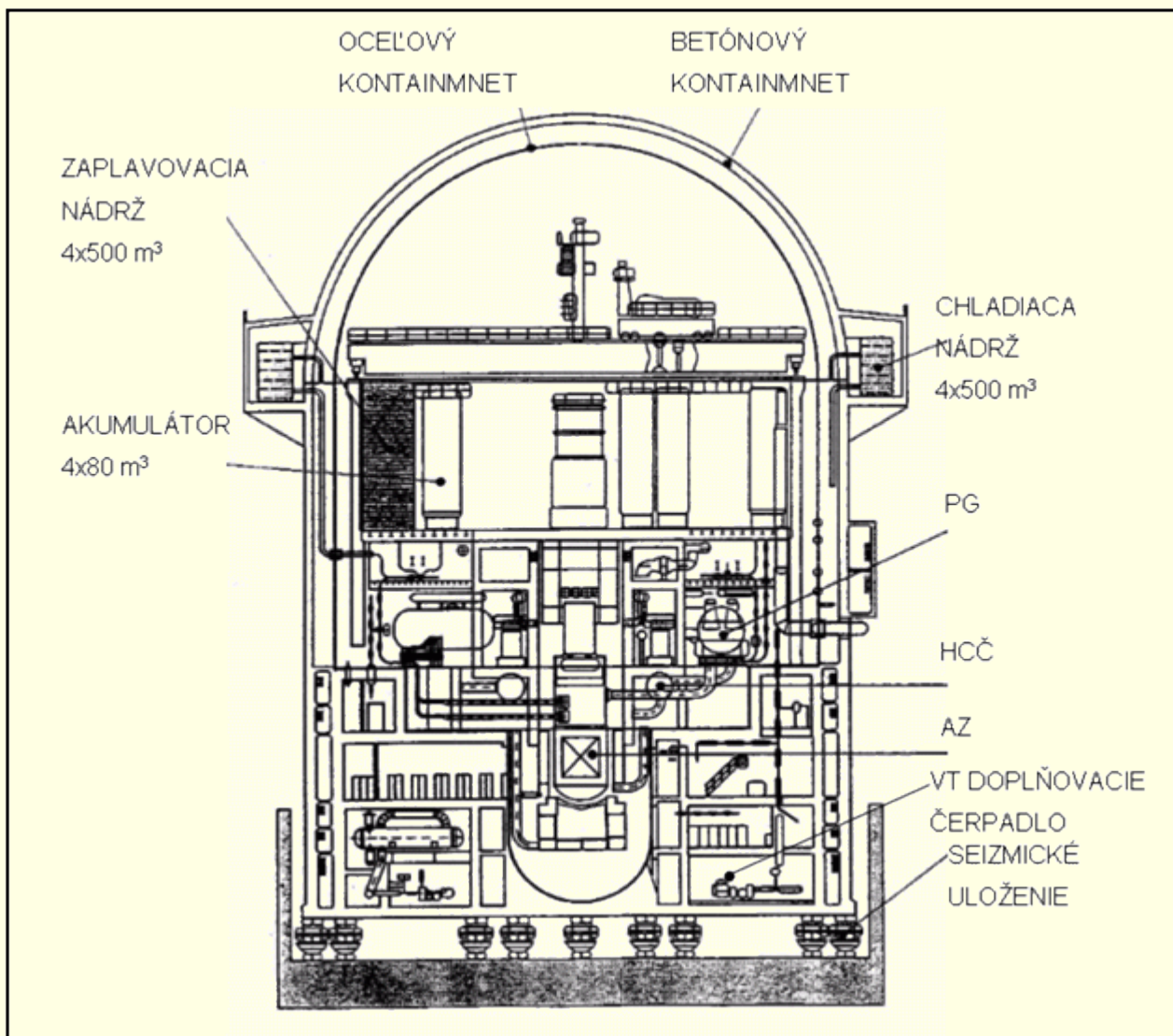
Reaktor typu VVER-640/V407 je koncipovaný ako pokročilý pasívny typ. Koncepcia V407 je založená na vylepšenej konštrukcii zariadení typu VVER-1000 a predošlého typu VVER-440, použitím rovnakých materiálov bezpečnostných komponentov a potrubí, rovnakej konštrukcii primárneho okruhu (PO) s tlakovou nádobou reaktora (TNR) a nad sebou umiestnenými austenitickými hlavnými cirkulačnými potrubiami, horizontálnych parogenerátoroch (PG) a na kombinovanom havarijnom napájaní studených a horúcich vetiev z akumulátorov umiestnených v hornej časti budovy reaktora. Vývoj koncepcií vychádzajúcich z typu V320 je uvedený v tab. 4.3. Okrem toho boli brané do úvahy aj prevádzkové skúsenosti, najmä v oblasti pracovných materiálov na sekundárnej strane.

V novom projekte bol uskutočnený celý rad významných bezpečnostno-technických vylepšení a navyše V407 obsahuje nové pasívne zariadenia bezpečnostného systému.

Tabuľka 4.3

Nové ruské koncepcie reaktorov založené na VVER-1000/V320

Parameter	VVER-1000/V413	VVER-1000/V410	VVER-640/V407
Elektrický výkon (MW)	1000	1100	640
Bezpečnostný systém	aktívny so zosilnenou redundanciou	aktívny a pasívny	aktívny a pasívny
Bezpečnostná obálka	dvojvrstvový betónový kontainment: vnútorná vrstva - predpätý betón, vonkajšia vrstva - železobetón		dvojvrstvový kontainment: vnútorný - oceľ, vonkajší - betón
Lokality pre prvovýstavbu	Lianyungang (Čína)	Novovoronež	Sosnovy Bor (pri Petrohrade), Kola-2



Obr. 4.8 Rez budovou reaktora s vyznačenými hlavnými komponentmi.

Opis prevádzkových princípov

Reaktor typu VVER-640/V407 je tlakovodný reaktor moderovaný a chladený ľahkou vodou s tepelným výkonom 1800 MW pri elektrickom výkone 640 MW. Konceptia navyše umožňuje odvedenie úžitkového tepelného výkonu až do 290 MW. Tlak a teplota chladiva je pri normálnej prevádzke podobná ako pri VVER-1000/V320 alebo pri nemeckom PWR 1300 (tab. 4.4 - hodnoty vybraných **prevádzkových parametrov**) (► Príloha 14).

Na obr. 4.8 je uvedený rez budovou reaktora s vyznačenými hlavnými komponentmi. TNR je zhotovená z nízkolegovanej feritovej ocele vystlaná viacerými vrstvami. Rozmery TNR sú veľmi podobné rozmerom reaktora typu VVER-1000 a preto sú aj relatívne veľké pre daný výkon. Aktívna zóna (AZ) pozostáva zo 163 hexagonálnych kaziet obsahujúcich 293 palivových prútikov, 1 centrálny prútik a 18 vodiacich rúrok pre radiácie tyče. V AZ je navrhnutých 121 regulačných článkov, presne dvojnásobok ako pri VVER-1000. Aktívna dĺžka je 3,53 m, rovnako ako pri VVER-1000.

PO pozostáva zo 4 hlavných chladiacich okruhov, každý s 1 PG a jedným hlavným cirkulačným čerpadlom (HCČ). Uzavreté hlavné primárne potrubia ($\phi_{VNÚT} = 620$ mm) sú vyrobené z austenitickej ocele, rovnako ako časti PG omývané primárnym médiom, vrátane ich výhrevných rúrok a puzdiel HCČ.

Rozmery kompenzátora tlaku a objemu (KO) zodpovedajú zariadeniam typu VVER-1000, a preto sú pre zariadenie V407 relatívne veľké. KO je vybavený jedným uzatvoriteľným regulačným prepúšťacím ventilom a dvoma poistnými ventilmi, ktoré ústia do zásobníka chráneného pretlakovou membránou. PG sú ako pri všetkých zariadeniach typu VVER tvorené ležiacimi nádržami s horizontálne vedúcimi zväzkami výhrevných rúrok z austenitickej ocele v tvare U. Hlavnými pomocnými systémami PO sú systémy regulácie objemu chladiva a pomocný systém zabezpečenia kvality vody, drenážny systém a odplyňovacie zariadenie.

K hlavnému napájacímu systému patrí napájacia nádrž s relatívne vysokým pracovným tlakom (1,3 MPa) a 3 hlavné napájacie čerpadlá. Pomocný napájací systém obsahuje 2 pomocné napájacie čerpadlá využívané na spúšťanie a odstavenie, ktorých napájanie je pri výpadku vnútorného a vonkajšieho zaistenia vlastnej spotreby a oboch blokových dieselgenerátorov (po 6,3 MW) zabezpečené dvoma núdzovými dieselgenerátormi (po 1 MW). Pomocou kolektora možno každým hlavným alebo pomocným napájacím čerpadlom napájať ktorýkoľvek zo 4 PG. PG má vždy jeden spoločný prívod pre napájanie hlavnou a pomocnou napájacou vodou.

Systém výroby pary pozostáva zo 4 PG, potrubných vedení a z bezpečnostných a regulačných zariadení. Turboagregát pozostáva z turbíny s 1 vysokotlakovou a 2 dvojprúdovými nízkotlakovými časťami. Teplovýmenné rúrky sú z titánu, rúrky ohrievača napájacej vody sú vyrobené z chrómovej ocele.

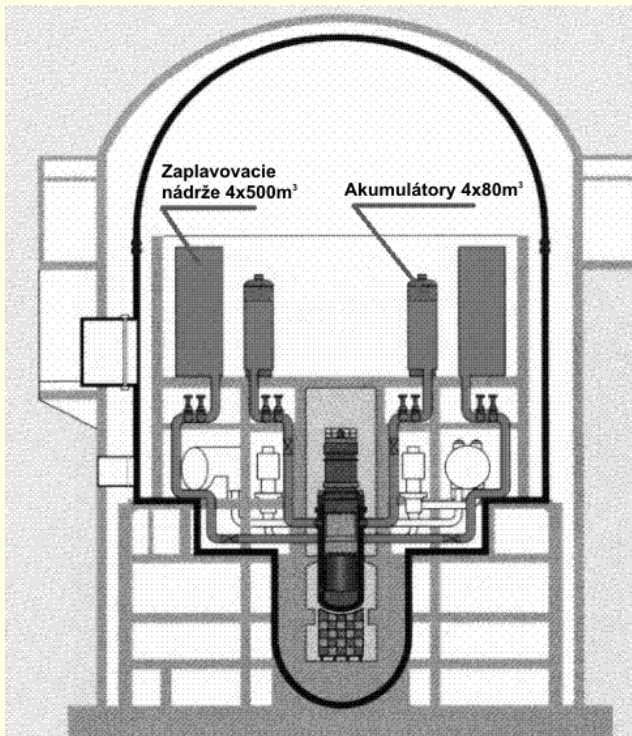
Blok ďalej obsahuje oddelené vodné chladiace systémy pre chladenie kondenzátorov turbín, pre technologické potreby, ako sú klimatizácia a pomocné zariadenia, pre chladenie turboagregátu a bezpečnostných zariadení. Posledne uvedené sú chladené cez oddeľovací medziokruh.

Opis základných bezpečnostno-technických princípov

Už pri projektovaní zariadenia typu VVER-640/V407 bolo vo väčšej miere prihliadané na zaistenie bezpečnosti, ako tomu bolo pri zariadeniach typu VVER, ktoré boli v tom čase už v prevádzke. Zodpovedá tomu okrem iného nižší merný výkon AZ, nižšia fluencia neutrónov na stenu TNR, väčší objem chladiva, väčší objem KO, väčší počet absorpčných tyčí, zvýšená hodnota pH vody v PO aj sekundárnom okruhu (SO) pri použití tomu primeraných materiálov SO, konštrukcia upchávok HCČ,

umiestnenie turbogenerátora proti budove reaktora, konštrukcia budovy reaktora zohľadňujúca vonkajšie vplyvy a eliminácia možnosti vzniku požiarov, napr. nahradenie vodíkového chladienia generátora vodným.

Bezpečnostná obálka pozostáva z vnútornej ocelevej škrupiny, ktorá bráni úniku aktivity, a z vonkajšej vrstvy z predpätého betónu na ochranu pred vonkajšími vplyvmi. Medzi oboma vrstvami sa nachádza medzera. Táto koncepcia bola navrhnutá preto, aby ochrana pred vonkajšími vplyvmi a ochrana pred únikom aktivity boli rozdelené do dvoch zariadení, ako aj preto, aby bola splnená požiadavka odvodu tepla z vnútornej obálky a zabezpečená kontrolovateľnosť jej tesnosti.



Obr.4.9.
Pasívny havarijný chladiaci systém

4.5 Pohľad na bezpečnosť JE

Bezpečnosť jadrových elektrární, ktoré sú v prevádzke v krajinách strednej a východnej Európy, významne vplyva na akceptovateľnosť tohto energetického zdroja. Dosah následkov havárie Černobyľskej JE na okolité krajiny (vrátane krajín EÚ) upozornil verejnosť na to, že rádioaktívny spád sa nedá obmedziť vo svojom postupe hraničnými prechodmi a zvýraznil potrebu zvyšovania bezpečnosti JE vo všetkých krajinách na úroveň tzv. svetového štandardu.

Medzinárodné programy zamerané na zvýšenie jadrovej bezpečnosti a ich koordinácia

Na základe všeobecných analýz boli vytypované nasledujúce faktory vplyvajúce na bezpečnú prevádzku JE:

- dostatočne silná ekonomika, ktorá by dokázala pokryť náklady na potrebné bezpečnostné opatrenia,
- zmysluplné bezpečnostné princípy,
- dobrá konštrukcia (projekt) JE,
- vhodné technológie,
- dostatočná úroveň kvality prevádzky a kultúry bezpečnosti.

Summit G-7 v Mníchove (1992) rozhodol o vytvorení špeciálneho medzinárodného fondu na zvýšenie bezpečnosti východoeurópskych JE v rozsahu 700 mil. Euro. Tento tzv. „Fond jadrovej bezpečnosti“ bol

vytvorený pod správou EBRD (European Bank for Reconstruction and Development). Krajiny G-7 na tomto summite ďalej rozhodli, že reaktory typu VVER 440/230 môžu byť z krátkodobého hľadiska inovované technickými vylepšeniami, z dlhodobého hľadiska by však mali byť postupne vyradované z prevádzky. Reaktory typu RBMK by sa mali uzatvárať v najbližších možných termínoch.

Tento prístup sa ukázal byť nerealistický z dôvodu zlej ekonomickej situácie mnohých krajín, ktorá by sa odstavením významných energetických zdrojov ešte zhoršila. Ďalšími nezanedbateľnými faktormi by bola znížená dodávka tepla používaného na vykurovanie v okolí mnohých JE a zvýšené znečistenie životného prostredia z klasických elektrární, ktoré by museli chýbajúcu produkciu energie nahradiť. Odstavenie týchto blokov by znížilo už aj tak nízky životný štandard mnohých krajín a mohlo by viesť k výraznejším sociálnym nepokojom.

Západným krajinám neostalo nič iné, ako revidovať svoj postoj (1995) a zmieriť sa so skutočnosťou, že o ďalšej prevádzke JE vo východnej Európe budú rozhodovať výhradne národné dozorné orgány formou udeľovania licencií.

V nedávnej minulosti sa objavilo viacero „morálnych záväzkov“ a politických dohovorov vo forme podpísania konvencie o jadrovej bezpečnosti (1994-1995), Memoranda o porozumení s Ukrajinou v otázke Černobyľskej JE (1995) a záverov Moskovského summitu o jadrovej bezpečnosti (Moscow Nuclear Safety and Security Summit 1996). Práve tento summit má vysokú politickú dôležitosť, nakoľko tu boli zdôraznené a všeobecne akceptované medzinárodne uznávané princípy jadrovej a radiačnej bezpečnosti.

Všeobecný pohľad na bezpečnosť VVER

Reaktory typu **VVER sú najrozšírenejším typom JE vo svete** (►Príloha 15). Hlavné nedostatky reaktorov, ktoré boli skonštruované v bývalom ZSSR zhrnuli firmy Tractebel a EdF vo svojej štúdii z roku 1991 do siedmich oblastí:

- integrita primárneho okruhu,
- prístrojové vybavenie,
- analýzy nehôd a PSA analýzy,
- príprava personálu, zovšeobecnenie prevádzkových skúseností,
- požiarna ochrana,
- ochranná obálka.

V štúdii bolo viackrát zdôraznené, že existujú značné rozdiely v technickej úrovni JE v stredoeurópskych krajinách (ako CZ, H, SK) oproti VVER blokom v krajinách bývalého ZSSR. V uvedených troch krajinách bolo zrealizovaných množstvo zmien, ktoré priblížili ich VVER bloky v mnohých ohľadoch k západoeurópskym štandardom.

Hlavné odlišnosti oboch typov reaktorov VVER-440, ktoré sú používané aj na Slovensku V-230 a V-213 sú zhrnuté v tab. 4.6. Odlišnosti (i problémy) reaktorov typu VVER vyplývajú najmä v prípade reaktorov VVER 440/230 zo skutočnosti, že boli projektované ešte v 60-tych rokoch.

4.6 Najvýznamnejšie inovácie na slovenských blokoch JE

Slovensko si uvedomuje potrebu modernizácie svojich jadrových elektrární a má veľký záujem na zvyšovaní ich jadrovej bezpečnosti. Svedčia o tom rozsiahle programy pre JE V-1 a V-2, ktoré sú v stručnosti opísané v ďalších kapitolách.

Zvyšovanie jadrovej bezpečnosti blokov JE V-1

V rámci postupnej modernizácie od spustenia blokov sa realizovalo viac ako 1200 projektových zmien. Rekonštrukcia a modernizácia JE EBO V-1 prebiehala v troch postupných na seba nadväzujúcich krokoch:

1991 - 1993 malá rekonštrukcia
 1993 - 1996 Basic Design
 1996 - 1999 postupná rekonštrukcia

Tabuľka 4.6 Hlavné projektované odlišnosti reaktorov V-230 a V-213		
	V-230 Bloky V-1 EBO	V-213 Bloky V-2 EBO, EMO
<i>MPH (maximálna projektová havária)</i>	únik chladiva prasklinou o ploche 10 cm ²	únik chladiva pri obojstrannom výtoku potrubím PO φ 500
<i>Systémy lokalizácie havárie</i>	hermetické boxy s prepúšťacími klapkami do atmosféry, sprchový systém 100 % rezerva	hermetické boxy s barbotážnou vežou (hermetická stavba), sprchový systém 200 % rezerva
<i>Systémy havarijného chladenia</i>	systém VT havarijného dopĺňania chladiva (2 systémy) 100 % rezerva	systém VT havarijného dopĺňania chladiva (2 systémy) 200 % rezerva, hydroakumulátory 100 % rezerva, systém NT- havarijného dopĺňovania chladiva 200 % rezerva
<i>Spôsob el. napájania pri havárii</i>	pokiaľ nie je porucha v el. systéme, zostáva pri pôsobení HO reaktora normálne	pri pôsobení HO I sa odpája napájanie VS od normálneho napájania, spúšťajú sa DG a pomocou automatiky pomocného spúšťania nabiehajú jednotlivé bezpeč. a prev. systémy
<i>Dochladzovanie (HCČ)</i>	bezupchávkové HCČ typu 310 nemajú zotrvačnú hmotu, preto dobiehajú 4 HCČ pri napojení na GVS pri poklese otáčok z 3000 na 1500 za min. (100 s)	dochladzovanie zabezpečené dobehom upchávkových HCČ typu 317 so zotrvačníkom (asi 100 s). Turbíny nemajú na hriadieli GVS
<i>Dozorňa</i>	blok nemá projektovanú záložnú blokovú dozorňu	blok má záložnú blokovú dozorňu
<i>Tlaková nádoba reaktora</i>	radiálne posunutie nátrubkov vstupných a výstupných hrdiel slučiek	nátrubky vstupných a výstupných slučiek zvislo pod sebou. Dodatočné nátrubky na zaústenie havarijného dopĺňovania chladiva
<i>Havarijná ochrana reaktora</i>	Technologické parametre sa sledujú meracími kanálmi vo výberovom zapojení 2 z 3	Technologické parametre sa sledujú meracími kanálmi vo výberovom zapojení 2 x (2 z 3)

Realizácia 81 opatrení podľa Rozhodnutia ČSKAEč.5/91 – MALÁ REKONŠTRUKCIA

Celková investícia ~ 2,0 mld. Sk zahŕňala:

- žihanie tlakových nádob reaktora – 1. a 2. blok,
- Leak Before Break koncept pre potrubie primárneho okruhu,
- seizmické zodolnenie zariadení do 8 st. – MSK 64 stupnice,
- výrazné zvýšenie tesnosti hermetickej zóny,
- vylepšenie systému ochrán reaktora a zariadení merania a regulácie,
- inštalácia diagnostických systémov, núdzových panelov blokovej dozorne,
- inštalácia rýchločinných armatúr na parovody z PG,
- úpravy systému núdzového elektrického napájania,
- prepracovanie havarijných prevádzkových predpisov a surveillance programov
- spracovanie štúdie PSA – 1. Úrovne,
- vylepšenia protipožiarnych systémov.

Postupná rekonštrukcia JE V-1

Zásadné ciele postupnej rekonštrukcie V-1 boli nasledovné:

- zvládnutie novodefínovanej maximálnej projektovej havárie (únik chladiva cez Js 200 mm) konzervatívnym prístupom a nadprojektovej havárie (únik chladiva cez Js 500) realistickými metódami,

- dosiahnutie takej tesnosti HZ a úrovne lokalizačných systémov, ktoré zabezpečia, aby pri definovanom úniku chladiva neboli prekročené limitné hodnoty dávkových ekvivalentov,
- dosiahnutie takej spoľahlivosti bezpečnostných systémov, aby pravdepodobnosť ich zlyhania bola maximálne 10^{-3} . rok⁻¹,
- bezpečnostnými systémami zabezpečiť, aby pravdepodobnosť tavenia AZ reaktora bola maximálne 10^{-4} na reaktor za rok prevádzky,
- dosiahnutie takej spoľahlivosti systému automatického odstavenia reaktora, aby pravdepodobnosť zlyhania bola maximálne 10^{-5} rok⁻¹,
- ukončenie seizmického z odolnenia všetkých bezpečnostných systémov a zariadení bloku a nádvážných budov a systémov na 8° MSK-64 (zrýchlenie 250 cm . s⁻² horizontálne a 130 cm.s⁻² vertikálne).

Modernizácia a zvyšovanie bezpečnosti blokov JE V-2

Modernizácia blokov JE V-2 prebieha podľa stanovených deterministických a pravdepodobnostných bezpečnostných cieľov.

Deterministické ciele:

- zvýšenie jadrovej bezpečnosti na úroveň súčasne platných noriem daných požiadavkami ÚJD SR a odporúčaniami MAAE,
- bezpečná, spoľahlivá a ekonomická prevádzka,
- vytvorenie podmienok na predĺženie životnosti blokov JE V2 na 40 rokov,
- vytvorenie predpokladov na zvýšenie výkonu blokov

Ciele pravdepodobnostné:

- | | |
|---|------------------------------------|
| - pravdepodobnosť poškodenia aktívnej zóny | 10^{-4} reaktorrok ⁻¹ |
| - únik RA do okolia prevyšujúci povolené dávky pre obyvateľstvo | 10^{-5} reaktorrok ⁻¹ |
| - pravdepodobnosť zlyhania bezpečnostných systémov | 10^{-3} |
| - pravdepodobnosť zlyhania havarijných ochrán | 10^{-5} |

Dostavba 3. a 4. bloku EMO

S ohľadom na súčasný stav priemyslu na Slovensku, ako aj reálne možnosti čerpania úverov na dostavbu 3. a 4. bloku v Mochovciach je ich ďalší osud neistý. Vzhľadom na približne 30% rozostavanosť týchto blokov, ako aj skúsenosti s prispôbovaním týchto blokov západoeurópskemu štandardu sa zdá byť ich dostavba logická. Po odstavení dvoch blokov JE V-1 v Jaslovských Bohuniciach (2006, 2008) by ich prevádzka pokryla očakávaný výpadok v produkcii elektrickej energie. Viaceré nezávislé štúdie hodnotiace efektívnosť využitia vložených prostriedkov, ako aj potreby rozvoja slovenskej energetiky, odporúčajú ich urýchlenú dostavbu ako najlacnejšieho zdroja energie. Východiská pre stratégiu energetickej bezpečnosti Slovenska vypracované na jeseň 2007 odporúčajú výstavbu ďalšieho jadrového zdroja na Slovensku do roku 2025 s inštalovaným výkonom cca 1200 MW (uvažované minimálne ako náhrada dvoch blokov JE V-2 v aslovských Bohuniciach).



Návrat z acrobat readera - ❌ (zatvorením okna)

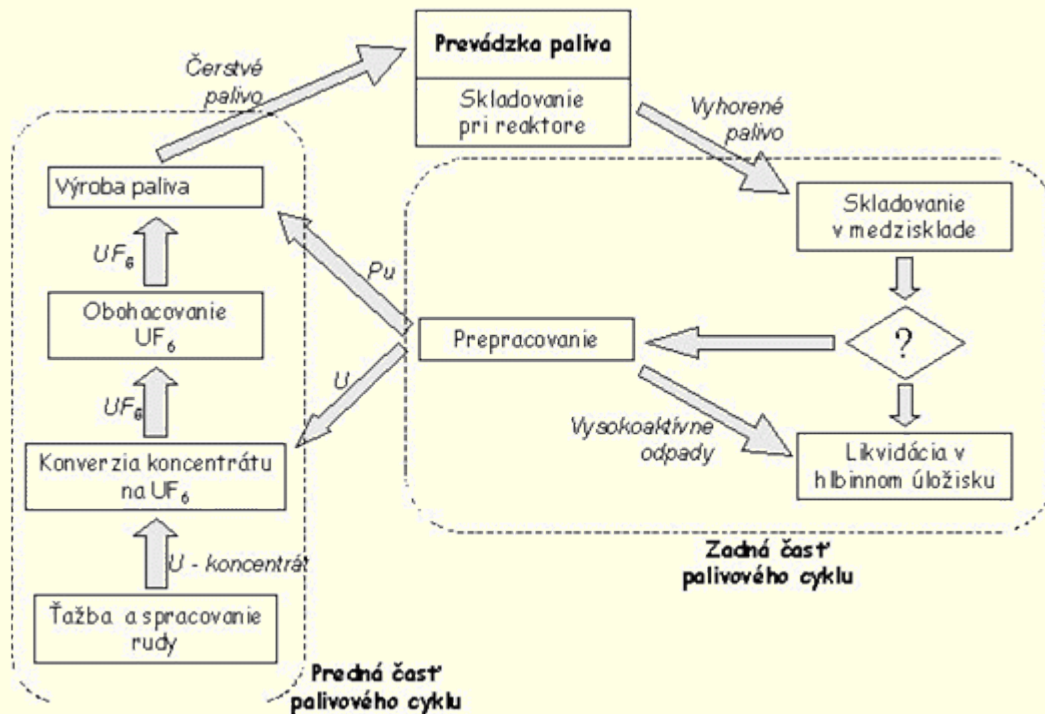
5 PALIVOVÝ CYKLUS

Jadrové palivo je významným koncentrovaným zdrojom na výrobu energie v jadrových zariadeniach. Získavanie uránu, jeho spracovanie do formy palivových článkov, ich použitie v jadrovom reaktore a následná manipulácia s nimi, až po ich definitívne spracovanie a uloženie, tvorí jednotlivé fázy palivového cyklu.

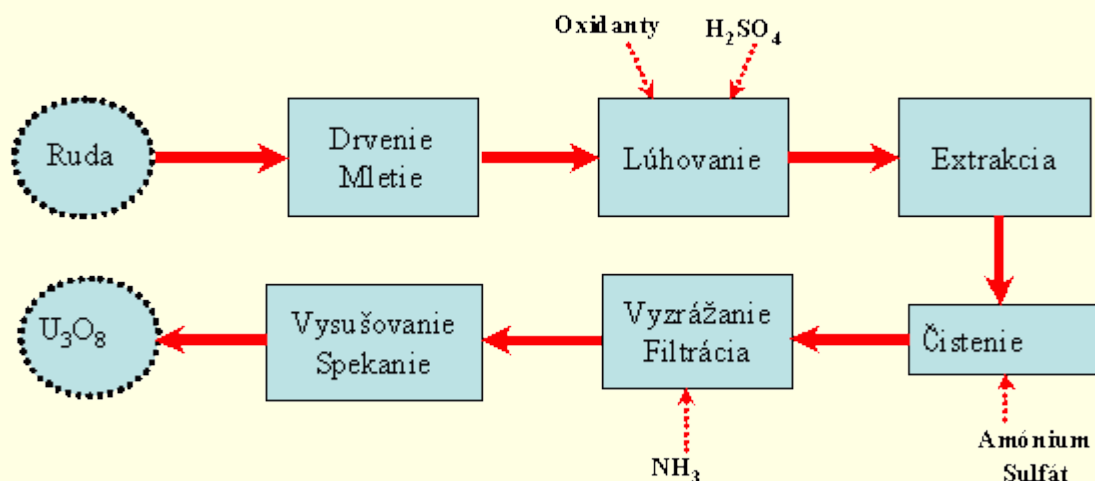
5.1 Opis palivového cyklu

Palivový cyklus každej jadrovej elektrárne možno rozdeliť do troch základných skupín

- predná časť palivového cyklu, ktorá začína ťažbou uránovej rudy a končí dodávkou palivových kaziet do reaktora,
- prevádzka paliva v reaktore, kde sa energia, uvoľnená pri štiepení jadier uránu, využíva na výrobu elektrickej energie a dočasné skladovanie paliva pri reaktore,
- zadná časť palivového cyklu, ktorá začína transportom vyhoreného paliva z reaktora do medziskladu alebo do recyklačného závodu a končí hlbinným uložením vyhoreného paliva alebo prepracovaním paliva a znovupoužitím vo forme čerstvého alebo MOX paliva (Mixed OXide).



Obr.5.1. Palivový cyklus



Obr.5.2. Proces výroby U_3O_8

5.2 Ťažba a spracovanie rudy

Urán (► Príloha 16) sa používa ako palivo takmer vo všetkých existujúcich jadrových reaktoroch na celom svete. Vyskytuje sa bežne v horninách alebo morskej vode, ale z dôvodu neefektívnosti jeho ťažby ovplyvnenej najmä nízkou koncentráciou len malá časť uránu sa ťaží. Jeho percentuálne zastúpenie v rude sa pohybuje od niekoľkých tisícín percenta po niekoľko percent. Priemerná hodnota percentuálneho zastúpenia uránu v rude pri ťažbe vo svete je približne 0,5 %. Uránová ruda sa ťaží klasickými povrchovými a hlbinnými metódami ťažby, ale aj kyslým alebo alkalickým lúhovaním. Výťažok sa potom ďalej drví, melie a chemicky upravuje v spracovateľských závodoch až na žiadanú formu. Čistením, koncentráciou a vyzrážaním sa napokon získa uránový koncentrát, žltý prášok, tzv. žltý koláč „yellow cake“. Chemicky ide o koncentrovanú zmes oxidov uránu U_3O_8 . Rádioaktivita vyťaženeho uránu je veľmi malá. Rádioaktívne dcérske produkty sa so zvyškom z ťažby stabilizujú a vrátia späť do baní alebo sa uložia iným spôsobom. V niektorých prípadoch sa urán získava chemickým lúhovaním z uránovej rudy priamo na mieste ťaženia. Tento proces je známy ako oddeľovacia metóda alebo *in-situ* lúhovanie. Urán sa často získava aj ako vedľajší produkt pri ťažbe ostatných vzácnych kovov ako napríklad medi a zlata alebo pri spracúvaní fosfátov. Výsledný koncentrát U_3O_8 , v praxi známy ako žltý koláč, obsahuje zvyčajne 60 až 85 % uránu na jednotku hmotnosti. V závislosti od jeho kvality sa môže ešte ďalej upravovať v čistiacich závodoch, ktoré sú zvyčajne umiestnené neďaleko miesta ťažby. Takto upravený koncentrát sa transportuje do závodu na konvertovanie na UF_6 .

5.3 Konverzia

Vysoká čistota požadovaná pre jadrové palivo sa dosahuje rozpustením koncentráту v kyseline dusičnej, filtrovaním a reakciou roztoku s chemickými rozpúšťadlami. Konečný uránový dusičnan (UN alebo UNH) obsahuje len 0,05 % cudzích látok. Nitrát uránu je ďalej konvertovaný do formy UO_2 a tento

následne na UF₆, ktorý sa používa v obohacovacích závodoch. Ak sa obohatenie nevyžaduje, napríklad pre ťažkovodné reaktory, potom sa UO₂ transportuje priamo do výrobných závodov.

Uvedený postup sa vzťahuje na výrobu UO₂ paliva. Pre kovový urán, prípadne iné druhy paliva je postup odlišný.

5.4 Obohacovanie

Urán sa v prírodnej forme vyskytuje najčastejšie v dvoch hlavných zložkách ²³⁸U a ²³⁵U. Prvý dominantný izotop uránu ²³⁸U pôsobí ako neutrónový absorbátor a nazýva sa často aj ako množivý izotop. Štiepny izotop ²³⁵U je izotop s ľahším jadrom a jeho priemerné percentuálne zastúpenie v prírode je 0,712 % z celkovej hmotnosti uránu. Niektoré reaktory pracujúce vo svete používajú ako palivo prírodný urán. Sú to napríklad grafitom moderované Magnox reaktory a ťažkovodné reaktory typu Candu. Ľahkovodné (LWR), ako aj plynom chladené reaktory AGR obsahujú väčšie množstvo neutrónových absorbátorov v aktívnej zóne reaktora a to je príčina, prečo sa pri týchto druhoch reaktora používa palivo so zvýšeným obohatením ²³⁵U. Obohatenie používané vo svete sa z pôvodnej hodnoty 0,712 % zvyšuje na 3 až 5 % v závislosti od typu reaktora rôznymi technologickými postupmi. Naše typy reaktorov VVER-440 pracujú momentálne s profilovaným palivom pri priemernom obohatení čerstvého paliva 3,82 %.

Proces, ktorým sa dosahuje zvýšené percentuálne zastúpenie ²³⁵U v palive sa nazýva obohacovanie. Obohacovacie techniky vo všeobecnosti zahŕňajú separáciu v plynnej fáze UF₆. Tento materiál má jednu podstatnú výhodu využívanú pri obohacovacích technikách. Fluór má totiž len jeden izotop, a teda mólové hmotnostné rozdiely, na ktorých sú tieto metódy založené, sú spôsobené len rozdielmi mólových hmotností medzi jednotlivými izotopmi uránu ²³⁸U a ²³⁵U. V súčasnosti sa v priemysle využívajú dve technológie: staršia difúzna a modernejšia odstredivková. Vyvinuté boli aj iné metódy, ako napríklad chemická a dýzová, ale tie sa nevyužívajú vo väčšom meradle. Vo vývoji sú aj metódy separácie atómov uránu pôsobením laseru v pare uránu – metóda AVLIS (USA), (SILVA vo Francúzsku), alebo molekulárna separácia MLIS. Ich rozvoj a uplatnenie sú však za súčasného stavu, keď kapacity prevyšujú potreby, veľmi neurčité. Výhodnosť jednotlivých metód sa určuje pomocou separačného stupňa konkrétnej obohacovacej technológie. Separčný stupeň rozdeľuje vstupný tok s koncentráciou U²³⁵ X_F na dve časti: produkt s koncentráciou U²³⁵ X_P a zvyšok s podielom U²³⁵ X_T. Schopnosť separačného stupňa oddeľovať U²³⁵ a U²³⁸ je opísaná jeho **separačným faktorom F**:

$$F = \frac{X_P}{X_T} \frac{1 - X_T}{1 - X_P} \quad (5.1)$$

a vyjadruje mieru obohatenia v jednom separačnom stupni. Z hmotnostnej bilancie možno vypočítať **pomer množstiev vstupného a vyprodukovaného (obohateného) materiálu FPR**:

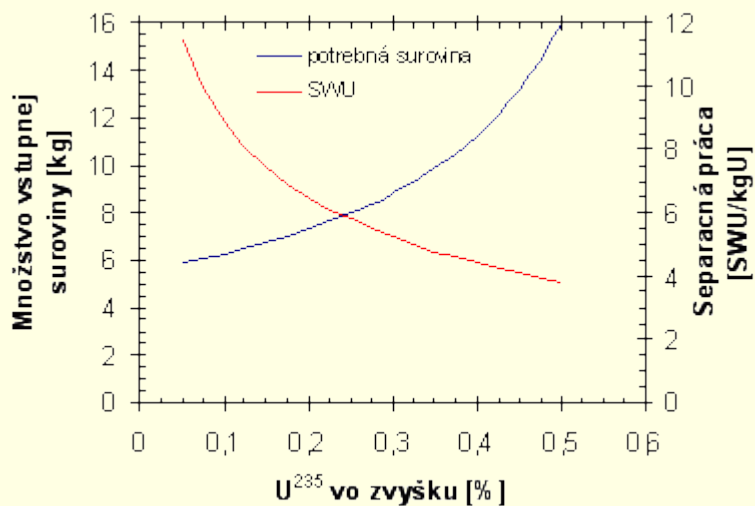
$$FPR = \frac{X_P - X_T}{X_F - X_T} \quad (5.2)$$

V praxi sa kapacita obohacovacej linky (závodu) meria tzv. jednotkami **separačnej práce** (separative work unit – SWU). Táto miera je nezávislá od procesu a opisuje iba množstvo separačnej práce pri obohacovaní na kilogram uránu (SWU . kg⁻¹) v závislosti od obohatenia produktu a zvyšku:

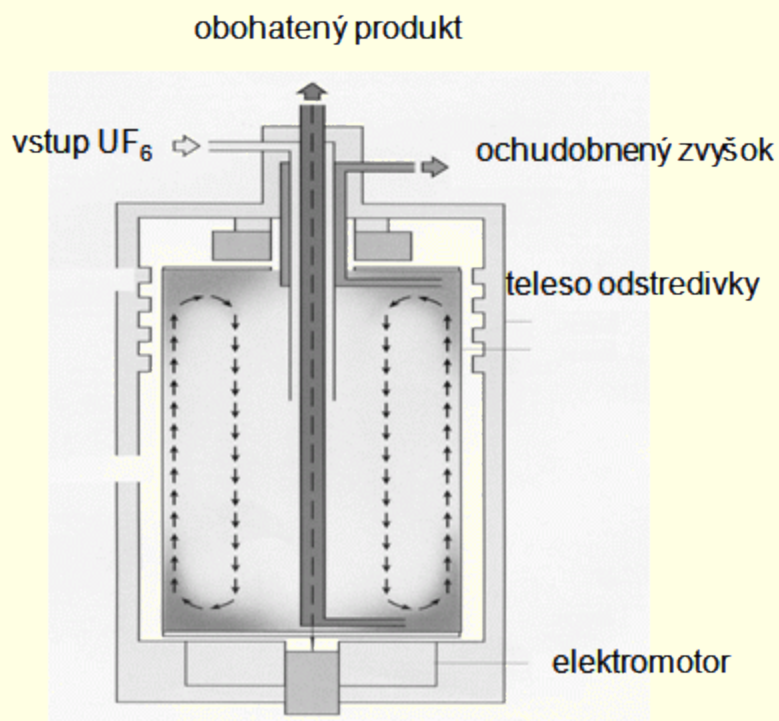
$$W = [V X_P - V X_T] - FPR [V X_F - V X_T] \quad (5.3)$$

kde V(X) je hmotnostná funkcia pochádzajúca z diferenciálnej bilančnej rovnice:

$$V X = 2X - 1 \ln\left(\frac{X}{1-X}\right) \quad (5.4)$$



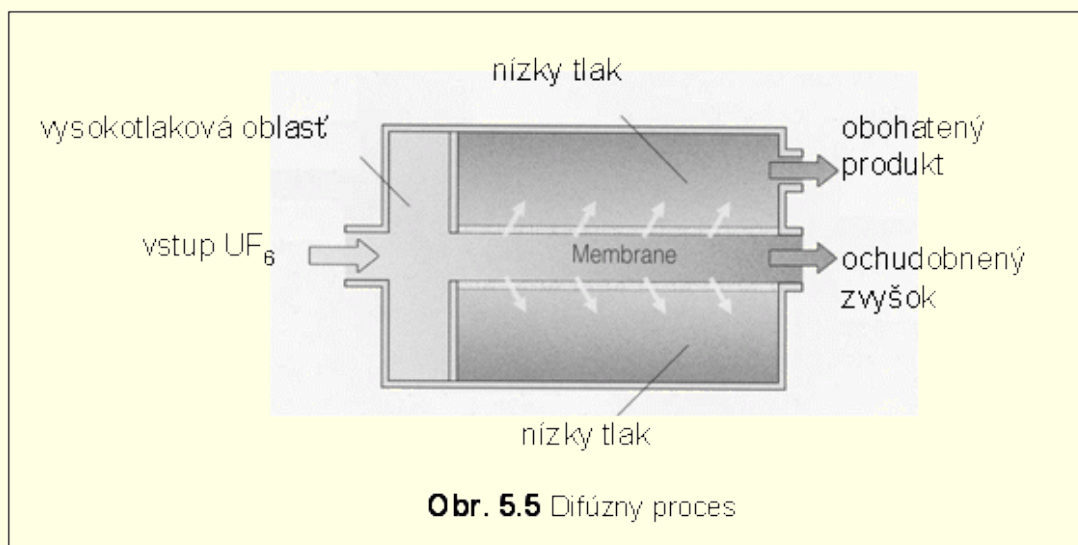
Obr.5.3.
Optimalizácia množstva
separačnej práce.



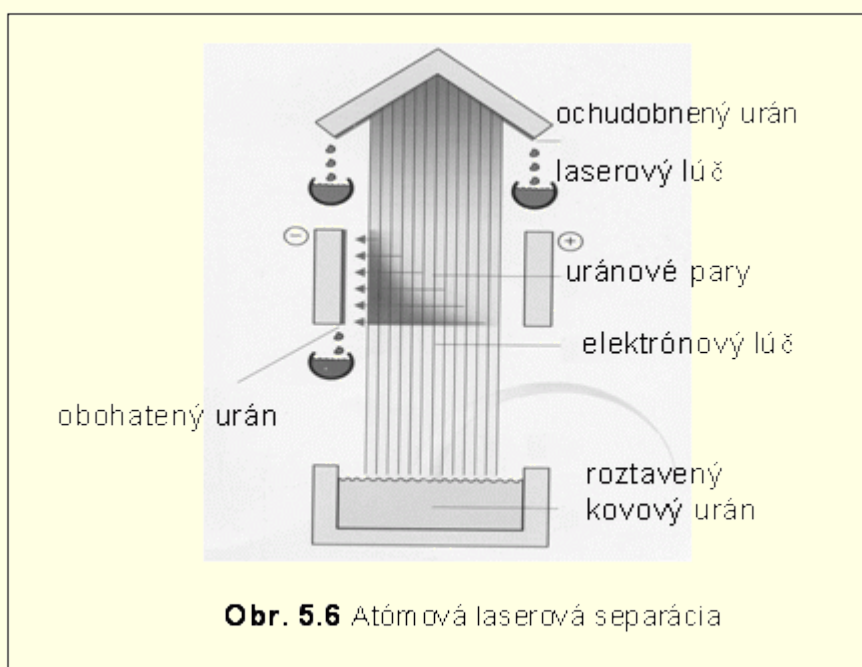
Obr. 5.4. Schéma odstredivky.

Pri difúznej technológii prechádza plynný UF_6 stovkami buniek, z nich každá sa skladá z kompresora, poréznej membrány a chladiacej jednotky. Princíp difúznej technológie využíva fakt, že v stlačenom UF_6 je rýchlosť molekúl s ^{235}U vyššia a dochádza k častejšiemu kontaktu s poréznu membránou a k prenikaniu cez ňu. Maximálny teoreticky faktor separácie jednej bunky je 1,0043. Na dosiahnutie obohatenia niekoľkých percent je potrebné použiť veľké množstvo buniek. Táto technológia je energeticky veľmi náročná.

Odstredivková technológia spočíva v otáčaní odstredivky, pri ktorej sa ťažšie jadrá $^{238}\text{UF}_6$ hromadia na periférii a $^{235}\text{UF}_6$ uprostred centrifúgy. Maximálny separačný faktor jednej odstredivky je 1,153 (pre rýchlosť otáčania 500 m/s a teplotu 300 K). Táto technológia nevyžaduje toľko obohacovacích stupňov a spotreba energie je podstatne menšia ako pri difúznej technológii. Nevýhodou sú však veľké investičné náklady.



Obr. 5.5. Difúzny proces



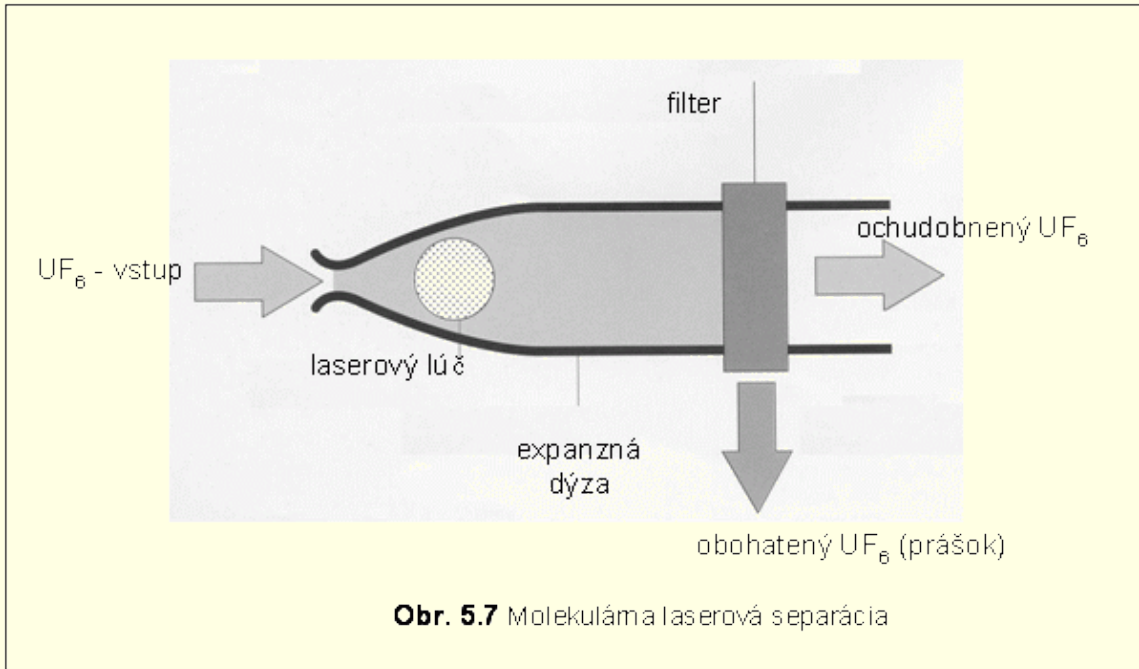
Ceny za obohacovacie služby tvoria významný komponent celkového palivového cyklu a zvlášť prednej časti palivového cyklu.

Odstredivkový proces

Základná konštrukcia a princíp plynnej centrifúgy je znázornená na obr. 5.4. Vhodne upevnený rotor hnaný elektromotorom sa otáča vysokými otáčkami vo vákuovej komore. Odstredivá sila spôsobuje koncentrovanie sa ťažších $^{238}\text{UF}_6$ molekúl po obvodu rotora, čím vzniká obohatenie plynu $^{235}\text{UF}_6$ smerom k osi. Separačný efekt, ktorý pôvodne vzniká v radiálnom smere, je umocnený

prúdením plynu pozdĺž osi rotora (vyvolané napr. teplotným gradientom). Silné odstredivé pole vytvára navyše radiálne rozloženie tlaku plynu, pričom po obvode rotora býva tlak o niekoľko rádov vyšší ako pri jeho osi. Takmer celá hmota plynu sa sústreďuje v tenkej vrstve po obvode rotora, kde sú umiestnené výstupné potrubia produktu a zvyšku.

Odstredivkové obohacovacie zariadenia sú charakterizované vysokými zriaďovacími nákladmi, pri nízkych (relatívne k difúznym) prevádzkových nákladoch. Výkonová spotreba sa pohybuje od 50 do 150 kWh . SWU⁻¹.



Obr. 5.7 Molekulárna laserová separácia

Difúzny proces

Základným princípom, na ktorom je založená funkcia difúzneho procesu je fakt, že izotopy uránu ^{235}U a ^{238}U prechádzajú kvôli ich rozdielnej hmotnosti cez poréznu membránu rôznou rýchlosťou. Princíp je znázornený na obr. 5.5. Plyn, UF_6 , sa vháňa pod vysokým tlakom do difúznej jednotky. Ľahšie $^{235}UF_6$ molekuly prechádzajú cez membránu o niečo rýchlejšie, ako molekuly ťažšieho $^{238}UF_6$. Približne polovica vstupného materiálu prejde membránou ako mierne obohatený produkt.

Pri difúznej technológii prechádza plynný UF_6 stovkami buniek, z nich každá sa skladá z kompresora, poréznej membrány a chladiacej jednotky. Princíp difúznej technológie využíva fakt, že v stlačenej UF_6 je rýchlosť molekúl s ^{235}U vyššia a dochádza k častejšiemu kontaktu s poréznu membránou a k prenikaniu cez ňu. Maximálny teoreticky faktor separácie jednej bunky je 1,0043. Na dosiahnutie obohatenia niekoľkých percent je potrebné použiť veľké množstvo buniek. Táto technológia je energeticky veľmi náročná.

Odstredivková technológia spočíva v otáčaní odstredivky, pri ktorej sa ťažšie jadrá $^{238}UF_6$ hromadia na periférii a $^{235}UF_6$ uprostred centrifúgy. Maximálny separačný faktor jednej odstredivky je 1,153 (pre rýchlosť otáčania 500 m/s a teplotu 300 K). Táto technológia nevyžaduje toľko obohacovacích stupňov a spotreba energie je podstatne menšia ako pri difúznej technológii. Nevýhodou sú však veľké investičné náklady.

Aerodynamická separácia

Pracuje na rovnakom princípe ako separačná odstredivka. Má relatívne vysoký separačný faktor (1,025 - 1,030). Na jednotku separácie, je teda treba menej separačných stupňov. Vysoká energetická náročnosť (3000 kWh . SWU⁻¹) spôsobuje vysoké prevádzkové náklady.

Atómová a molekulárna separácia

Laserové procesy využívajú mierny rozdiel v absorpčných spektrách izotopov uránu 235 a 238 a ich chemických zlúčenín. Monochromatický laserový zdroj umožňuje selektívne vzbudiť atómy alebo molekuly, a tým ich ionizovať, prípadne spôsobiť ich rozklad. Takto vznikajúce obohatené ióny a molekuly možno následne jednoducho separovať. Na tomto princípe pracujú dva rozdielne procesy.

Atómová laserová separácia (AVLIS-atomic vapor laser separation)

Technický princíp atómovej separácie je znázornený na obr. 5.6. Urán sa odparuje vo vysokom vákuu pomocou elektrónového lúča. Pary sa selektívne ionizujú monochromatickým laserovým lúčom a ióny sa následne separujú v elektrickom poli. Obohatený a ochudobnený urán sa potom zachytávajú na kolektoroch s teplotou > 1400 K.

Proces má vysoký separačný faktor, na komerčné využitie stačí jeden separačný stupeň. Výkonová náročnosť je nízka ~200 kWh . SWU⁻¹.

Molekulárna laserová separácia (MLIS – molecular laser isotope separation)

V molekulárnom separačnom procese sú izotopy ²³⁵U v UF₆ excitované infračerveným laserom, čím sa spôsobí rozklad molekúl UF₆ na UF₅, ktorý je odseparovaný z plynného UF₆ ako tuhá látka (prach). Koncepcia MLIS je znázornená na obr. 5.7. Excitácia a rozklad molekúl prebieha po ochladení plynu pod 100 K. Kvôli tomu sa UF₆ najskôr mieša s nereaktívnym plynom a prechádza expanznou dýzou. Výsledkom selektívnej izotopickej excitácie vzniká obohatený UF₆, ktorý sa zachytáva na filtri ako prach a späť fluorizuje na obohatený UF₆. Plynné produkty: ochudobnený UF₆, nosný plyn a fluór sa separujú a ďalej spracúvajú.

Tento proces má taktiež vysoký separačný faktor a pre obohatenie paliva do ľahkovodných reaktorov stačí jeden separačný stupeň.

Atómová a molekulárna separácia

Laserové procesy využívajú mierny rozdiel v absorpčných spektrách izotopov uránu 235 a 238 a ich chemických zlúčenín. Monochromatický laserový zdroj umožňuje selektívne vzbudiť atómy alebo molekuly, a tým ich ionizovať, prípadne spôsobiť ich rozklad. Takto vznikajúce obohatené ióny a molekuly možno následne jednoducho separovať. Na tomto princípe pracujú dva rozdielne procesy.

Atómová laserová separácia (AVLIS-atomic vapor laser separation)

Technický princíp atómovej separácie je znázornený na obr. 5.6. Urán sa odparuje vo vysokom vákuu pomocou elektrónového lúča. Pary sa selektívne ionizujú monochromatickým laserovým lúčom a ióny sa následne separujú v elektrickom poli. Obohatený a ochudobnený urán sa potom zachytávajú na kolektoroch s teplotou > 1400 K.

Proces má vysoký separačný faktor, na komerčné využitie stačí jeden separačný stupeň. Výkonová náročnosť je nízka ~ 200 kWh \cdot SWU⁻¹.

Molekulárna laserová separácia (MLIS – molecular laser isotope separation)

V molekulárnom separačnom procese sú izotopy ²³⁵U v UF₆ excitované infračerveným laserom, čím sa spôsobí rozklad molekúl UF₆ na UF₅, ktorý je odseparovaný z plynného UF₆ ako tuhá látka (prach). Koncepcia MLIS je znázornená na obr. 5.7. Excitácia a rozklad molekúl prebieha po ochladiení plynu pod 100 K. Kvôli tomu sa UF₆ najskôr mieša s nereaktívnym plynom a prechádza expanznou dýzou. Výsledkom selektívnej izotopickej excitácie vzniká obohatený UF₆, ktorý sa zachytáva na filtri ako prach a späť fluorizuje na obohatený UF₆. Plynné produkty: ochudobnený UF₆, nosný plyn a fluór sa separujú a ďalej spracúvajú.

Tento proces má taktiež vysoký separačný faktor a pre obohatenie paliva do ľahkovodných reaktorov stačí jeden separačný stupeň.

5.5 Konverzia

Obohatený hexafluorid uránu je chemicky konvertovaný na keramicky aktívny UO₂ prášok vysokej čistoty, ktorý sa pri výrobe paliva ako materiál už ďalej chemicky nemení. Bolo vyvinutých viacero konverzných procesov, ktoré sa komerčne využívajú. Vo všeobecnosti ich možno rozdeliť na dva druhy: tzv. mokrá a suchá konverzia. Pri mokrom spracovaní vznikajú častice prášku vo forme suspenzie, pri suchom spracovaní v plynnej fáze vo forme aerosolu. V poslednom období výrobcovia paliva prechádzajú z finančných dôvodov na suchú konverziu, pri ktorej nevznikajú žiadne kvapalné odpady a celkové množstvo odpadov je v porovnaní s mokrými spôsobmi výroby UO₂ veľmi malé.

Suchá konverzia

Priemyselne sa využívajú 4 procesy konvertujúce UF₆ na UO₂ v plynnej fáze: IDR (integrated dry route), DCFB (direct conversion fluid bed), DC (dry conversion) a GECO (General Electric Conversion).

Mokrá konverzia

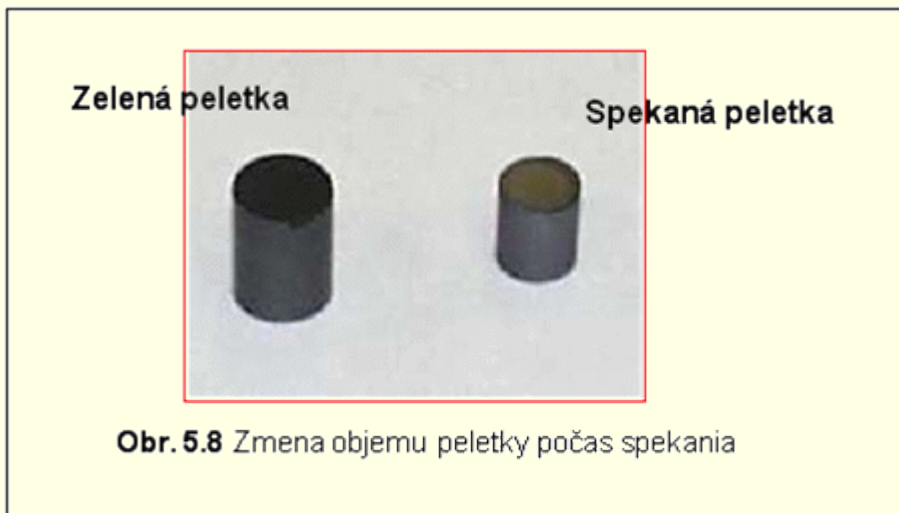
Vo výrobe sa využívajú 2 „mokrú“ procesy konverzie UF₆ na UO₂ a to: AUC (Ammonium-Uranyl-Carbonate názov podľa medziproduktu) a ADU (Ammonium-Di-Uranate). V súčasnosti výrobcovia paliva upúšťajú od mokrej technológie, aj keď z hľadiska znovuzískavania uránu z odpadov sú tieto

výhodné, ich ekonomická náročnosť a produkcia kvapalných odpadov je nesporne vyššia ako pri suchých technológiách.

5.6 Výroba jadrového paliva

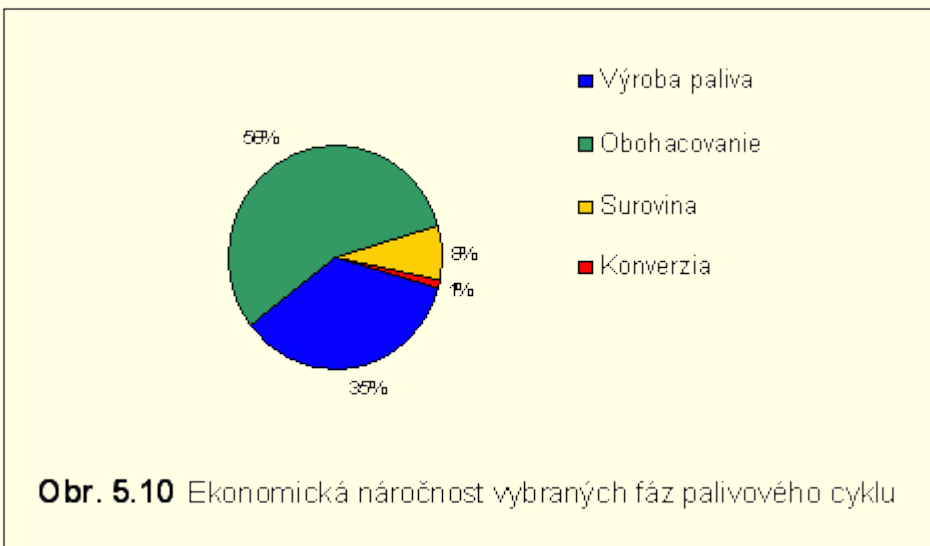
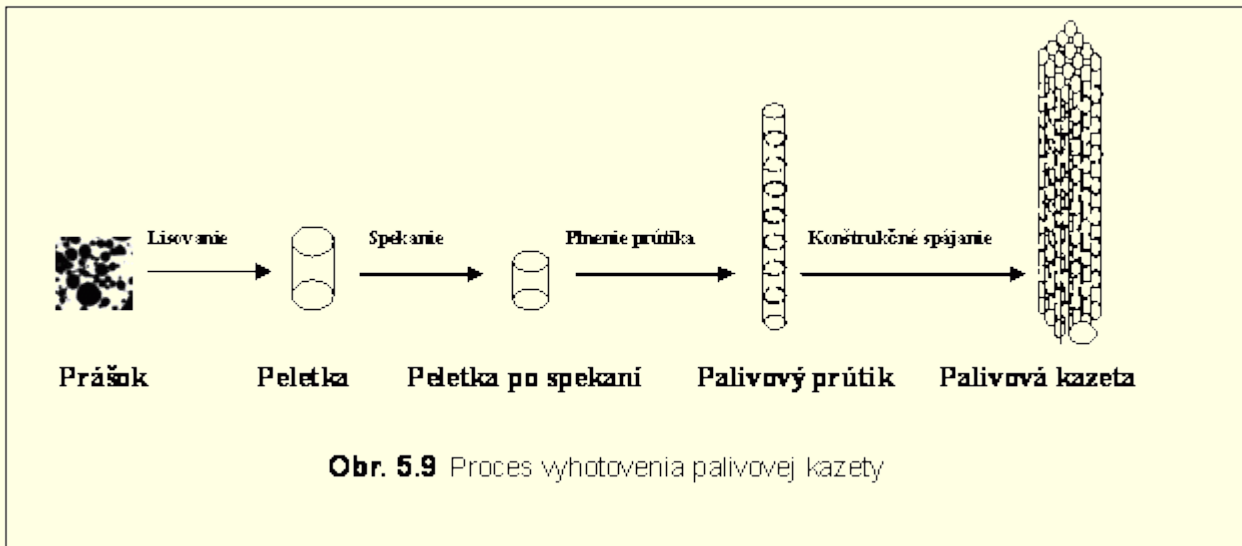
Výroba jadrového paliva je záverečnou operáciou prednej časti palivového cyklu. Vstupnou surovinou je prášok UO_2 , ktorý má vysoký bod tavenia a ďalšie priaznivé fyzikálne vlastnosti z hľadiska namáhania paliva počas prevádzky v reaktore. Vlastnosti, ktoré sa sledujú pri prášku sú stechiometria, hustota, špecifická plocha, veľkosť častíc a kryštálov. Všetky tieto parametre svojim spôsobom ovplyvňujú lisovanie a spekanie peletiek a následne aj kvalitu čerstvého paliva.

Z práškoveho UO_2 sa lisujú peletky s počiatočnou hustotou $5,5$ až $6,2 \text{ g} \cdot \text{cm}^{-3}$, ktoré sa nazývajú „zelené peletky“. Následne sa spekajú v peci pri vysokej teplote v rôznych atmosférach (H_2 , $\text{H}_2 + \text{H}_2\text{O}$, $\text{H}_2 + \text{CO}_2$, Ar, N). Technika lisovania sa zlepšuje aj používaním spojív, zabezpečujúcich lepšiu formovateľnosť prášku potrebnú pri lisovaní peletiek. Čo sa týka spekania, vo všeobecnosti sú známe dva postupy: vysokoteplotné a nízkotepotné spekanie. Spôsob spekania výrazne ovplyvňuje štruktúru paliva, ako napríklad veľkosť zŕn a pórov v reze peletky. Veľkosť zŕn je parameter, ktorý sa výrobcovia snažia čo najviac zvyšovať, pretože od neho závisí uvoľňovanie štípných produktov počas prevádzky paliva. Póry na druhej strane majú zabezpečovať dynamické vlastnosti paliva, najmä jeho pružnosť, čo je veľmi dôležité pri zmene výkonových hladín počas činnosti paliva v reaktore. Najdôležitejší parameter je hustota spekanej peletky, ktorá dodáva palivu požadovanú pevnosť a najmä stabilitu. Uvedený obrázok informatívne demonštruje zmenu veľkosti tvaru peletky počas spekania.



Takto spekané peletky sa ešte technologicky upravujú v závislosti od požiadaviek odberateľa a typu reaktora a následne sa zasúvajú do palivových prútikov. Palivový povlak, rúrka, je po navarení spodnej koncovky naplnená hotovými UO_2 tabletami s hustotou $10,4 - 10,7 \text{ g} \cdot \text{cm}^{-3}$, natlakovaná inertným plynom (najčastejšie He) a zapečatená navarením hornej koncovky. Tento palivový prútik je ďalej podrobený kontrole tesnosti. Spojením niekoľkých takýchto naplnených prútikov s ďalšími konštrukčnými prvkami vzniká palivová kazeta. Na konštrukčné časti palivových kaziet sa najčastejšie používa legovaný zirkón, ktorý vykazuje veľmi nízku absorpciu neutrónov, pri určitých typoch reaktorov sa však používa aj nerez.

Dizajn palivových kaziet a konštrukčné riešenie sú čím ďalej, tým viac sofistikovanejšie, umožňujú lepšie využitie paliva, zvýšenie vyhorenia a lepšie správanie sa paliva počas prevádzky v reaktore. To vedie k zlepšeniu aj ekonomickej stránky výroby.



5.7 Ekonomika prednej časti palivového cyklu

Dôležitým ukazovateľom vplyvajúcim na ekonomiku palivového cyklu sú náklady na čerstvé jadrové palivo. V jeho cene sa odráža finančná náročnosť jednotlivých fáz palivového cyklu. Ich percentuálny podiel vyjadruje obr. 5.10.

5.8 Prevádzka paliva v reaktore

Čerstvé palivo je z výrobného závodu prevezené do elektrárne, kde sa skladuje do doby jeho zavezenia do reaktora. Z uzla čerstvého paliva sa potom palivové kazety prevezú do aktívnej zóny reaktora, kde sú v prevádzke po dobu 3 až piatich rokov v závislosti do typu reaktora a vyhorenia paliva. Počas tejto fázy sa určité množstvo atómov štiepi a energia získaná zo štiepnej reakcie sa ďalej využíva na výrobu elektrickej energie. Rovnako sa počas tejto doby uvoľní primerané množstvo štiepných produktov. Typické PWR palivové kazety produkujú aj po vyvezení z aktívnej zóny niekoľko 100 kW tepla z rádioaktívneho rozpadu štiepných produktov v palive. Kvôli tomu sa vyvezené kazety skladujú v bazéne pri reaktore po dobu minimálne 3 roky, počas ktorej tepelný výkon a radiácia klesajú exponenciálne s časom. Voda v bazéne zabezpečuje dobrý odvod tepla a jej cirkulácia v bazéne pomáha udržiavať teplotnú rezervu potrebnú na bezpečnú prevádzku bazénu. Niekoľko metrov vody nad úrovňou palivových kaziet poskytuje dostatočnú ochranu proti žiareniu. Okrem toho pri normálnej prevádzke reaktora vzniká aj tekutý a tuhý rádioaktívny odpad. Technicky sa tento odpad označuje ako nízko- a stredneaktívny odpad.

Transport čerstvého paliva

Transport (► Príloha 17) je nevyhnutnou súčasťou palivového cyklu. Jednou príčinou je aj to, že uránové rudy nie sú dostupné všade vo svete. V skutočnosti sa jadrové palivo počas svojej životnosti transportuje viackrát. Tieto transporty sú najčastejšie medzinárodného charakteru a na dlhé vzdialenosti. Jadrové palivo obyčajne prepravujú v špeciálnych transportných kontajneroch firmy a podniky, ktoré vlastní licenciu na prepravu jadrových materiálov.

Primárnym stupňom bezpečnosti pri transporte jadrového paliva je spôsob, akým je balené a zapuzdrené. Závisí najmä od stupňa palivového cyklu materiálu. Jestvuje viacero zásielkových noriem a typov na indikáciu potenciálneho nebezpečenstva transportov jadrových materiálov.

Zásielky typu A sa vyrábajú tak, aby odolali malým nehodám a používajú sa na transport stredneaktívnych materiálov, ako sú nuklidy na medicínske využitie. Bežné priemyselné kontajnery sa používajú pre nízkoaktívne materiály, ako napríklad U_3O_8 .

Zásielky pre vysokoaktívny odpad a vyhorené palivo sú robustné a veľmi bezpečné kontajnery a označujú sa ako zásielky typu B. Obsahujú tiež obaly na odčistenie gama a neutrónového žiarenia i v extrémnych podmienkach. Existuje okolo 150 druhov zásielok typu B.

Menšie množstvá vysokoaktívneho materiálu (zahŕňajúce aj plutónium) sa transportujú lietadlami a označujú sa ako zásielky typu C. Typ C znamená väčšiu ochranu a bezpečnosť ako pri type B.

Zásielky na prepravu jadrového paliva sa navrhujú tak, aby ich integrita vydržala a zostala neporušená pri rozličných podmienkach, ku ktorým by mohlo eventuálne prísť počas prepravy a aby sa zaistilo, že pri nehode to nebude mať vážnejšie následky. Podmienky, proti ktorým sa zásielky testujú sú: oheň, náraz, vlhkosť, dážď, tlak, teplo a chlad.

Od roku 1961 medzinárodná agentúra pre atómovú energiu (IAEA) uverejnila poradné pravidlá pre bezpečný transport rádioaktívneho materiálu. Pravidlá vytvorené v IAEA sa aplikujú v 60 krajinách, ale aj v iných regionálnych a medzinárodných transportných organizáciách. IAEA pravidelne uverejňuje a obnovuje podmienky a revízie pre transport paliva. Na Slovensku je záväzná Vyhláška Úradu jadrového dozoru SR z 13. 10. 1999 „O podrobnostiach prepravy jadrových materiálov a rádioaktívnych odpadov“. Cieľom uvedených pravidiel a noriem je chrániť ľudí a životné prostredie pred vplyvom radiácie počas transportu rádioaktívnych materiálov.

Ochrana sa dosahuje:

- spoľahlivým uzavretím rádioaktívneho obsahu,
- dodržovaním externých radiačných stupňov,
- zabránením poškodenia teplom,
- zabránením kritičnosti.

Základným princípom aplikovaným na transport rádioaktívneho materiálu je, že ochrana závisí od dizajnu zásielky, bez ohľadu na to, ako sa materiál prepravuje.

Transport a skladovanie vyhoreného paliva

Po kampani obsahuje vyhorené palivo 96 % uránu, 1 % plutónia a 3 % štiepných produktov a transuránov. Vyhorené palivo je po vytiahnutí z reaktora intenzívny zdroj ionizujúceho žiarenia. Skladuje sa vo vodných bazénoch vedľa reaktora, kvôli poklesu zvyškového tepelného výkonu a žiarenia. Skladovanie paliva na bloku trvá spravidla minimálne 3 roky. Vyhorené palivo sa ďalej transportuje do dočasného skladu alebo do prepracovateľských závodov. Vyhorené kazety sa prepravujú v zásielkach typu B. Tieto zásielky majú špeciálny obal zo železa alebo z kombinácie olova a železa a môžu vážiť aj cez 100 ton pri prázdnom obsahu. Typický transportný kontajner má kapacitu 6 ton vyhoreného paliva.

Vyhorené jadrové palivo (VJP) je špecifickým druhom rádioaktívneho materiálu a nakladanie s ním patrí medzi najnáročnejšie oblasti jadrovo-energetického komplexu z hľadiska ochrany životného prostredia a ekonomiky palivového cyklu (PC).

Pri nakladaní s VJP rozlišujeme tri fázy:

- krátkodobé skladovanie v bazénoch hlavného výrobného bloku (HVB) (min. 3 roky),
- strednodobé skladovanie v areáli alebo mimo areálu jadrovej elektrárne (JE) (3-50 rokov),
- definitívne uloženie VJP pri otvorenom PC,

Pri uzavretom PC rozlišujeme 6 fáz:

- krátkodobé skladovanie v bazénoch hlavného výrobného bloku (HVB) (min. 3 roky),
- strednodobé skladovanie v areáli alebo mimo areálu jadrovej elektrárne (JE) (nie je nevyhnutné),
- transport VJP a jeho prepracovanie v prepracovateľskom závode,
- výroba MOX, príp. „re-enriched“ UO₂ paliva,
- návrat vysokoaktívnych odpadov z prepracovania a ich strednodobé skladovanie (3-50 rokov),
- definitívne uloženie vysokoaktívnych odpadov.

Transport vyhoreného paliva si vyžaduje zvláštne bezpečnostné opatrenia. Palivo sa prepravuje v špeciálnych kontajneroch chrániacich okolie a personál manipulujúci s palivom pred žiarením. Konštrukcia je dobre prepracovaná a technicky overená. Bezpečnosť a spôsob transportu závisí najmä od vyhorenia a typu paliva.

Bazény skladovania v hlavnom výrobnom bloku a v medzisklade

Projekt jadrovej elektrárne určuje zásadné podmienky a kapacitu pre krátkodobé skladovanie VJP v bazénoch hlavného výrobného bloku (HVB). Všetky typy prevádzkovaných ľahkovodných JE využívajú v prvých rokoch po vyvezení paliva z reaktora mokrý spôsob skladovania. Pomerne vysoký koeficient prestupu tepla na rozhraní kovového povlaku paliva a vody zabezpečuje dobrý odvod zvyškového tepla vyvíjajúceho sa v palive aj po vytiahnutí z reaktora v dôsledku utlmujúcich sa jadrových fyzikálnych procesov. Doba skladovania sa v JE s tlakovodným reaktorom (PWR) pohybuje od 3 do 10 rokov v závislosti od konštrukcie bazénov HVB a podmienok pre ďalšie nakladanie.

Po čiastočnom vychladnutí v bazéne skladovania sa vo svete využívajú dva spôsoby ďalšieho nakladania s vyhorenými palivovými kazetami. Pri prvom spôsobe sú vyhorené palivové kazety prevezené do strednodobého skladu vyhoreného paliva a tam čakajú na definitívne uloženie v úložisku alebo prepracovanie. Typickým strednodobým skladom je medzisklad vyhoreného paliva (MSVP) v Jaslovských Bohuniciach, kde môže byť VJP skladované po dobu až 50 rokov.

Cena za skladovanie závisí od druhu skladovacieho zariadenia (mokrý – suchý medzisklad) množstva a typu paliva, od jeho vyhorenia a technického stavu, poškodenia atď. Všetky tieto faktory určujú technickú náročnosť operácií vykonávaných s VJP pri jeho skladovaní, napr. radiačná ochrana, dodatočné obálky kontajnerov či čistenie a likvidácia kontaminovaného chladiaceho média.

Niektoré krajiny sprísnilo normy na manipuláciu s VJP a jeho transport do MSVP na 5 prípadne viac rokov, s cieľom znížiť radiačnú záťaž personálu na minimum a zvýšiť skladovaciu kapacitu bez dodatočných úprav chladiacich systémov. Druhý spôsob ráta so skladovaním paliva v bazéne VJP pri reaktore a následným prepracovaním a využitím recyklovateľných materiálov v palivovom cykle.

Technológia strednodobého skladovania

V súčasnosti sa pre strednodobé skladovanie VJP používajú dva rôzne spôsoby, ktoré sa prakticky líšia najmä zvoleným chladiacim médiom:

- mokré skladovanie,
- suché skladovanie.

Mokrý spôsob skladovania využíva ako chladiace médium demineralizovanú vodu. K rozvoju tejto metódy skladovania viedli skúsenosti zo skladovania vyhorených palivových kaziet v bazénoch skladovania v HVB. Voda spolu s konštrukciou bazénu dostatočne účinne chráni pred žiarením a zároveň zaisťuje odvod tepla produkovaného vyhoreným palivom. Požadovanú teplotu vody udržiavajú tepelné výmenníky. Z technologického hľadiska je vybudovanie mokrých medziskladov veľmi náročné, pretože sa musí dostatočne zabezpečiť tesnosť skladovacích bazénov (po dobu najmenej 50 rokov) a chladiace médium sa musí priebežne čistiť.

MSVP v areáli EBO využíva mokré skladovanie. Po dobudovaní v roku 1987 slúžilo nielen pre štyri bloky EBO, ale aj na skladovanie VJP z JE Dukovany, ktoré bolo vrátené až po dobudovaní strednodobého skladu v ich lokalite. Po skompaktnení skladovacích bazénov postačí kapacita MSVP pre všetky štyri bloky EBO po celú dobu životnosti. Doterajšia prevádzka a 15-ročné skúsenosti z nej svedčia o bezpečnosti mokrého skladovania a dobrom zvládnutí celej technológie.

Tabuľka 5.3 Využitie rôznych skladovacích technológií v praxi

Spôsob skladovania	Technológia	Dodávatelia	Hlavné rysy	Využitie v krajinách
Mokrú	bazény mokrého skladovania	BNFL SKB SGN	overená technológia, málo modulové a pružné, drahé	Francúzsko, Anglicko, Švédsko, Fínsko, Japonsko, Slovensko
Suché	interakčné betónové systémy (kobky)	SGN, Siemens, GEC/Alstom Vectra	modulové, stredne nákladné, stredne pružné	Anglicko, Holandsko, Maďarsko, Škótsko, Francúzsko, Rusko
Suché	pasívne betónové systémy (kontajnery)	Ontario Hydro Sierra Nuclear	modulové, lacné	Ukrajina, Bulharsko
Suché	kovové kontajnery	GNS NAC TN	pružné a modulové, umožňujúce prepravu, stredne nákladné	Nemecko, Španielsko, Japonsko, Švajčiarsko, Belgicko, Litva, Česká republika

Suchý spôsob skladovania využíva na odvod tepla prirodzené prúdenie vzduchu. Vyhorené palivo je umiestnené v špeciálnych kontajneroch, vyrobených zvyčajne z materiálov s dobrými tieniacimi vlastnosťami (rôzne ocele alebo liatiny, betón). Vzhľadom na svoju konštrukciu sa môžu kontajnery použiť aj na prepravu VJP, môžu byť uložené v uzatvorených betónových stavbách (kobkách, silách) alebo budovách s ľahkou oceľovou konštrukciou, poprípade sa môžu umiestniť aj samostatne na otvorenej ploche. Vyhorené palivo sa nemusí niekoľkokrát prekladať, ale po vyložení z bazénu skladovania HVB sa v kontajneroch môže prepraviť do strednodobého skladu, skladovať potrebnú dobu a ďalej v tých istých kontajneroch prepraviť na miesto konečného uloženia alebo prepracovania. Výstavba suchého skladovacieho zariadenia nie je taká náročná na technológiu, ako je to pri mokrom skladovaní. Oveľa väčšia pozornosť sa venuje konštrukcii kontajnerov na vyhorené palivové kazety, ich

tieniacim a tesniacim vlastnostiam. Kontajner musí dostatočne chrániť okolie pred negatívnymi účinkami ionizujúceho žiarenia.

Pre každý spôsob skladovania VJP existujú rôzne technické riešenia, ktoré sa líšia v závislosti od dodávateľov. Výber konkrétneho spôsobu určujú okolnosti a stratégia príslušnej elektrárenskej spoločnosti. Prehľad využívania rôznych technológií je uvedený v tab. 5.3.

Konečná voľba typu technológie vždy vychádza z kritérií bezpečnosti, nákladnosti a licenčných podmienok každej krajiny. Všeobecné ekonomické výsledky môžu byť zavádzajúce, pretože každý prípad rieši rôzne technické a inštitučné podmienky. Určitá zrejma závislosť existuje od množstva skladovaného VJP. Malé modulové systémy, napr. kontajnery sa ukazujú ako ekonomicky výhodnejšie pre jednotlivé jadrové elektrárne s potrebou skladovania 200 až 400 t VJP. V prípade celoštátnych projektov s potrebou uskladniť väčšie množstvo paliva (5 až 10 tisíc ton), môže byť prijaté iné riešenie. Pre veľké množstvá paliva cena skladovania jednotkového množstva v bazénoch mokrého skladovania a suchých kobkách klesá a stáva sa ekonomicky výhodnejšia.

5.9 Prepracovanie paliva

Prepracovanie v sebe zahŕňa znovuzískanie plutónia a uránu z vyhoreného paliva a jeho ďalšie spracovanie. Ide tu o separáciu uránu a plutónia od ostatných štiepných produktov a aktinoidov. Získaný urán môže byť ďalej obohatený a použitý ako nové palivo alebo spolu s plutóniom použitý na výrobu MOX paliva. Takýmto spôsobom môže byť okolo 30 % potenciálnej energie z počiatočného paliva znovu využitých v tepelných alebo rýchlych reaktoroch. Technologické operácie v prepracovateľských závodoch sa vykonávajú výlučne s diaľkovým ovládaním a s adekvátnymi bezpečnostnými opatreniami proti radiácii. Pri prepracovaní sa palivové kazety rozrežú a vložia do kyseliny dusičnej, čo spôsobí, že palivo sa rozpustí v kyseline a oddelí sa od zirkóniového povlaku, ktorý je chemicky stály. Roztok uránu, plutónia, iných aktinoidov a štiepných produktov sa potom chemicky spracuje sériou stupňov potrebných na získanie zmesi nitrátu plutónia a uránu vysokej chemickej čistoty. Odpadový materiál (aktinoidy, štiepne produkty a nechcené nečistoty) sú skladované ako vysoko rádioaktívna zmes vo vode v boxoch s dvojitou stenou z nehrdzavejúcej ocele pred ďalším použitím. Separované nitráty uránu a plutónia sa ďalej spracúvajú. Urán sa môže konvertovať na UO_2 a zmiešať so štiepnym materiálom a použiť na výrobu nového paliva alebo konvertovať na UF_6 a znovu obohatiť na príslušnú hodnotu obohatenia. Plutónium sa konvertuje na PuO_2 a môže sa buď skladovať alebo použiť spolu s UO_2 na výrobu MOX paliva pre tepelné alebo rýchle reaktory.

Recyklácia plutónia

Plutónium možno použiť ako MOX palivo do tepelných reaktorov ako PWR alebo BWR, alebo aj v rýchlych reaktoroch. Môže sa použiť aj v AGR. Prvé použité MOX palivo bolo aplikované v Belgicku na PWR na demonštračné účely pred takmer 40 rokmi. Použitie MOX paliva spôsobuje zmeny neutrónových charakteristík reaktora, ktoré sa musia zohľadniť pri jeho prevádzke. V bežných LWR reaktoroch najväčší podiel MOXu, ktorý možno použiť, je približne 50 %. V budúcnosti bude možné navrhnuť LWR, ktoré budú schopné pracovať aj so 100 %-ným MOX palivom. Množstvo izotopov s vyšším účinným prierezom absorpcie neutrónov narastá s hodnotou vyhorenia paliva. Rozpad izotopu ^{238}Pu produkuje značné množstvá tepla a neutrónov a je jeden z faktorov ovplyvňujúcich cenu za výrobu, transport a skladovanie PuO_2 a MOX paliva. Produkcia plutónia sa končí, keď je palivo vyvezené z reaktora. Od tej doby sa stáva rádioaktívny rozpad jedným z kritických faktorov v plutóniovom reťazci kvôli produkcii množstva štiepných izotopov a gama žiarenia, ktoré sťažujú manipuláciu s MOX palivom a jeho prepracovanie sa stáva ekonomicky náročnejšie. V roku 1989 NEA odporučila limity založené na praktickej skúsenosti skladovania materiálu s obsahom plutónia. Maximálne doby skladovania pre PuO_2 prášok, MOX palivové prútky a čerstvé MOX kazety sú 2 roky,

10 až 13 rokov a 13 až 20 rokov. Vo všeobecnosti sa uvažuje aj so skladovaním medzi prepracovaním a fabrikáciou MOX paliva, ale zväčša ide o krátkodobé skladovanie. Nové závody na prepracovanie, ako napr. francúzsky MELOX, umožňujú použitie aj starších plutóniových práškov (5 až 6 rokov po prepracovaní). Príčinou je zvýšená automatizácia a lepšia ochrana personálu. Ak treba získať väčšiu flexibilitu, môžeme prečisťovať staré plutónium na požadovanú hodnotu čistoty. Závody MOX druhej generácie, ako napr. závod v Sellafielde, budú môcť pracovať aj so starším plutóniovým práškom z paliva s vysokým vyhorením (10 – ročné plutónium z 60 GWd.tTK⁻¹).

Recyklácia uránu

Súčasný ekonomicky stav na trhu uránu obmedzuje záujem v prepracovaní uránu i keď sú krajiny, v ktorých nepretržite prebieha vývoj technológií na prepracovanie paliva. V nedávnej minulosti sa ako nádejná technológia spracovania vyhoreného jadrového paliva ukazovala technológia ADTT (Accelerator Driven Transmutation Technology), ktorá umožňovala výraznú redukciu objemu rádioaktívnych nuklidov. Časť vyhoreného paliva, najmä z JE typu PWR, sa recykluje pomocou MOX technológií (mixed oxide U + Pu). Technologicky zvládnutá je i recyklácia paliva v reaktoroch FBR.

Odpady z prepracovania

Proces manipulácie odpadu z prepracovania dokonale zvládli a overili vo viacerých krajinách. Odstránením plutónia a uránu pri prepracovaní sa redukuje objem vysokoaktívneho odpadu. Na druhej strane rastie objem nízko a stredneaktívneho odpadu. Čo sa týka technológie spracovania tohto odpadu, objem odpadu má klesajúci charakter s časom. Navyše vo viacerých krajinách sa realizujú rôzne programy na minimalizáciu tohto odpadu. Odpady možno rozdeliť do niekoľkých kategórií.

Procesný odpad

Ide najmä o odpad pozostávajúci zo štiepných produktov a aktinoidov, ktoré reprezentujú okolo 99 percent z celkovej rádioaktivity vyhoreného paliva. Tieto produkty sú zasklievané podľa známej technológie už od roku 1978. Objem vitrifikovaného vysokoaktívneho odpadu (VHLW) je len 115 l/tTK. Druhotný zdroj tohto odpadu pochádza z rúrok a armatúr potrubia. Tento odpad je uložený do betónu a označuje sa ako ILW (stredne rádioaktívny odpad).

Prepracovacie závody zaťažujú životné prostredie veľmi nízko aktívnymi plynnými a kvapalnými odpadmi, vzniknutými počas rozličných etáp prepracovania. Hodnoty radiácie tohto druhu odpadu sú prísne monitorované čo má za následok zvýšenie ceny za túto položku.

Technologický odpad

Tento odpad vzniká pri prevádzke prepracovateľského závodu:

- použité náradie a časti zariadení,
- degradované rozpúšťadlá,
- tuhý odpad (rukavice, odev atď.),
- kovové sudy s malým množstvom kontaminácie.

Ide o tekutý a tuhý odpad. Tekutý odpad je koncentrovaný a uložený do bitúmenu (ILW) alebo je chemicky prepracovaný na tuhý odpad. Tuhý odpad je uložený do betónu (ILW) alebo zabalený do sudov (LLW).

Spracovanie odpadu

Podľa príslušných opatrení vitrifikovaný vysokorádioaktívny odpad skladovaný v medzisklade po niekoľko desaťročí, počas ktorých sa hodnota tepelného a radiačného výkonu zmenšila pod stanovenú hodnotu, možno transportovať a uložiť do hlbinného úložiska. Matrica zo skla, v ktorej je uložený vysokorádioaktívny odpad, metóda zapuzdrenia a geologické miesto na uloženie a izolovanie vysokorádioaktívneho materiálu od biosféry sú starostlivo vybrané a preskúmané, aby pri skladovaní bola zaistená bezpečnosť počas dlhodobej prevádzky.

Definitívne uloženie – hlbinné úložisko

Vo svete je všeobecne akceptovaný názor, že pre definitívne uloženie sú vhodné jedine úložné priestory budované v hlbinných geologických formáciách, pri ktorých je vysoká pravdepodobnosť, že nedôjde ku zmenám zistených geologických vlastností a hydrogeologických pomerov v časovom období určenom v bezpečnostných rozboroch (najčastejšie 10^4 – 10^5 rokov). Tento prístup je v mnohých krajinách už rozpracovaný, doložený bezpečnostnými rozbormi a výsledkami skúšok v podzemných laboratóriách (napr. fy ASEA vo Švédsku). Je to spôsob, ktorý vyhovuje kritériám na ochranu človeka a životného prostredia nielen v súčasnosti, ale s ohľadom na dlhodobú existenciu rádionuklidov aj v ďalekej budúcnosti. V súčasnosti neexistujú technické prekážky definitívnemu ukladaniu rádioaktívneho odpadu, hľadá sa však ekonomicky optimálne riešenie.



Návrat z acrobat readera -  (zatvorením okna)

6 FÚZIA JADIER, REAKTOR ITER

ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor) bude prvé zariadenie na báze fúznej technológie, ktoré bude slúžiť na produkciu tepelnej energie na úrovni komerčnej jadrovej elektrárne. ITER je experimentálny fúzny reaktor založený na koncepte „tokamak“- toroidálna konfigurácia magnetického poľa, v ktorej by mali byť vytvorené a trvalo udržiavané podmienky pre kontrolovateľné fúzne reakcie.

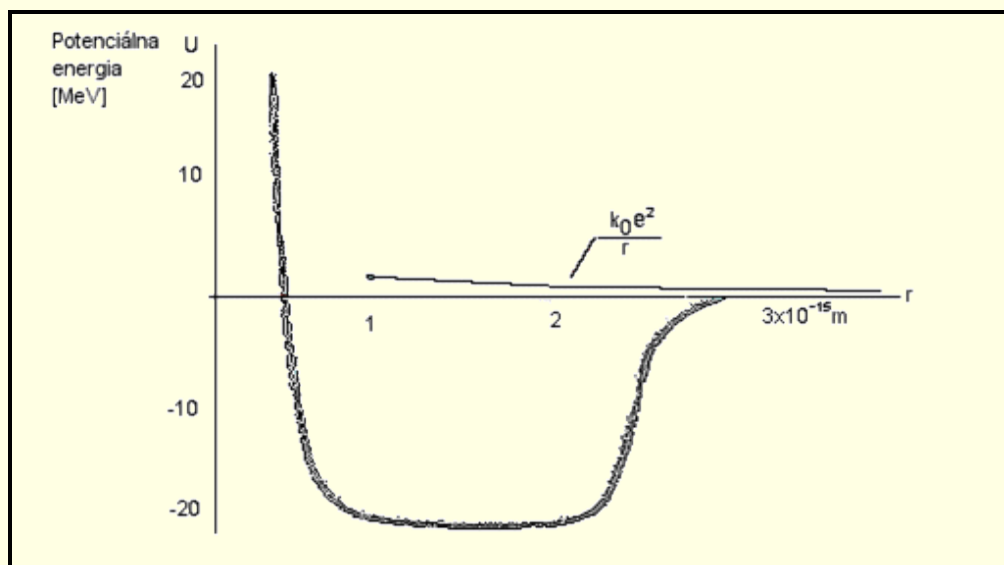
Elektrárň na báze fúznej technológie získava energiu spájaním atómových jadier. V podmienkach na Zemi sa tento proces najľahšie dosahuje s izotopmi vodíka, deutériom a trícium. Ich spájaním do jadra hélia sa uvoľňujú neutróny a veľké množstvo energie: z jedného gramu paliva (extrémne úzky ionizovaný plyn) sa uvoľní 90 000 kilowatthodín energie. Pre porovnanie, v tepelnej elektrárni je potrebné na dosiahnutie rovnakej energie 11 ton uhlia.

Koncom júla 2001 boli predložené plány stavby ITER v správe „Final Design Report“. Podstatné komponenty sú už ako prototypy vyhotovené a testované. V súčasnosti sa hľadá na základe špeciálnych požiadaviek vhodné miesto výstavby. Do úvahy prichádzajú krajiny Kanada, Francúzsko a Japonsko.

V rámci prípravy výstavby ITERu sa spracúvajú ťažiskové témy z hľadiska materiálového výskumu, trícium-technológií, supravodivých magnetov a bezpečnej prevádzky. V roku 2020, na základe úspešnej prevádzky ITER, sa majú prijať plány zavedenia fúznej elektrárne do systému dodávky elektriny v podobe reaktora DEMO.

6.1 Fúzna reakcia

Jadrá atómov sú veľmi stabilné útvary. Na ich rozbitie je potrebná veľká energia. Z toho usudzujeme, že jednotlivé nukleóny (častice jadra) sú v nich viazané veľkými silami, ktoré spôsobujú, že väzbová energia jadier je veľmi veľká.



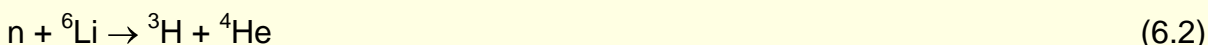
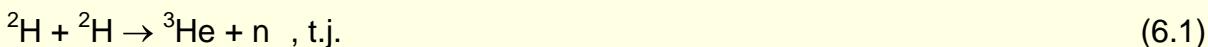
Obr. 6.1. Závislosť potenciálnej energie od vzdialenosti pre systém nukleón – nukleón.

Jadrové sily majú zaujímavé vlastnosti: ich potenciál zodpovedá priebehu na obr. 6.1 v prípade, že spiny nukleónov sú paralelné. Ak sú však antiparalelne orientované, tak jadrová sila je dvojnásobne slabšia. Jadrové sily majú krátky dosah $\sim 10^{-14}$ m. V jadre deutéria sú protón a neutrón viazané

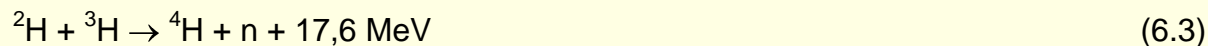
energiou 2,23 MeV (tzv. väzbová energia), to znamená, že stredná väzbová energia je 1,1 MeV (na nukleón).

Dve ľahké jadrá majú väčšiu hmotnosť (alebo pokojovú energiu), ako jadro dané ich sumáciou. Ak ich spojíme, tak konečné jadro má menšiu hmotnosť a rozdiel hmotností sa prejaví uvoľnením energie. Ak napr. spojíme dva deuteróny do atómu hélia, tak pokojová energia héliového jadra je o 24 MeV menšia ako deuterónov, t. j. ich spojením sa uvoľní fúzna energia 24 MeV. Veľkou prekážkou pri získavaní energie fúznou technológiou je Coulombovské odpudzovanie súhlasne nabitých jadier. Elektrostatické odpudzovanie dvoch deuterónov pri izbovej teplote nedovoľuje, aby sa priblížili na dosah jadrovej sily $\sim 10^{-14}$ m. Veľkosť elektrostatickej potenciálovej steny, keď sa dva deuteróny musia priblížiť na vzdialenosť 10^{-14} m, aby jadrová sila prekonala odpudivú elektrostatickú silu, je 0,14 MeV. To je 0,07 MeV na deuterón. Z predchádzajúceho plynie, že minimálne teplota $5,6 \cdot 10^8$ K je potrebná na prekonanie elektrostatickej potenciálovej steny (s uvážením možnosti tunelového javu sa teplota redukuje na hodnotu $\sim 5 \cdot 10^7$ K).

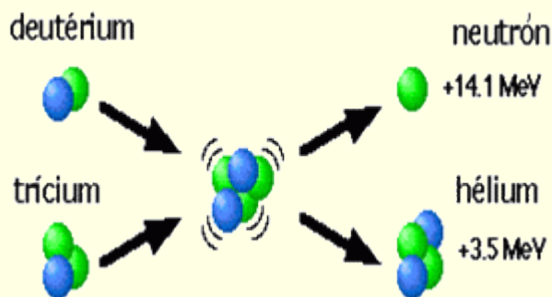
Namiesto tekutého deutéria sa používa zlúčenina LiH, izotopy ^6Li a ^2H (deutérium). Izotop ^6Li absorbuje neutróny, ktoré sa pri nasledujúcej reakcii uvoľňujú:



Vznikajúce trícium ^3H sa využije v nasledujúcej reakcii:



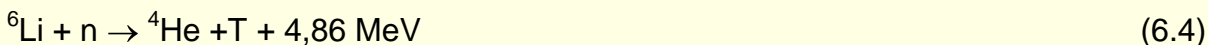
V konečnom dôsledku sa ^6Li a ^2H „spáli“, tvoria sa ^3H , ^4He a neutróny. Ak sa raz táto termonukleárna reakcia „zapáli“, tak pritom uvoľnená energia stačí na to, aby sa udržala dostatočne vysoká teplota, pokiaľ sa východiskový materiál „nespáli“ (princíp vodíkovej bomby).



Obr. 6.2.

Deutérium (protón + neutón), tiež nazývaný ťažký vodík, sa vyskytuje vo veľkej miere v prírode (30 g/m^3 vo vode).

Trícium (protón + 2 neutróny) je nestabilné s dobou polpremeny 12,3 roka. Premieňa sa na ^3He vyžiarením nízkoenergetickej beta častice s priemernou energiou 5,7 keV, v prírode sa nachádza v množstve asi 10 kg v hornej časti atmosféry, vo voľnej prírode sa nevyskytuje a preto sa bude musieť vyrábať. Vo fúznom reaktore sa počíta so samozásobovaním trícia. Neutróny vznikajúce pri reakcii budú prechádzať v nádobe reaktora cez tzv. blanket, kde budú absorbované. Blanket obsahuje lítium, ktoré sa bude meniť na trícium a hélium, a tým zásobovať reakciu palivom:



Lítium, ^6Li , at. hmotnosť 6,94, je najľahší spomedzi kovov, má približne polovičnú hustotu ako voda, nevyskytuje sa samostatne v prírode. Prírodné lítium (92,5 % ^7Li a 7,5 % ^6Li) sa v dostatočnom

množstve nachádza v mineráloch a horninách zemskej kôry (30 ppm), v riekach (3 ppm) a v oceánoch (0,18 ppm).

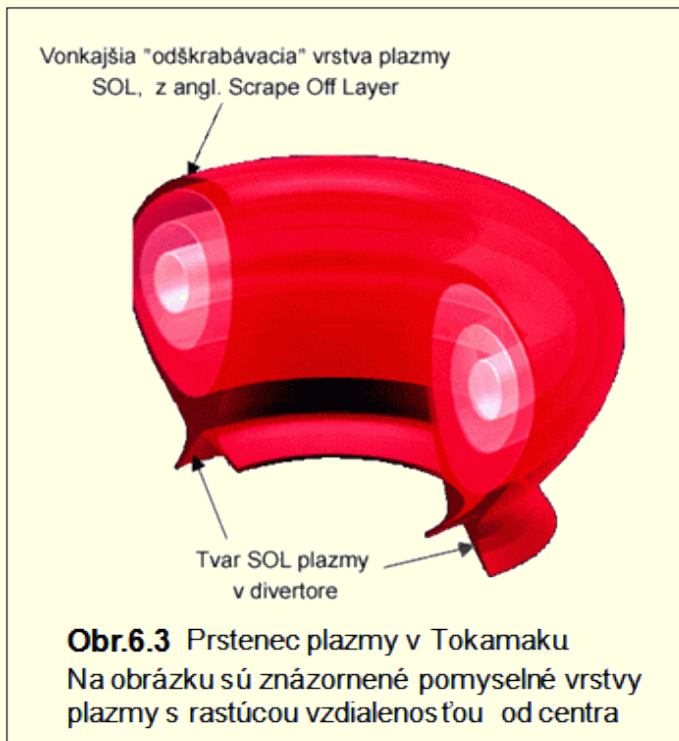
Aby bolo možné získať využiteľnú energiu z procesu jadrovej fúzie, musia byť termonukleárne reakcie kontrolovateľné. Preto bolo potrebné nájsť riešenia na dosiahnutie vysokých teplôt a ich udržanie. Jeden z vystupujúcich problémov bolo udržať plyn alebo plazmu pohromade, aby sa steny nádoby reaktora neroztavili. Riešením sú silné magnetické polia, ktoré udržujú plazmu vzdialenú od stien nádoby reaktora. Výhodami termonukleárnej elektrárne sú menšia rádioaktivita, pretože produktom nie je rádioaktívny odpad, účinnosť je 6 – krát väčšia ako účinnosť štiepnej reakcie. Okrem toho existuje neobmedzená zásoba deutéria vo vodách morí a oceánov.

Podmienky fúzie s kladnou energetickou bilanciou

Pre energetické využitie fúzie musí byť dosiahnutá rovnováha medzi výkonom uvoľňovaným fúziou a výkonom slúžiacim na ohrev paliva. Táto rovnováha ($Q = 1$) sa nazýva Lawsonovo kritérium. Pre zlučovanie musí byť splnená podmienka:

$$n t_E > 10^{20} \text{ [m}^{-3} \text{ s]} \quad (6.6)$$

kde n je počet častíc v 1 m^3 paliva (hustota plazmy) a t_E je doba udržania plazmy. Pri experimentálnom reaktore je snaha o hodnotu Q na úrovni okolo 10, pri ktorej fúzna reakcia ešte nedosiahla samoudržiavací stav (ignition), ale je potrebné reakciu jemne energeticky „dotovať“, a tým sa plazma bude dať citlivo ovládať.

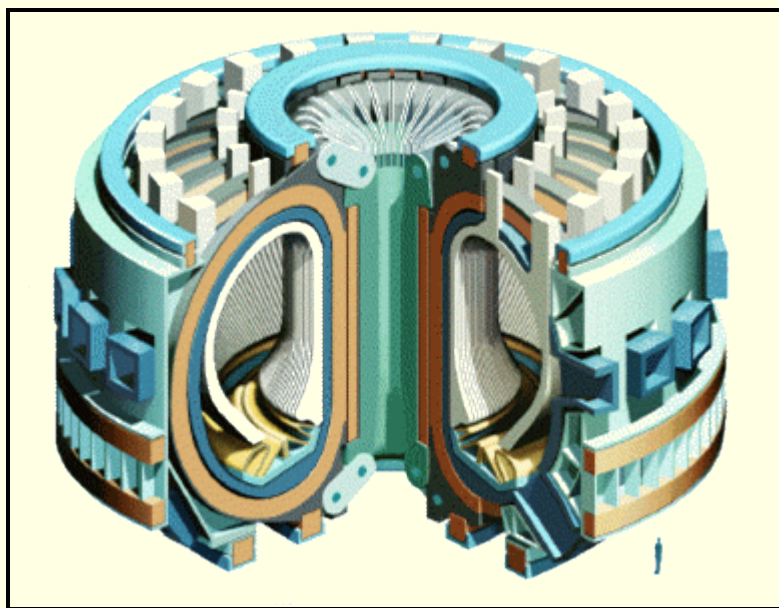


Reaktor typu Tokamak

Najďalej pokročil výskum v oblasti magnetických pascí typu Tokamak. Slovo Tokamak je odvodené od ruského slova - *toroid-kamera-magnit-katuška* – čo znamená toroidná komora a magnetické vinutie.

Názov reaktora veľmi dobre vystihuje podstatu udržania častíc okolo osi prstenca s vákuovou medzerou oddelujúcou plazmu od stien. Magnetické cievky, ktoré obopínajú svojimi závitmi toroidnú vákuovú komoru, vytvárajú silné toroidné magnetické pole. Vákuová komora, teda plazma predstavuje sekundárny závit veľkého transformátora. Elektrický prúd (rádovo milióny ampérov), indukovaný do plazmy z primárneho vinutia transformátora zohreje plazmu na rádovo stovky miliónov stupňov potrebných na zapálenie fúznej reakcie. Teplota potrebná na zapálenie reakcie (prekonanie elektrostatických odpudivých síl) je daná energiou deuterónu. Tento elektrický prúd zároveň generuje z jednoduchého toroidného magnetického poľa „magnetickú nádobu“. Výsledné pole je totiž špirálové a magnetická siločiar, ktorá opisuje celý magnetický povrch, sa elektricky nabitým časticiam nedovoľuje príliš vzdialiť.

Výskum v tejto oblasti sa vo svete začal už v dvadsiatych rokoch minulého storočia, ale bol určený pre vojenské účely, a preto bol utajovaný až do roku 1958.



Obr. 6.4.
Rez nádobou
vo fúznom reaktore ITER

Fúzny reaktor ITER

V roku 1992 bola podpísaná medzinárodná zmluva o spolupráci medzi Ruskom, Japonskom, Európou a USA o ďalšom veľkom kroku pri vývoji fúzných technológií o projekte ITER (medzinárodný termonukleárny experimentálny reaktor, obr.6.4). Poslaním projektu ITER je preukázať schopnosť vedy a techniky využiť energiu fúzie, bezpečnosť tejto technológie a jej šetrnosť k životnému prostrediu. ITER bude demonštrovať riadené zapálenie reakcie a výťažok energie, spojenie základných technológií do integrovaného systému. Zaisť testovanie kľúčových súčastí, ktoré sú dôležité pri použití fúzných reakcií ako praktického zdroja energie. ITER bude prvý experimentálny fúzny reaktor (výroba elektrickej energie nie je jeho primárna úloha). Objem bude približne 837 m³. Reaktor bude produkovať asi 410 MW fúznej energie (energia generovaná fúznymi reakciami v plazme).

ODPORÚČANÁ LITERATÚRA

1. CIRÁK, J. a kol.: *Pyramída - Jadrová energia a-z*. Obzor, Bratislava 1989
2. SLUGEŇ, V. – KOVÁČZ, Z. – HINCA, R.: *Bezpečnosť a spoľahlivosť jadrových elektrární*. Skriptá FEI STU, ISBN 80-227-0841-0, 1996
3. BEČVÁŘ, J. a kol.: *Jaderné elektrárny*. SNTL/ALFA, 1981
4. CAMERON, J. R.: *Nuclear fission reactors*. Plenum Press, New York, 1982
5. OVČINIKOV, J. a kol.: *Prevádzkové režimy VVER*. Atomizdat, Moskva, 1977
6. VON OLDEKOPF, W. a kol.: *Druckwasserreaktoren für Kernkraftwerke*. Karl Tieming Verlag, München 1979
7. HEŘMANSKÝ, B.: *Jaderné reaktory*, SNTL Praha 1981
8. HAŠČÍK, J.: *Jadrové reaktory*. Učebné texty pre postgraduálne rekvalifikačné štúdium. FEI STU, Bratislava 1997
9. SLUGEŇ, V. – LIPKA, J – HAŠČÍK, J. – NEČAS, V. – PAVLOVIČ, M.: *Jadrovoenergetické zariadenia I*. Skriptá FEI STU, ISBN 80-227-2101-8, 2004
10. SLUGEŇ, V. – MIKIOŠ, M. – KRŠJAK, V. – BALLO, P. VETERNÍKOVA, J. – HINCA, R.: *Vysokoteplotné reaktory*. ISK Senec, ISBN 80-88682-68-1, 2006
11. FLOREK M. *Základy neutrónovej fyziky a fyziky štiepenia*, Elektronická učebnica, FMFI UK, 2008
12. Šáro Š. *Úvod do fyziky jadrových reakcií*. Elektronická učebnica, FMFI UK, 2008

SÚHRN

Jadrová energia je kľúčovým kameňom v dodávkach elektriny vo svete. K svetovej výrobe elektriny prispieva približne 17 % (uhlie 38 %, plyn 17 %, ropa 10 %, rieky 18 %). Na výrobu elektriny využíva jadrovú energiu 31 krajín sveta vrátane všetkých hlavných priemyselných krajín (USA, Japonsko, Nemecko, Francúzsko, Veľká Británia) a veľké rozvojové krajiny (napr. Čína, India, Brazília, Mexiko). V prevádzke je v súčasnosti 444 jadrových energetických blokov, ktoré ročne produkujú 2300 TWh elektriny. S 39 blokmi vo výstavbe sa pre najbližšiu budúcnosť očakáva trvalý rast.

Počas viac ako 30 rokov komerčného využívania preukázala jadrová energia schopnosť dodávať energiu za konkurenčné ceny a pomoc pri znižovaní uhlíkovej náročnosti systémov dodávania energie. Súčasné predpovede výroby jadrovej elektriny dávajú široké rozpätia možných príspevkov. V porovnaní so súčasnými úrovňami produkcie najvyšší variant predpokladá zvýšenie výroby jadrovej energie z 2300 na 12000 TWh za rok. V druhej polovici nášho storočia sa potenciál jadrovej produkcie môže ďalej zvýšiť štvornásobne. Existuje teda veľká možnosť, aby jadro ďalej prenikalo na trhy s elektrinou.

V kombinácii s nízkonákladovými obnoviteľnými zdrojmi (napr. vodou) môže jadrová energia predstavovať bezuhlíkový alebo nízkouhlíkový systém dodávania elektriny, ktorý je technicky realizovateľný a má perspektívu, ktorú si bude môcť dovoliť veľa krajín sveta. Elektrina sa tým stane stále atraktívnejším zdrojom pre koncovú spotrebu, ak sa očakávajú podstatné obmedzenia výпустí CO₂. Výrobou 10 000 TWh jadrovej energie ročne sa zabráni vypúšťaniu 7600 miliónov ton oxidu uhličitého.

Okrem možnosti uplatnenia na trhoch s elektrinou by jadrová energia mohla mať ďalšie prínosy aj v týchto oblastiach:

- výroba tepla z jadra pre trhy s nízkopotenciálnym teplom,
- výroba tepla a pary z jadra pre priemyselné aplikácie,
- výroba vodíka pomocou jadrovej energie pre zásobovanie sektora dopravy (vodík ako bezuhlíkový

nosič energie vyrobený na základe bezuhlíkových primárnych zdrojov energie by mohol predstavovať dôležitý príspevok pre znižovanie emisií oxidu uhlíka zo sektora dopravy).

Jadrová energia by teda mohla mať dôležitú úlohu vo všetkých oblastiach využívania energie, ktoré by boli veľmi zaujímavé v prípade výrazných požiadaviek na znižovanie CO₂. Bude aj naďalej kľúčovým prvkom svetovej energetiky, pretože:

- Jadrová energetika v minulosti prispievala k vyrovnanejšiemu energetickému súboru pre zníženie závislosti od uhľovodíkových palív.
- Jadrová energetika bude aj naďalej kľúčovým prvkom svetovej energetiky s veľkým potenciálom dodávok.
- Súčasné extrapolácie emisií skleníkových plynov naznačujú, že svetový globálny klimatický systém bude výrazne škodlivo postihnutý zvyšujúcim sa používaním uhľovodíkových palív.
- Zlepšovanie účinnosti a ďalšie úsilie o rozvoj a využívanie obnoviteľných zdrojov energie samo osebe nestačí na zabezpečenie ekonomického rozvoja a na obmedzenie globálnych klimatických zmien.
- Jadrová energia je konkurencieschopnou formou výroby elektrickej energie v základnom zaťažení.
- Externé náklady jadrovej energie sú malé v porovnaní s jej výrobnými nákladmi a v porovnaní s uhľovodíkovými palivami.
- Odhady externých nákladov výroby elektriny na báze uhlia z hľadiska klimatických zmien naznačujú, že externé náklady môžu byť ešte vyššie ako výrobné.
- Jadrová energetika je vysoko nákladovo účinný prostriedok pre kontrolu emisií CO₂ z výroby elektriny.
- Jadrová energia kombinuje ekonomickú, klimatickú a environmentálnu príťažlivosť tým, že predstavuje systém dodávania elektriny s nízkou spotrebou uhlíka ako prakticky realizovateľný cieľ, ktorý si môže ekonomicky dovoliť veľký počet krajín vo svete. Môže teda predstavovať dôležitý príspevok k vyrovnanejšiemu súboru energetických zdrojov.

Veľa odpadov z palivových reťazcov výroby elektriny obsahuje rádioaktívne alebo nerádioaktívne (chemicky jedovaté) kontaminanty, ktoré by mohli mať škodlivé účinky na zdravie človeka a na životné prostredie. Aj odpad z konvenčných elektrární obsahuje veľké množstvo rádioaktívnych materiálov. Napríklad hmotnostná aktivita popola z uhoľných elektrární môže dosiahnuť 25 kBq/kg s intenzitou tvorby 61 mil. ton za rok iba v samotných USA.

Jadrová energetika ponúka výrazné environmentálne výhody, lebo množstvo odpadov v pomere k vyrobenej energii je malé. Toto malé množstvo umožňuje použiť takú stratégiu separácie odpadov, keď celý proces, od jadrového štiepenia cez úpravu až po uloženie odpadov je v podstate izolovaný od životného prostredia. Likvidácia odpadov z uhľovodíkových palív postupuje inou stratégiou – rozptylom – vzhľadom na veľké množstvá plyných a tuhých odpadov, čo je v príkrom protiklade k jadrovým odpadom. Do životného prostredia sa uvoľňuje veľké množstvo odpadov so širokým rozsahom toxických prvkov, ktoré zostávajú jedovaté trvalo bez akejkoľvek praktickej alternatívy.

Ročný objem jadrových odpadov vyprodukovaných európskym jadrovým priemyslom predstavuje menej ako 1 % priemyselných toxických odpadov a rádioaktivita týchto odpadov bude trvalo klesať. Približne 90 % týchto odpadov sú krátkožijúce a nízkoaktívne, ich rádioaktivita do 300 rokov poklesne prakticky na prírodnú úroveň. Pre zvyšných 8 až 10 %, obsahujúcich najmä vysokoaktívne materiály, sa veľká väčšina z rádioaktívnych nuklidov – produktov štiepenia – premení počas niekoľko sto rokov. Celkové emisie CO₂ z jadrovej energie sú takmer nulové, čo preukazuje vynikajúce klimatické charakteristiky tejto technológie.

- Atmosférické emisie iných škodlivín z jadra sú zanedbateľné v porovnaní s uhľovodíkovými technológiami.

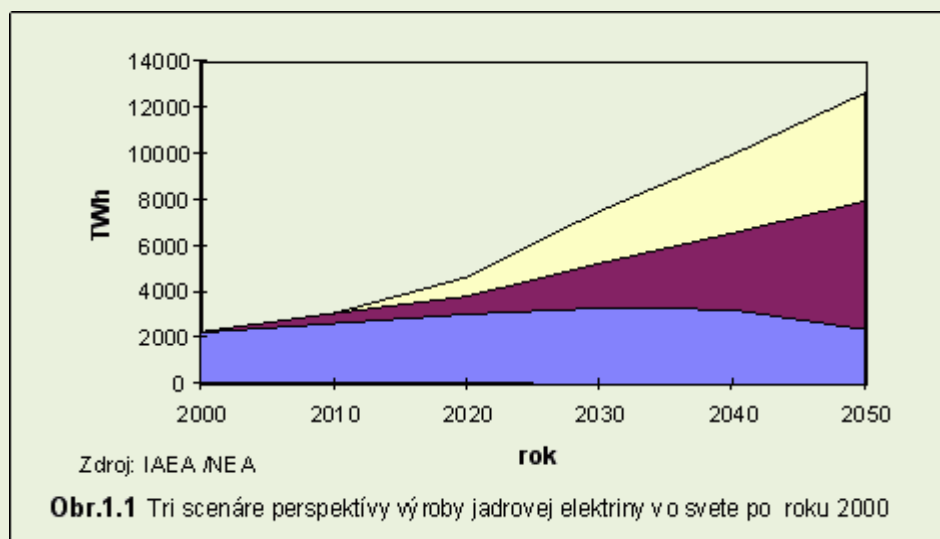
- Celkové materiálové požiadavky a celkové energetické požiadavky jadrovej energie ukazujú racionálne využívanie obmedzených zdrojov v porovnaní s inými elektrickými technológiami, osobitne s energiou vetra a z fotoelektrických článkov.

Odhady zdravotného rizika, vrátane rizika z ťažkých havárií naznačujú, že jadrová energetika, ak je vybudovaná a prevádzkovaná podľa súčasných bezpečnostných noriem, je spojená s veľmi malými zdravotnými účinkami, ktoré sú v dolnom rozsahu zdravotných rizík energetických systémov.



Návrat z acrobat readera -  (zatvorením okna)

Perspektíva výroby jadrovej elektriny



Návrat z prílohy pomocou: Alt + ←

Prírodný jadrový reaktor

V súčasnej dobe prírodný urán obsahuje len 0,72% štiepatel'ného izotopu ^{235}U a jeho obsah je príliš nízky, aby štiepna reťazová reakcia prebiehala v prírodných podmienkach. V jadrových reaktoroch moderovaných vodou sa musí použiť slabo obohatený urán.

V dôsledku rôznej doby polpremeny obidvoch izotopov (^{238}U a ^{235}U) izotopové zloženie uránu v minulosti bolo iné, než je teraz. Pred 2 miliardami rokov v prírodnom uráne bolo až 3 % štiepneho izotopu ^{235}U . Pri takomto izotopovom zložení mohla v bohatých náleziskách prebiehať reťazová reakcia, ak k horninám, v ktorých sa nachádza urán, mala prístup voda, ktorá plnila úlohu moderátora.

Donedávna o tejto možnosti nikto reálne neuvažoval, pokiaľ ju nevyslovili vedeckí pracovníci Francúzskej komisie pre atómovú energiu. Pri skúmaní izotopového zloženia vzoriek uránu z bani Oklo v Gabune zistili zarážajúci výsledok. Hoci vo vzorkách uránu pochádzajúcich z rôznych oblastí sveta izotopové zloženie je rovnaké s presnosťou 0,1 %, vo vzorkách uránu z Oklo je odlišnosť až 40 %. Anomáliu v izotopovom zložení M. Neully s kolektívom objasňujú tým, že pred 1,7 miliardou rokov v tomto nálezisku vznikli podmienky na uskutočnenie reťazovej reakcie, vytvoril sa prírodný reaktor.

Vysoká koncentrácia izotopu U235 a uloženia v pórovitých horninách vytvorili priaznivé podmienky pre vznik reťazovej štiepnej reakcie. Voda, ktorá po dažďoch zaplavila ložisko, slúžila ako moderátor podobne ako v dnešných jadrových reaktoroch. V Okle, kde sa dnes ťaží urán pre energetické potreby, sa dosiaľ narazilo na 16 reaktorových oblastí o priemere jeden meter. Výkon každého reaktoru dosahoval 100 kW; jeho energia by stačila na prevádzku približne dvesto domácností. Každý cyklus spúšťania a vyhasnutia trval podľa Alexa Meshnika z Washingtonovej univerzity v americkom St. Louis 2,5 hodiny. Prírodné reaktory, ktorých činnosť nevedomky zopakoval Enrico Fermi v roku 1942 v Chicagu, pracovali plných 150 tisíc rokov.

Autori svoju hypotézu podopierajú nasledujúcimi faktami:

1. Vek hornín, určený pomocou rádioaktívneho stroncia, je 1740 miliónov rokov. Geologické podmienky v skúmanej oblasti dovoľovali vode ľahko preniknúť k horninám. Tým sa vytvorili analogické podmienky ako v súčasných ľahkovodných reaktoroch. Štiepny izotop ^{235}U postupne vyhárал a urán z bani Oklo teraz obsahuje menej tohto izotopu.
2. Ak prebiehala reťazová reakcia, tak izotopové zloženie tých prvkov, ktoré vznikajú pri štiepení uránu, bude odlišné od svojho normálneho stavu. Analýza 7 izotopov prvku Nd plne potvrdzuje hypotézu.
3. Reťazová reakcia je sprevádzaná neutrónmi. Pri pohltení neutrónu sa jeden izotop mení v iný. Výskum izotopového zloženia takých prvkov ako sú Eu a Sm ukázal, že obsahujú menej toho izotopu, ktorý silne pohlcuje neutróny.
4. Pozorované zmeny sú tak značné, že ich mohol vyvolať len veľmi intenzívny neutrónový tok. V nálezisku Oklo reťazová reakcia prebiehala preto, lebo horniny sú bohaté na urán. Práve v najbohatších horninách, ktoré obsahovali 38 % uránu, je najmenej štiepneho izotopu (len 0,4400%).



Hustota spomalenia a vek neutrónov.

V reálnom množivom prostredí vznikajú rýchle neutróny so strednou energiou okolo 2 MeV. Najprv v nepružných a potom v pružných zrážkach strácajú svoju energiu. Kvôli zjednodušeniu uvažujeme len pružné zrážky a sledujeme osud "priemerného" neutrónu. Z pôvodnej počiatkovej energie E_0 , po vykonaní n zrážok, jeho energia poklesne na hodnotu E . V časti 9.1 skrípt „Základy neutrónovej fyziky a fyziky štiepenia“ bol odvodený vzťah /9.12./ určujúci priemerný počet zrážok nevyhnutných na spomalenie neutrónu s energie E_0 do energie E

$$n(E) = \frac{\ln E_0 - \ln E}{\xi} \quad /1/$$

Keď stredný logaritmický dekrement energie ξ má malú hodnotu (napr. hmotnostné číslo moderátora je veľké), na zmenšenie energie je potrebný veľký počet zrážok a skokovú zmenu energie môžeme zameniť spojitou funkciou. Podľa „modelu spojitého spomaľovania“ za dobu dt neutrón prejde dráhu $v dt$ a na tejto dráhe vykoná $v dt / \lambda_s$ zrážok (λ_s je stredná voľná dráha pre rozptyl), pri ktorých jeho energia poklesne o hodnotu

$$-d(\ln E) = -\frac{dE}{E} = \frac{v dt}{\lambda_s} \xi = v \xi \langle \Sigma_n \rangle dt \quad /2/$$

kde $1/\lambda_s = \Sigma_n$ sme zamenili strednou hodnotou Σ_n v uvažovanom intervale. Zavedieme novú funkciu - hustotu spomalenia $q(E)$, ktorú definujeme ako počet neutrónov spomalených za jednotku času a v jednotke objemu pod energiu E . Nech počet zrážok potrebných na zmenšenie energie z hodnoty $E+dE$ do E bude dn a hustota rozptylových zrážok v intervale dE v okolí E je $\Phi(E) \Sigma_n(E) dE$, tak pre hustotu spomalenia mažeme napísať

$$q(E) = \frac{\text{hustota rozptylových zrážok}}{\text{počet nutných zrážok}} = \frac{\Phi(E) \Sigma_n dE}{-\frac{dn}{dE} dE} \quad /3/$$

Z /1./ dostávame

$$\frac{dn}{dE} = -\frac{1}{\xi E} \quad /4/$$

dosadením do /3./ určíme

$$\Phi(E) = \frac{q(E)}{\xi \Sigma_s E} \quad /5/$$

V moderujúcom a neabsorpčnom prostredí nekonečných rozmerov všetky neutróny, ktoré vznikli budú spomalené pod energiu E , potom $q(E) = \text{konšt.}$, nezávisí na energii a bude rovné výdatnosti zdroja Q

$$\Phi(E) = \frac{Q}{\xi \Sigma_s E} \quad /6/$$

Takýto tvar závislosti $\Phi(E)$ sa nazýva Fermiho spektrum. Platí pre oblasť energii od 1 eV do $\sim 0,1$ MeV. Pre konečný objem závislosť /6./ sa v praxi modifikuje funkciou

$$\Phi(E) = \frac{Q}{\xi \sum_n E^m}$$

kde $m \neq 1$.

Zatiaľ sme uvažovali moderujúce prostredie nekonečných rozmerov. Pokiaľ zanedbáme absorpciu a ohraničíme sa len tou časťou objemu, kde nevznikajú neutróny, môžeme napísať difúziu rovnicu

$$D \Delta \Phi(E, r) = \frac{1}{v} \frac{\partial \Phi(E, r)}{\partial t} \quad /7/$$

Spektrálnu hustotu toku neutrónov $\Phi(E, r, t)$ vyjadríme pomocou hustoty spomalenia /5/

$$\frac{D}{\xi \sum_n E} \Delta q(E, r) = \frac{1}{v \xi \sum_n E} \frac{\partial q(E, r)}{\partial t} \quad /8/$$

Je zrejmé, že

$$\frac{\partial q}{\partial t} = \frac{\partial q}{\partial E} \frac{\partial E}{\partial t} = \frac{\partial q}{\partial E} v \xi \sum_n E$$

Potom

$$\Delta q(E, r) = - \frac{\xi \sum_n E}{D} \frac{\partial q}{\partial E} \quad /9/$$

Rovnicu /9/ zjednodušíme, ak použijeme novú premennú - vek neutrónov τ (pozri hlavu 9 skript „Základy neutrónovej fyziky a fyziky štiepenia“)

$$\partial \tau = - \frac{D}{\xi \sum_n E} \partial E \quad /10/$$

Uvedená substitúcia nám dovoľí zapísať rovnicu /9/ v symetrickom tvare

$$\Delta \Phi(\tau, r) = \frac{\partial q(\tau, r)}{\partial E} \quad /11/$$

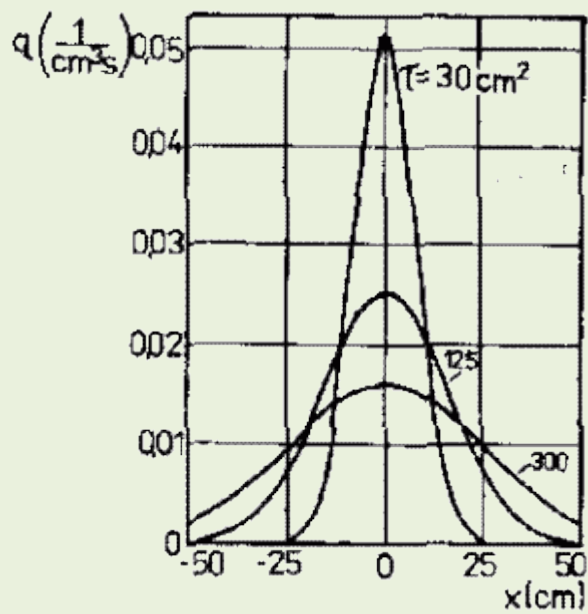
ktorá je známa ako Fermiho veková rovnica. Napríklad riešenie rovnice pre stacionárny rovinný zdroj o plošnej hustote Q , obklopeného z obidvoch strán moderátorom, udáva závislosť hustoty spomalenia v tvare

$$q(\tau, r) = Q \frac{\exp\left(\frac{x^2}{4\tau}\right)}{(4\pi\tau)^{1/2}} \quad /12/$$

kde x je vzdialenosť od rovinatej plochy a τ [cm²] je vek neutrónov zviazaný s chronologickým časom spomalenia t vzťahom

$$\tau = \int_E^{E_0} \frac{D}{\xi \sum_n E} dE = \int_0^t v D dt = \int_0^t D_0 dt = \langle D_0 \rangle t \quad /13/$$

Závislosť /12/ pre tri hodnoty τ je na obrázku. Z obrázku je vidno, že slabo spomalené neutróny, ktoré vykonali len niekoľko zrážok sa koncentrujú v blízkosti zdroja. Ak je hodnota τ dostatočne veľká (značné zníženie energie), neutróny sa dostali do veľkej vzdialenosti od zdroja a v moderujúcom prostredí ich distribúcia je rovnomernejšia.



Závislosť /12/ pre tri hodnoty τ

← Návrat z prílohy pomocou: Alt + ←

► Príloha 4:

Jadrové bomby implozívneho typu.

Jadrová bomba, ktorej pokusný výbuch sa uskutočnil už v júli r.1945 bola implozívneho typu. Kritický objem sa nedosahoval spojením niekoľkých menších častí v jeden väčší objem (ako v bombe zhodenej na Hirošimu), ale spôsobom kompresie objemu podkritického množstva ^{239}Pu v menší objem a tým aj s väčšou hustotou materiálu. Význam kompresie si ozrejmime na nasledovnom príklade.

Keď geometrický parameter sústavy B a dĺžka difúzie L sú malé výraz pre k_{ef} môžeme upraviť nasledovne

$$k_{\text{ef}} = \frac{k_{\infty} e^{-B^2 \tau}}{1 + L^2 B^2} \approx \frac{k_{\infty} (1 - B^2 \tau)}{1 + L^2 B^2} \approx \frac{k_{\infty}}{(1 + B^2 \tau) (1 + L^2 B^2)} \cong \frac{k_{\infty}}{1 + B^2 (L^2 + \tau)} = \frac{k_{\infty}}{1 + B^2 M^2}$$

kde sme zanedbali členy obsahujúce B^4 a zamenili plochu spomalenia a difúzie migračnou plochou $M^2 = L^2 + \tau$ (pozri vzťah /2.40/). Potom efektívny multiplikačný koeficient môžeme predstaviť v tvare $k_{\text{ef}} = k_{\infty} \exp(-B^2 M^2)$. Vidíme, že exponenciálne závisí od geometrického parametra B a migračnej plochy. Tak pre guľový reaktor $B^2 = (\pi/R)^2$, t.j. zo znižovaním rozmeru B vzrastá (pozri /2.21/). Pri znižovaní objemu migračná dĺžka rastie nepriamo úmerne hustote

$$M^2 = \tau + L^2 = \frac{\ln(E_i / E_t)}{3 \xi \Sigma_{tr} \Sigma_n} + \frac{1}{3 \Sigma_a \Sigma_{tr}} = \frac{\ln(E_i / E_t)}{3 \xi \sigma_{tr} \sigma_n N^2} + \frac{1}{3 \sigma_a \sigma_{tr} N^2} = \frac{C}{N^2}$$

Mikroskopické účinné prierezy σ_{tr} , σ_a a σ_t slabo závisia od hustoty. Preto efektívny multiplikačný koeficient k_{∞} zo zmenou hustoty sa mení málo. Nech podkritický súbor má guľový tvar. V prvom priblížení môžeme zapísať $M^2 \sim 1/N^2 \sim R^6$ pretože $N \sim 1/R^3$ a $B^2 \sim 1/R^2$. Potom

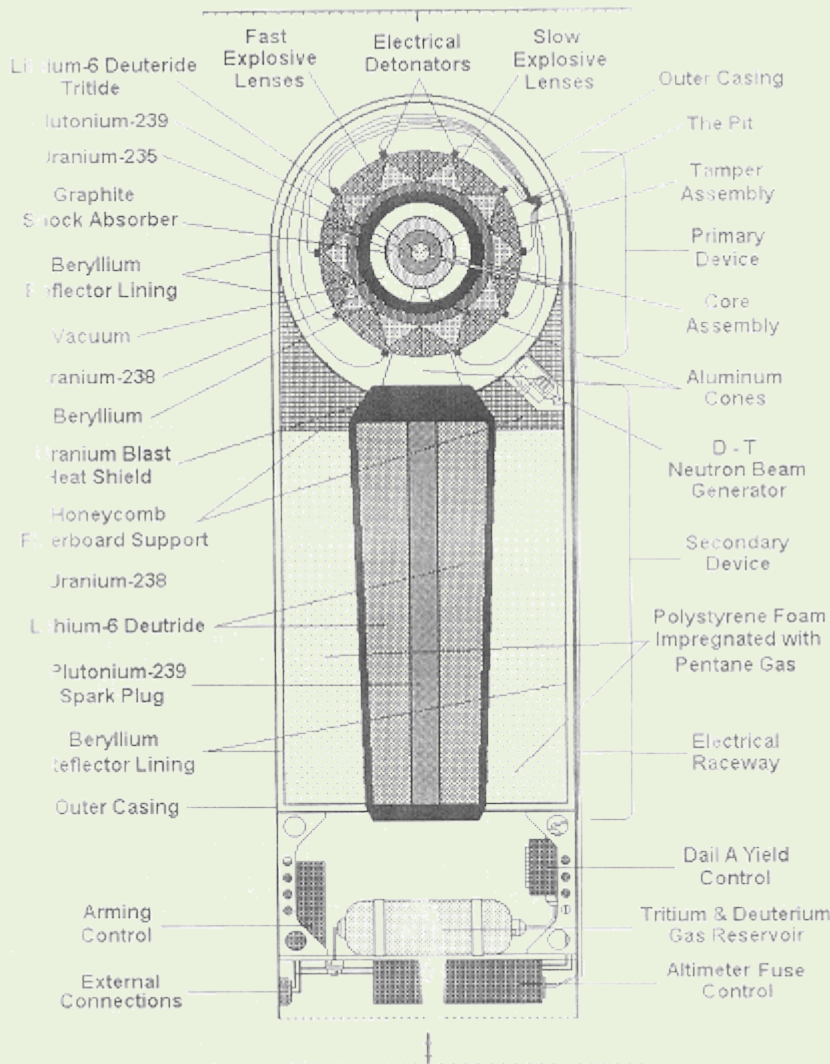
$$k_{\text{ef}} = k_{\infty} \cdot P = k_{\infty} \cdot \exp(-M^2 B^2) = k_{\infty} \cdot \exp(-AR^6/R^2) = k_{\infty} \cdot \exp(-AR^4),$$

kde k_{∞} a A v prvom priblížení nezávisia od rozmerov. Je možné vykonať detailný výpočet pomocou mnohoskupinovej teórie a číselného integrovania.

V jadrovej náloží štiepenie vyvolávajú rýchle neutróny a vo výraze pre multiplikačný koeficient $k_{\infty} = \eta \rho f$ môžeme považovať ρ i f približne rovné 1, pretože neutróny sa nespomaľujú. Pre palivo ^{239}Pu je $\eta = 2,7$ a $\epsilon = 1,1-1,2$ (vid' Tab. 2.2), takže $k_{\infty} \approx \eta \epsilon \approx 3$. Aby podkritická sústava bola bezpečne spoľahlivá, budeme predpokladať, že $k_{\text{ef}} = k_{\infty} \cdot P = 0,95$. Potom faktor P musí mať hodnotu okolo 0,31 (len 31 % neutrónov neunikne zo sústavy).

Súčasnú jadrovú zbraň sú implozívneho typu. Dômyselným usporiadaním klasickej chemickej výbušniny sa dosiahne pri výbuchu tlak $(5 - 15) \cdot 10^{11} \text{Pa}$ (5 - 15 mil. atm), nasmerovaný do centra, v dôsledku čoho sa objem jadrovej náložky zmenší na polovicu a polomer $R_k = R/1,26 = 0,79 R$. Potom po kompresii P vzrastie na hodnotu $(0,31)^{0,39} = 0,63$ a $k_{\text{ef}} = 3 \cdot 0,63 = 1,9$. Skutočne

$$k_{\text{ef}} = k_{\infty} \exp(-A \cdot R_k^4) = k_{\infty} \exp(-AR^4 \cdot 0,79^4) = 1,9$$



Schematický prierez konštrukciou vodíkovej bomby je uvedený na priloženom obrázku. V centre bomby sa nachádza zlúčenina ${}^6\text{LiD}$. Výbuchom klasickej chemickej výbušniny sa dosiahne kritické množstvo jadrovej nálože pozostávajúcej z ${}^{239}\text{Pu}$ a ${}^{235}\text{U}$. Aby proces množenia neutrónov prebehol rýchle (za dobu rádové desiatiny mikrosekundy), pomocou impulzného neutrónového generátora sa vstrekuje do objemu nálože impulz neutrónov. V neutrónovom poli v deutride lítia prebehnú reakcie ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$ a vznikajúce jadrá trícia sa zrážajú s jadrami deutéria. V dôsledku fúznej reakcie $d+t=n+{}^4\text{He}$ sa dodatočne uvoľní obrovská energia označovaná ako výbuch vodíkovej nálože.

← **Návrat z prílohy pomocou: Alt + ←**

Medzinárodné označenie typov jadrových energetických reaktorov

Tabuľka 2.4 Medzinárodné označenie typov jadrových energetických reaktorov

Označenie	Význam označenia	Moderátor	Chladivo
GCR	Gas-Cooled, graphite-moderated Reactor	C	CO ₂
AGR	Advanced Gas-cooled, graphite- moderated Reactor	C	CO ₂
HTGR	High-Temperature Gas-cooled, graphite-moderated Reactor	C	He
LWGR	Light-Water-cooled, Graphite- moderated Reactor	C	H ₂ O
BWGR (RBMK)	Boiling light-Water-cooled, Graphite- moderated Reactor	C	H ₂ O
MSGR	Molten-Salt-cooled, Graphite-moderated Reactor	C	roztavené soli
MSBR	Molten-Salt-cooled, graphite-moderated Breeder Reactor	C	roztavené soli
HWR	Heavy-Water-moderated Reactor	D ₂ O	rôzne
PHWR	Pressurised Heavy-Water-moderated and cooled Reactor	D ₂ O	D ₂ O
BHWR	Boiling Heavy-Water-moderated and cooled Reactor	D ₂ O	D ₂ O
HWGCR	Heavy-Water-moderated, Gas-Cooled Reactor	D ₂ O	CO ₂
LWR	Light-Water-moderated and cooled Reactor	H ₂ O	H ₂ O
PWR	Pressurised light-Water-moderated and cooled Reactor	H ₂ O	H ₂ O
BWR	Boiling light-Water-moderated and cooled Reactor	H ₂ O	H ₂ O
FBR	Fast Breeder Reactor	-	rôzne
LMFBR	Liquid-Metal-cooled Fast Breeder Reactor	-	Na
GFBR	Gas-cooled Fast Breeder Reactor	-	He
SFBR	Steam-cooled Fast Breeder Reactor	-	H ₂ O
OMR	Organic-Moderated and cooled Reactor	organiká	organiká



CHRONOLÓGIA VÝZNAMNÝCH OBJAVOV A UDALOSTÍ Z OBLASTI NEUTRÓNOVEJ A REAKTOROVEJ FYZIKY A TECHNIKY

Chronológiu významných objavov zahrňujúcu celú **jadrovú fyziku** môže čitateľ nájsť v publikácii vydanej Slovenskou nukleárnou spoločnosťou v r. 2006 „Atómy na Slovensku“, ktorú pripravila redakčná rada v zložení Daniš D., Feik K., Florek M., Komošena J., Chrapan J., Morovics M., Slugeň V., Šeliga M., Valovič J.

O. Hahn s L. Meitnerovou objavili protoaktínium. 1917

Nobelovu cenu za fyziku dostáva N. Bohr. Ocenené boli jeho výskumy štruktúry atómu, osobitne jeho model atómu a kvantová interpretácia emitovaného žiarenia. 1922

L. de Broglie vyslovil princíp dualizmu „vlna-častica“, ktorý bol experimentálne potvrdený v pokusoch J. Davissona a H. Germera v roku 1927. (Nobelova cena za fyziku, 1929.) 1924

V dielach M. Borna, W. Heisenberga a E. P. Jordana sa rodí komplex kvantovej mechaniky. Základy tejto disciplíny boli vytvorené už v prácach M. Plancka, L. de Broglieho a N. Bohra. 1925

W. Pauli formuloval pri skúmaní štruktúry elektrónových obalov tzv. vylučovací princíp, ktorý bol neskôr po ňom pomenovaný.

W. Heisenberg v súvislosti s kvantovou mechanikou elementárnych častíc vyslovil princíp neurčitosti, ktorý bol neskôr po ňom pomenovaný. (Heisenberg dokonca hľadal súvislosti princípu neurčitosti a indeterminizmu aj s filozofickými otázkami.) 1927

J. Davisson, L. H. Germer a G. P. Thomson preukázali interferenčné javy vznikajúce pri prechode elektrónových lúčov kryštálmi. Bol to experimentálny dôkaz vlnových vlastností elektrónu (teórie de Broglieho, 1924).

J. W. Geiger a W. Müller skonštruovali plynový detektor subjadrových častíc (G-M detektor). 1928

W. W. G. Bothe a H. Becker pri bombardovaní berýlia časticami α objavili nový druh veľmi prenikavého žiarenia, ktoré neskôr prispelo k objavu neutrónov (J. Chadwick, 1932). **1930**

E. O. Lawrence sa zaoberal problematikou urýchľovačov a ako prvý navrhol princíp cyklotrónu.

J. D. Cockroft a E. T. S. Walton uskutočnili prvú jadrovú reakciu prostredníctvom umelo urýchľovaných častíc: jadrá lítia sa v ich pokuse rozpadávali na héliové jadrá. Pri pokusoch používali kaskádový urýchľovač vlastnej konštrukcie.

W. Pauli vyslovil hypotézu o existencii neutrína. Experimentálny dôkaz existencie týchto častíc podali až po štvrtstoročí C. I. Cowan a F. Reines. **1931**

J. Chadwick skúmaním žiarenia, ktoré vzniká pri bombardovaní berýlia časticami α (J. D. Cockroft, E. T. S. Walton, 1930), zistil, že sa skladá z lúčov γ a elektricky neutrálnych častíc – neutrónov. (Nobelova cena za fyziku, 1935) **1932**

D. D. Ivanenko a I. J. Tamm vyslovili hypotézu, podľa ktorej atómové jadro sa skladá z protónov a neutrónov. Nezávisle od nich vyslovil podobnú hypotézu W. Heisenberg.

C. D. Anderson objavil v kozmickom žiarení pozitrony, ktorých existenciu predpokladal r. 1928 P. A. M. Dirac.

E. O. Lawrence skonštruoval prvý kruhový urýchľovač – cyklotrón, ktorého princíp opísal v roku 1930. Priemer tohto prístroja bol 27 cm.

Štiepiť jadrá lítia sa darí sovietskym vedcom (K. D. Simel'nikov, A. K. Walter, A. I. Lejpunskij – impulzný generátor s napätím približne 1 MV) a aj vo Veľkej Británii (J. D. Cockroft, E. Walton – kaskádny generátor 0,8 MV). Elektrostatický Van de Graaffov generátor s napätím približne 1 MV vybudovali aj v USA.

Manželia I. a F. Joliot-Curie objavili umelú rádioaktivitu, vznik nestabilných rádioaktívnych jadier pri bombardovaní hliníka časticami α . Bol to výsledok ich niekoľkoročných intenzívnych pokusov realizovaných od roku 1928, pri ktorých skúmali jadrové reakcie prebiehajúce pri ostreľovaní jadier ľahkých prvkov časticami α . (Nobelova cena za fyziku, 1935) **1934**

E. Fermi využitím Pauliho hypotézy o neutríne podal vysvetlenie β -

premeny.

E. Fermi pri bombardovaní uránu neutrónmi zistil, že vznikajú nové rádioaktívne prvky a zároveň poukázal na to, že spomalené neutróny sa intenzívnejšie podieľajú na jadrových reakciách. Tento poznatok sa stal veľmi dôležitým princípom v neskorších jadrových energetických zariadeniach. (Nobelova cena za fyziku, 1938)

P. A. Čerenkov spozoroval, že žiarenie γ pri prechode kvapalinou vyvoláva modravé svetielkovanie. Toto žiarenie bolo neskôr po ňom pomenované. Teoretickú interpretáciu podali roku 1937 I. M. Frank a I. J. Tamm. (Nobelova cena za fyziku, 1958)

Frederic a Iréne Joliot-Curie vytvorili prvý umelý rádionuklid emitujúci pozitron. O rok na to dostali Nobelovu cenu za chémiu.

Neptúnium, identifikované Joliot-Curie sa stalo východiskovým prvkom pre rovnomenný neptúniový premenový rad ($A = 4n + 1$). Jeho 13 členov bolo postupne objavených (do r. 1947).

H. Yukawa vypracoval teoretický model silových polí atómového jadra, kde okrem protónov a neutrónov predpokladal existenciu ďalších častíc s veľmi krátkou životnosťou a s hmotnosťou asi 200-krát vyššou ako hmotnosť elektrónu. Nazval ich mezóny. (Nobelova cena za fyziku, 1949) **1935**

Tím I. V. Kurčatova objavil izomériu rádioaktívnych jadier a vypracoval teóriu tohto javu.

V Sovietskom zväze stavajú stále väčšie urýchľovače, ktoré umožňujú experimenty s elementárnymi časticami. (Charkov – elektrostatický, 4 MeV; Moskva – cyklotrón, prvý v Európe, 6 MeV; Leningrad/Petrohrad – cyklotrón, nedokončený pre vojnu, 12 MeV)

J. Dempster na zdokonalenom hmotnostnom spektrografe začal určovať izotopy ťažkých prvkov. Prvý raz izoloval izotop uránu U 235.

[Prvé neutrónovo rádiografické experimenty v Berlíne uskutočnil Kaliman a Kuhn.](#)

J. I. Frenkel ako prvý aplikoval v jadrovej fyzike termodynamické pojmy. Predložil kvapkový model jadra a navrhol aj prvú teóriu štiepenia jadier. Teóriu kvapkového modelu rozpracovávali neskôr N. Bohr a L. D. Landau (1937). **1936**

N. Bohr rozpracoval teóriu kvapkového modelu atómového jadra, s touto myšlienkou prišiel rok predtým J. I. Frenkel. **1937**

E. Segre a C. Perrier identifikovali vo vzorke molybdénu, ktorá bola dlhodobo ostreľovaná jadrami ťažkého vodíka urýchlenými v cyklotróne, izotop nového prvku, ktorý dostal neskôr názov technécium. Existenciu tohto prvku predpokladal už Mendelejev.

O. Hahn a F. Strassmann ostreľovaním uránových jadier pomalými neutrónmi zistili, že pri pokusoch vzniká o.i. bárium. Vysvetlenie javu podali o pár mesiacov neskôr L. Meitnerová a O. R. Frisch, ktorí pochopili, že ide o štiepenie jadier. (Nobelova cena za chémiu O. Hahnovi, 1944) **1938**

H. A. Bethe a C. F. von Weizsäcker nezávisle na sebe vypracovali tézy o tom, že zdrojom slnečnej energie je fúzia atómových jadier vodíka, pri ktorej dochádza k vyžarovaniu tepelnej energie.

I. Joliot-Curieová a P. Savič sa dopracovali k ďalším variantom štiepenia jadier. Pri ostreľovaní uránu neutrónmi dostali miesto očakávaných transuránov ľahší prvok – lantán. **1939**

F. Joliot-Curie spolu s H. Halbanom (ml.) a L. Kowarským zistili, že štiepenie uránu ^{235}U je sprevádzané uvoľňovaním neutrónov, ktoré môžu byť absorbované iným jadrom a vytvárať izotop ^{236}U , ktorý je náchylný k štiepeniu. Je to základ reťazovej reakcie, umožňujúcej získavanie energie z jadrových reakcií.

E. Fermi a L. Szilárd nezávisle od výskumov F. Joliot-Curie a jeho spolupracovníkov sa tiež dopracovali k objavu reťazovej reakcie a uvedomovali si jej energetický a vojenský význam. A. Einstein na podnet L. Szilárda zaslal list prezidentovi USA F. D. Rooseveltovi, v ktorom mu odporúča do pozornosti výskumy zamerané na problematiku reťazovej reakcie. (2. 8. 1939)

V Berkeley (USA) uviedli do prevádzky vtedy najväčší cyklotrón na svete s priemerom 1,5 m. Pracoval až do roku 1962.

J. B. Chariton a J. B. Zel'dovič referovali o svojich výskumoch reťazovej reakcie. Ukázali, že pri obohatení prírodných uránových zmesí izotopom ^{235}U a pri použití obyčajnej vody ako moderátora je možné vytvoriť podmienky na kontinuálne štiepenie atómových jadier, pri ktorom sa uvoľní značná energia. **1939–1940**

J. D. Dunning navrhol metódu na separáciu uránu ^{235}U od prírodného uránu. **1940**

E. McMillan a P. H. Abelson pri pokusoch s ostreľovaním uránu na cyklotróne v Berkeley objavili prvý transurán neptúnium.

K. A. Petržak a G. N. Fl'orov vychádzajúc aj z prác J. B. Charitona a J. B. Zeľdoviča objavili spontánne štiepenie uránových jadier a urobili kvantitatívny odhad uvoľnenej energie.

Vedci v Sovietskom zväze, najmä I. V. Kurčatov, upozorňujú na vojenský a hospodársky význam výskumov zameraných na jadrové reťazové reakcie.

G. T. Seaborg so svojim tímom (J. W. Kennedy, E. M. McMillan, E. G. Segrè, A. Ch. Wahl a ďalší) objavili plutónium ($Z=94$). Skupina sa systematicky venovala výskumu transuránov a dosiahla aj ďalšie významné výsledky. (Nobelova cena za chémiu G. T. Seaborgovi a E. M. McMillanovi, 1951) **1941**

Vláda USA od začiatku 40. rokov 20. storočia sa rozhodla intenzívnejšie podporiť jadrový výskum. Jedným z konkrétnych prejavov tejto podpory bol rozsiahly Projekt Manhattan, v rámci ktorého vyvinuli prvý atómový reaktor, ako aj atómovú bombu. **1942**

Pod vedením E. Fermiho bol v Chicagu postavený prvý pokusný atómový reaktor v ktorom 2. decembra uskutočnili prvú riadenú reťazovú reakciu.

J. Gy. Hevesy získal Nobelovu cenu za chémiu za práce zamerané na využitie rádionuklidov ako indikátorov pri skúmaní chemických procesov. **1943**

Nobelovu cenu za fyziku udelili I. I. Rabimu za vypracovanie rezonančnej metódy na registráciu magnetických vlastností atómového jadra. **1944**

V USA bol v rámci Projektu Manhattan pod vedením J. R. Oppenheimera ukončený vývoj prvej atómovej bomby. **1945**

Prvé atómové výbuchy v rámci amerického jadrového programu:

16.7. – pokusný výbuch Alamogorde v Novom Mexiku (USA)

6.8. – atómová bomba s uránovou náložou, Hirošima (Japonsko)

9.8. – atómová bomba s plutóniovou náložou, Nagasaki (Japonsko)

W. F. Libby publikoval svoju metódu rádiouhlíka ^{14}C na určovanie veku v archeológii, geológii, geofyzike a v iných oblastiach. (Nobelova cena za chémiu, 1960)

V USA zahájili výrobu rádionuklidov pre lekárske a priemyselné účely. **1946**

I. V. Kurčatov a jeho spolupracovníci uviedli do chodu prvý pokusný

atómový reaktor na euroázijskom kontinente. Bolo to súčasťou sovietskeho atómového programu, ktorý sa začal v roku 1943.

J. P. Eckert a M. J. Mauchly vo februári dokončili stavbu prvého elektronického samočinného počítača Electronic Numerical Integrator and Computer (ENIAC). Dôležitý medzník nielen vo vývoji počítačovej techniky, ale aj v histórii atómovej fyziky.

Vo Veľkej Británii bol postavený atómový reaktor (Harwell)

M. Goppertová-Mayerová sa začala venovať skúmaniu tzv. **1948** energetických čísel, čiže počtu elementárnych častíc, pri ktorých pozorujeme náhly rast energie v jadre, a s ktorými súvisí aj stabilita jadra. V nasledovných rokoch dospela k predstave energetických hladín atómového jadra, k tzv. vrstvovému (lupienkovému) modelu atómového jadra. K podobnému výsledku sa dopracoval aj H. J. D. Jensen. (Spoločná Nobelova cena za fyziku, 1963)

V Dubne uviedli do prevádzky synchrocyclotrón na energiu 680 MeV, **1949** vtedy najvýkonnejší na svete.

(29. 8.) Sovietski odborníci na strelnici Limonija pri Semipalatinsku uskutočnili prvý skúšobný výbuch atómovej bomby, ktorú vyvinuli v rámci atómového programu Sovietskeho zväzu.

Nobelovu cenu za fyziku udelili C. F. Powellovi za vypracovanie **1950** fotografickej metódy na skúmanie jadrových procesov a za objavy v oblasti fyziky mezónov. Powell už v roku 1947 objavil touto metódou π -mezóny, ktorých existenciu predpokladal H. Yukawa (1935). Powellova metóda sa stala veľmi účinnou pomôckou vo výskume kozmického žiarenia a atmosférických jadrových procesov.

V meste Arco v štáte Idaho (USA) začal pracovať prvý množiaci **1951** jadrový reaktor, ktorý okrem výroby energie produkoval aj nové jadrové palivo.

Tím pod vedením E. Tellera, ktorý pracoval na vývoji vodíkovej bomby, uskutočnil prvú termonukleárnu explozívnu fúziu pozitívom deutéria a trícia. Pokusný výbuch realizovali na koralovom súostroví Eniwetok (súčasť Marschallových ostrovov v strednom Pacifiku).

A. A. Ware prvý raz realizoval pokusy s horúcou plazmou v tzv. magnetickej nádobe, v ktorej priestor pre udržiavanie plazmy vytváralo silné elektromagnetické pole. Myšlienka experimentálnej magnetickej nádoby koncentrujúcej plazmu pochádza od W. H. Bennetta (1934), praktická realizácia od L. Spitzera ml.

Aj v Sovietskom zväze vypracovali návrh na konštrukciu zariadenia, ktorá by umožňovala pokusy s horúcou plazmou (TOKAMAK). Pokusmi na týchto zariadeniach zároveň začínajú konkrétnejšie úvahy o riadených termonukleárnych reakciách a ich využití.

(1. 11.) Na koralovom ostrove Elugelab (súčasť súostrovia Eniwetok) **1952** uskutočnili prvý test vodíkovej bomby, ktorý ostrov úplne zničil.

Sovietski fyzici dosahujú prvé výsledky na TOKAMAK-u. Pokusy o riešenie problému riadenej termonukleárnej reakcie pokračujú aj v USA, neskôr aj vo Veľkej Británii.

Atómovú bombu vyvinuli aj vo Veľkej Británii. (Prvé testy uskutočnili 3. októbra 1952)

(august) V Sovietskom zväze uskutočnili pokusný výbuch vlastnej **1953** vodíkovej bomby.

V USA začali vývoj energetických reaktorov rôznych typov: PWR, BWR, SRE, HRA, EBR.

Vo Veľkej Británii taktiež rozbehli program výroby energetických reaktorov.

(8. 12.) Prezident USA D. Eisenhower predniesol svoj známy prejav Atómy pre mier (Atoms for Peace), v ktorom navrhol založenie Medzinárodnej komisie pre atómovú energiu, so zameraním na výskum a mierové využitie jadrových zariadení.

(21. 1.) V USA vyplávala ponorka Nautilus, prvá na jadrový pohon. **1954**

(jún) V Obninsku (ZSSR, Kaluga) začala pracovať prvá sovietska atómová elektrárňa s výkonom 5 MW. Bola to prvá elektrárňa na svete, ktorá dodávala elektrickú energiu do verejnej siete.

Vyvinuté boli prvé ľahké nukleárne elektrické články, v ktorých napätie vytvárajú elektróny emitované z β -žiariča.

V Ženeve sa uskutočnila prvá medzinárodná konferencia „Atómy pre **1955** mier“

V Moskve bola podpísaná dohoda medzi ČSR a ZSSR o pomoci pri mierovom využití atómovej energie, v rámci ktorej bol do ČSR dodaný cyklotrón a ľahkovodný experimentálny reaktor.

V Řeži blízko Prahy bol založený Ústav jadrového výskumu, ktorého pôvodným poslaním bol základný výskum v oblasti jadrovej fyziky,

rádiochémie a jadrovej energetiky, výroba rádioizotopov a príprava odborníkov v súvisiacich odboroch. Neskôr na pôde ústavu sa posilnil aplikovaný výskum so zameraním na výstavbu, prevádzku a bezpečnosť jadrových elektrární, osobitne rýchlych reaktorov a elektrární typu VVER.

B. Cork so svojimi spolupracovníkmi objavil antičasticu neutrónu, **1956**
antineutrón.

C. I. Cowan a F. Reines dokázali existenciu neutrína.

V Calder Hall (severné Anglicko) uviedli do prevádzky prvú atómovú elektrárňu, vybavenú jadrovým reaktorom s plynovým chladením a grafitovým moderátorom. Produkovala aj plutónium v rámci vojenského jadrového programu Veľkej Británie.

V Marcoule (Francúzsko) vybudovali prvú jadrovú elektrárňu.

[V Dubne \(neďaleko od Moskvy\) bol založený Spojený ústav jadrových výskumov.](#)

Začali sa československo-sovietske rokovania o výstavbe prvej československej jadrovej elektrárne v Jaslovských Bohuniciach (A1). Návrhy uvažovali o ťažkovodnom reaktore s plynovým chladením (CO₂). V marci bola podpísaná medzivládna dohoda o realizácii projektu.

J. D. Lawson vypracoval súbor podmienok potrebných k realizácii **1957**
vodíkovej jadrovej fúzie (Lawsonovo kritérium).

V Sovietskom zväze dali do prevádzky prvú civilnú loď na jadrový pohon, ľadoborec Lenin

V Dubne vybudovali synchrotrón na energiu 10 GeV.

V britskom stredisku jadrového výskumu Harwell vybudovali zariadenie na skúmanie plazmy (prístroj ZETA, Zero-Energy-Thermonuclear Assembly). Ich pokusy zamerané na uskutočnenie termionukleárnej fúzie však zostali v prvých rokoch neúspešné.

V Shippingporte (Pensylvania, USA) uviedli do prevádzky prvý tlakovodný jadrový reaktor, v ktorom chladiacim médiom je ľahká voda, ktorá v primárnom chladiacom okruhu je pod vysokým tlakom odvedená do výmenníku tepla, kde odovzdá energiu získanú z reaktora.

(10. 10.) Na britskom jadrovom reaktore vo Windscale vypukol požiar, pričom došlo aj k úniku rádioaktívnych látok do okolia. Prvá závažnejšia havária jadrového zariadenia v dejinách.

(27.7.) Z podnetu I. ženevskej konferencie o mierovom využití atómovej energie vznikla na pôde OSN Medzinárodná agentúra pre atómovú energiu.

Skupina 18 nemeckých jadrových fyzikov na čele s O. Hahnom publikovala tzv. Göttingenský manifest, v ktorom protestovali proti výrobe, skúšaniam a použitiu jadrových zbraní.

Na základe spoločnej československo-sovietskej expertízy bol schválený úvodný projekt výstavby jadrovej elektrárne v Jaslovských Bohuniciach. Ako gestor (investor) projektu bol založený národný podnik Jadrová elektrárň Bohunice.

Americká atómová ponorka Nautilus podplávala Severný pól. V Sovietskom zväze tiež spustili na vodu prvé atómové ponorky. **1958**

Výzvu na zastavenie pokusov s jadrovými zbraňami podpísalo vyše 11 000 vedcov z celého sveta. Iniciátorom výzvy bol L. C. Pauling.

(august) Začali sa prípravné práce na výstavbe Jadrovej elektrárne A-1 v Jaslovských Bohuniciach.

V ženevskom Európskom jadrovom stredisku CERN bol postavený a spustený protónový synchrotrón na energiu 28 GeV. **1959**

V Brookhavene (USA) uviedli do prevádzky protónový synchrotrón na energiu 38 GeV.

V Haldene bola spustená prvá nórska jadrová elektrárň s výkonom 10 MW. Prvý raz v nej bol použitý systém horúcovodného reaktoru s ťažkou vodou ako moderátorom.

V atmosfére Zeme vo výške asi 400 km bol objavený umelý radiačný pás, o ktorom sa dokázalo, že vznikol v dôsledku uskutočnených jadrových výbuchov.

Francúzsko má tiež atómovú bombu. Prvý skúšobný výbuch uskutočnili 13. februára. Svoj program jadrového výskumu zintenzívnilo aj Taliansko (prvý päťročný plán). **1960**

Americká atómová ponorka Triton oboplávala pod hladinou mora celú zemeguľu. V rámci jadrového programu boli viaceré americké ponorky vyzbrojené interkontinentálnymi raketami schopnými niesť aj jadrovú nálož. Bolo to už súčasťou nebezpečného súťaženía v jadrovom zbrojení medzi USA a Sovietskym zväzom.

Po vykonaní dodatočných expertíz, prípravných prác a odstránení niektorých technických a organizačných prekážok sa začala výstavba hlavného výrobného bloku jadrovej elektrárne A-1 v Jaslovských

Bohuniciach.

V moskovskom Ústave teoretickej a experimentálnej fyziky P. N. Lebedeva uviedli do prevádzky urýchľovač protónov na energiu 7 GeV. **1961**

V Nebraske (USA) bol spustený grafitom moderovaný a sodíkom chladený reaktor Hallam. V prevádzke bol len do r. 1964. **1962**

V Čeljabinsku (ZSSR) bola dokončená ďalšia sovietska jadrová elektrárň so šiestimi blokmi s výkonom po 1 MW. Bol v nich použitý tlakovodný systém s grafitovým moderátorom.

V USA a Sovietskom zväze vyvinuli malé prenosné jadrové elektrárne, ktoré sa uplatnili v extrémnych podmienkach na arktických a antarktických základniach. **1962 – 1963**

F. R. Post a jeho tím na univerzite v Berkeley na zariadení ALICE dokázali udržať plazmu stabilnú asi pol sekundy. M. S. Ioffe a jeho spolupracovníci v Kurčatovovom ústave v Moskve tiež udržali plazmu na niekoľko stotín sekundy. Bol to veľký pokrok oproti predchádzajúcim podobne zameraným pokusom, ale hlavný cieľ – termonukleárnu syntézu sa nepodarilo uskutočniť ani jednému z výskumných tímov. **1963**

V Detroite (USA) bol pre poruchu (upchatie palivového kanála) odstavený rýchly množivý reaktor Enrico Fermi.

Energetické spoločnosti ako Westinghouse, General Electric, Babcock and Wilcox a Combustion Engineering zahajujú svoj program jadrových elektrární, o čom svedčí vlna objednávok reaktorov s výkonmi okolo 600 MW.

Sovietsky zväz, USA a Veľká Británia podpísali medzinárodnú dohodu o zastavení jadrových skúšok v atmosfére, pod vodnou hladinou a v kozmickom priestore. (PTBT – Partial Test Ban Treaty) Dohodu nepodpísali ďalšie atómové mocnosti: Francúzsko a Čína. Dohody tohto druhu inicioval ešte v roku 1954 J. Nehru, predseda indickej vlády, ktorý navrhoval úplný zákaz jadrových skúšok.

Vo Veľkej Británii boli uvedené do prevádzky jadrové elektrárne s výkonom okolo 300 MW (Berkeley, Bradwell, Hunterston). Výroba elektriny v nich ešte vychádza drahšie ako v elektrárňach s klasickým palivom. **1963 – 1964**

V Kieli (SRN) spustili na vodu veľkú obchodnú loď Otto Hahn s jadrovým pohonom. Pre tento účel bol vyvinutý špeciálny typ **1964**

reaktora s nezvyčajnou horizontálnou polohou palivových článkov.

V USA sa usilujú vyvinúť jadrový reaktor, ktorý by dodával energiu raketám.

L. M. Ledermann so svojimi spolupracovníkmi realizovali prvú syntézu antiprotónu a antineutrónu na antideuterón. **1965**

V Ševčenku bol uvedený do prevádzky rýchly reaktor 150 MW určený na výrobu elektriny a na odsoľovanie vody.

P. Sorokin a nezávisle od neho F.P. Šafer vyvinuli farbivový laser, ktorý sa uplatnil o.i. aj vo výskume fyzikálnych a chemických procesov na úrovni atómových a molekulárnych štruktúr. **1966**

Vo svete sa stavajú stále výkonnejšie urýchľovače. Do prevádzky bol uvedený napr. elektrónový synchrotrón na Cornell University (USA) s výkonom 12 GeV a protónový synchrotrón v Serpuchove (ZSSR) s výkonom 70 GeV. V Serpuchove bol vybudovaný aj lineárny urýchľovač s výkonom 100 MeV. Vďaka výkonným urýchľovačom sa rozšírilo poznanie jemnej štruktúry atómu. Počet objavených elementárnych častíc postupne rástol aj v 70. rokoch 20. storočia. **1967**

Vo Veľkej Británii bol vyrobený prototyp reaktora s ťažkovodným moderátorom a chladením obyčajnou vodou.

(1. 7.) Trojica štátov, ktorá pred piatimi rokmi podpísala dohodu PTBT o čiastočnom zákaze jadrových skúšok, podpísala zmluvu o nešírení jadrových zbraní. (Non Proliferation Treaty – NPT) Zmluva vstúpila do platnosti v marci 1970. Dovtedy ju podpísali aj Čína a Francúzsko, neskôr postupne skoro všetky štáty sveta s výnimkou Kuby, Indie, Pakistanu a Izraela. Zmluva ešte neobmedzovala výrobu nukleárnych zbraní, ani nevypracovala účinné kontrolné mechanizmy. **1968**

[Prvýkrát boli zaregistrované pulsary. Neskôršie boli identifikované ako neutrónové hviezdy.](#)

[V SUJV Dubna experimentálne bola dokázaná existencia ultrachladných neutrónov a boli overené ich vlastnosti, ktoré predpovedal v r. 1959 Zeldovič.](#)

V Serpuchove boli objavené jadrá antihélie. **1969**

M. Gell-Mann a H. Fritsch vytvorili teóriu tzv. kvantovej chromodynamiky, ktorá charakterizuje vlastnosti kvarkov.

1970

Medzi vládami ČSSR a ZSSR bola uzatvorená zmluva o spolupráci pri výstavbe jadrových elektrární. V súlade aj so svetovými trendami sa v nej uvažovalo aj o výstavbe ľahkovodných reaktoroch typu VVER.

Vláda ČSSR sa rozhodla o výstavbe dvoch atómových elektrární VVER 440 s reaktormi V 230, každá s výkonom 2 x 440 MW. Jedna z nich mala byť vybudovaná v Jaslovských Bohuniciach (V-1), druhá

v Dukovanoch na Morave (V-2).

Firma Westinghouse a ďalšie spoločnosti v USA začali uvažovať o výstavbe systému plávajúcich jadrových elektrární. Projekt sa nikdy neuskutočnil pre zraniteľnosť takýchto zariadení v prípade vojnového ohrozenia. **1971**

Začala sa výstavba komplexu Jadrovej elektrárne V-1 v Jaslovských Bohuniciach. **1972**

(24. 10.) Na reaktore KS 150 Jadrovej elektrárne A-1 Jaslovské Bohunice bola spustená prvá štiepna reakcia.

(25.12 o 15:00h) Prvá československá jadrová elektráreň A-I v Jaslovských Bohuniciach bola prifázovaná k energetickej sieti.

V Laboratóriu L. Livermora (USA) realizovali riadenú termojadrovú fúziu pomocou zariadenia, ktoré záblesk 12 výkonných laserov sústredilo na guľôčku veľkosti špendlíkovej hlavičky zo zmrazeného deutéria a trícia. **1973**

V meste Ševčenko (ZSSR) dali do prevádzky jadrovú elektráreň s reaktormi na rýchle neutróny. Súčasťou elektrárne bolo aj zariadenie, ktoré odsoľovalo morskú vodu. Podobné typy reaktorov boli v rokoch 1973-1974 uvedené do prevádzky aj vo Francúzsku a vo Veľkej Británii.

G. N. Florov, vyslovil domnienku o existencii ostrova stability prvkov s atómovými číslami 110 – 126. **1974**

V štáte Idaho (USA) uviedli do prevádzky prototyp rýchleho množivého reaktora chladeného tekutým sodíkom.

V západonemeckej obci Biblis uviedli do prevádzky dovtedy najväčšiu jadrovú elektráreň s ľahkovodnými tlakovými reaktormi, ktorá pri plnom zaťažení mala výkon 1200 MW.

Sovietski vedci skonštruovali ďalšiu verziu zariadenia na plazmové pokusy, TOKAMAK 10. V laboratórnych podmienkach zariadenie udržalo pod kontrolou termonukleárnu syntézu asi pol sekundy. **1975**

V nemeckej jadrovej elektrárni Hamm-Schmehausen uviedli do prevádzky nový typ chladiacej veže, ktorý sa neskôr rozšíril. Chladiaci proces v nej prebiehal odparovaním na textilnej sieti a chladiaca voda nebola odvádzaná s vyššou teplotou späť do riek, odkiaľ bola získavaná. Znamenalo to výrazné zníženie tepelnej ekologickej záťaže.

V Sovietskom zväze vyskúšali technológiu hĺbenia rozmerných jám a kanálov, resp. iných rozsiahlych pozemných prác prostredníctvom podzemných jadrových explózií. Podobné experimenty robili v USA už od 60. rokov 20. storočia. Napriek obrovskej výkonnosti boli tieto

experimenty zastavené pre zjavnú ekologickú škodlivosť.

Osobitne úspešný rok z hľadiska objavovania nových elementárnych častíc a ich stavov. Najviac výsledkov dosiahli na elektrónovom synchrotróne DESY v Hamburgu a v americkom výskumnom centre SLAC v Kalifornii. Podarilo sa identifikovať kvarky, z ktorých pozostávajú protóny. **1976**

Vo výskumnom centre CERN v Ženeve dokončili stavbu vtedy najvýkonnejšieho urýchľovača protónov na svete. Už v nasledujúcom roku dosiahli na ňom urýchľovaciu energiu 400 GeV. **1976**

(5. 1.) Pri výmene palivového článku na Jadrovej elektrárni A-1 v Jaslovských Bohuniciach došlo k nehode, pri ktorej síce nedošlo k úniku rádioaktivity, ale elektrárňa bola vyradená z prevádzky na niekoľko mesiacov. Prevádzku obnovili až v septembri, ale niektoré problémy naďalej pretrvávali.

V USA bola vyvinutá neutrónová bomba, ktorá pri minimálnej mechanickej a tepelnej deštrukcii vyvoláva predovšetkým neutrónové žiarenie, ktoré ničí prakticky všetky formy života. **1977**

(22. 2.) Havária Jadrovej elektrárne A-1 v Jaslovských Bohuniciach, pri ktorej v dôsledku prehriatia sa vážne poškodil aj reaktor. Rádioaktívne produkty sa dostali do primárneho okruhu a pre netesnosť generátorov aj do niektorých častí sekundárneho okruhu. Radiačná hladina v areáli elektrárne aj v okolí však zostala pod úrovňou predpísaných limitov. Po úvahách o prípadnom obnovení prevádzky bola elektrárňa uvedená do pokojného stavu, lebo opravy by boli príliš nákladné a samotný typ elektrárne nevyhovoval zvýšeným bezpečnostným požiadavkám.

(23. 3.) V atómovej elektrárni Three Mile Island pri Harrisburgu v USA došlo k nukleárnej havárii s únikom rádioaktívnych izotopov do okolia a zamorením blízkej rieky rádioaktívnou vodou. **1979**

V nemeckom výskumnom centre pre skúmanie ťažkých iónov v Darmstade objavili nový druh rádioaktívnej premeny, protónovú rádioaktivitu. Dochádza k nej pri ostreľovaní jadier ťažkých prvkov protónmi urýchlenými na vysoké energie. Pri tejto premene sa uvoľní jeden protón a atómové číslo ostreľovaného prvku sa zníži o jednotku. **1981**

Na laserovom zariadení Laboratória L. Livermora uskutočnili riadenú termonukleárnu reakciu v trvaní 0,05 s. **1982**

Na protónovom urýchľovači CERN v Ženeve skúmajú zrážky protónov

a antiprotónov pri veľmi vysokých energiách.

V klinickej praxi začali používať novú diagnostickú metódu – tomografiu s nukleárnou rezonanciou (počítačovú tomografiu), pri ktorej sa informácie získavajú z magnetických vlastností atómových jadier jednotlivých orgánov ľudského tela. Metóda nezaťažuje organizmus škodlivým žiarením ako napr. pri röntgenovej diagnostike.

C. Rubbia a S. van der Meer v európskom výskumnom centre CERN **1983**
v Ženeve objavili dvojicu nových elementárnych častíc, bozónov typu W a Z. (Nobelova cena za fyziku, 1984)

V Culhame pri Londýne uviedli do skúšobnej prevádzky zariadenie JET (Joint European Torus) na výskum termonukleárnej fúzie, vtedy najväčšie tohto druhu na svete. Riešené bolo podľa princípu TOKAMAK-u, v ktorom plazma je vytváraná a skúmaná v elektromagnetickom poli v tvare toroidu s vonkajším priemerom asi 20 m, s prierezom prstenca asi 4 x 2,5 m.

V Spoločnosti pre výskum ťažkých iónov (CSI) v Darmstadte dosiahli **1984**
viaceré úspechy v umelom vytváraní chemických prvkov z konca periodickej sústavy. V marci 1984 objavili prvok s atómovým číslom 108 a hmotnostným číslom 265, čím doplnili sériu superťažkých prvkov s atómovými číslami 107 a 109 objavených v tomto ústave v predchádzajúcich rokoch. K týmto experimentom bol v CSI vyvinutý urýchľovač ťažkých iónov UNILAC, pomocou ktorého sa zrodili aj ďalšie pozoruhodné výsledky v oblasti poznávania štruktúry hmoty.

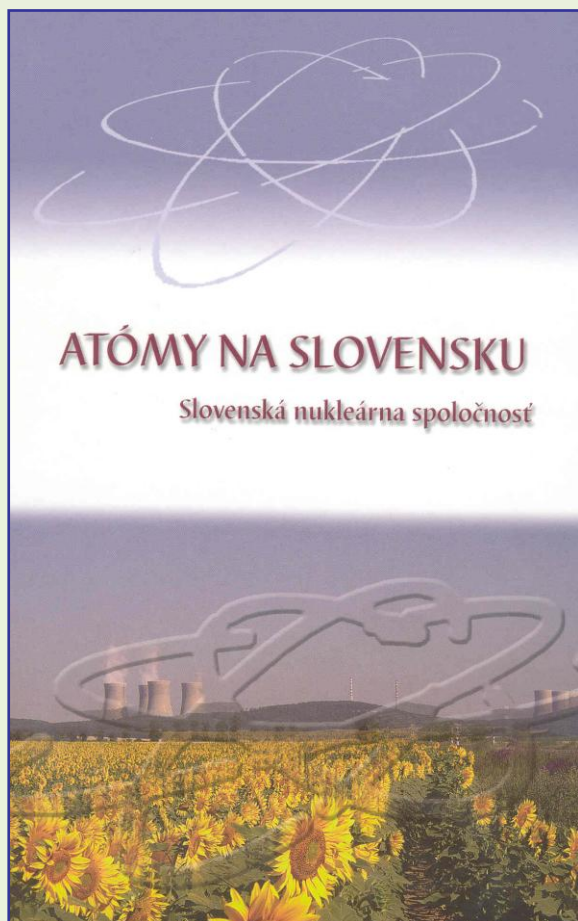
(26. 4.) V jadrovej elektrárni Černobyľ na Ukrajine (vtedy ZSSR) sa **1986**
stala najzávažnejšia jadrová havária v dejinách ľudstva. Na štvrtom bloku elektrárne došlo k neriadenému, asi 400- násobnému zvýšeniu výkonu, roztrhnutiu kanálov, následnému výbuchu vodíka a mimoriadne rozsiahlemu úniku rádioaktívnych látok. Zamorené bolo nielen bezprostredné okolie elektrárne, ale nadmerným dávkam žiarenia bolo vystavené v najbližších dňoch aj obyvateľstvo západných častí Sovietskeho zväzu, Škandinávie a oblastí aj na našom území. Vtedajšie sovietske orgány o havárii neskoro informovali, čo vyvolalo značný negatívny ohlas na celom svete a upozornilo na dôležitosť rádioenvironmentalistiky a medzinárodnej spolupráce v tejto oblasti.

V talianskom pohorí Abruzzo v hĺbke 1200 m pod masívom Gran **1987**
Sasso sa začala výstavba podzemného laboratória, ktoré v rámci medzinárodného taliansko-nemecko-francúzsko-izraelského projektu Gallex má skúmať emisiu neutrín vyžarovaných Slnkom. Prvé merania v laboratóriu sa uskutočnili v júni 1990.

Vo francúzskom meste Preveession uviedli do prevádzky veľký elektrónovo-pozitrónový urýchľovač LEP patriaci CERN-u s urýchľovacím výkonom 100 GeV. Obvod prstenca urýchľovača je 26,7 km, samotný tunel s priemerom asi 4 m je v hĺbke asi 100 m pod zemou.

1989

Založená Slovenská nukleárna spoločnosť	1990
Vydaná publikácia „Atómy na Slovensku“	2006



Návrat z prílohy pomocou: Alt + ←

► **Príloha 7:**

Jadrové elektrárne s najväčším výkonom

Názov	Krajina	Elektrický výkon [MW]	Počet blokov	Počet a typ reaktorov
Fukushima	Japonsko	9096	10	1 BWR (460), 4 BWR (po 784), 5 BWR (po 1100)
Kashiwazaki Kariwa	Japonsko	8212	7	5 BWR (po 1100), 2 BWR (po 1356)
Zaporožie	Ukrajina	6000	6	6 VVER-1000 (po 1000)
Gravelines	Francúzsko	5706	6	6 PWR (po 951)
Paluel	Francúzsko	5528	4	4 PWR (po 1382)
Cattenon	Francúzsko	5448	4	4 PWR (po 1362)
Ohi	Japonsko	4710	4	2 BWR (po 1175), 2 BWR (1180)
Pickering	Kanada	4328	8	4 Candu (po 542), 4 Candu (po 540)
Balakovo	Rusko	4000	4	4 VVER-1000 (po 1000)
Kursk	Rusko	4000	4	4 RBMK (po 1000)
Sosnovij Bor	Rusko	4000	4	4 RBMK (po 1000)
Palo Verde	USA	3921	3	3 PWR (po 1307)
Yeongkwang	Korea	3900	4	2 PWR (po 950), 2 PWR (po 1000)
Cruas	Francúzsko	3824	4	4 PWR (po 956)
Tricastin	Francúzsko	3820	4	4 PWR (po 955)

Ignalina	Litva	3000	2	2 RBMK (1500 MW)
Civaux	Francúzsko	2900	2	2 PWR (1450 MW)
Gundremmingen	Nemecko	2688	2	2 BWR (po 1344)
Biblis	Nemecko	2525	2	1 PWR (1300), 1 PWR (1225)
Philippsburg	Nemecko	2350	2	1 PWR (1424), 1 PWR (926)
Isar	Nemecko	2347	2	1 PWR (1470)* , 1 PWR (907)
Bohunice	Slovensko	1760	4	4 VVER-440 (po 440)

*Elektrárň Isar 2 vyrába v ostatných rokoch najviac elektrickej energie na svete.

Tabuľka 2.5 Jadrové elektrárne s najväčším výkonom



Návrat z prílohy pomocou: Alt + ←

Charakteristiky rôznych typov energetických reaktorov

Tabuľka 2.6
Porovnanie hlavných charakteristík rôznych typov energetických reaktorov s jednotkovým elektrickým výkonom 1000 MW netto

Charakteristika	Rozmer	BWGR	PWR	BWR	HTGR	PHWR	LMFBR
Čistá elektrická účinnosť elektrárne	netto	30	33	34	41	31	43
Tepelný výkon	MW	3 340	2 950	2 950	2 440	3 230	2326
Obohatenie paliva	%	1,8	3,0	2,4	4,2	0,7	28
Materiál obálky palivového prútika	-	Zr-Nb	Zry-4	Zry-2	C-SiC	Zry-4	nerez
Max. teplota obálky palivového prútika	°C	-	380	380	800	320	650
Priemer palivového prútika	mm	13,5	10,7	12,5	12,7	15,2	5,8
Priemer palivového článku (kazety)	mm	asi 80	242	155	380	90	150
Tepelné zaťaženie paliva (výkonová hustota)	kWkg ⁻¹	18	40	27	54	20	260
Priemer aktívnej zóny	m	9,6	3,1	4,5	6,7	4,7	2,7
Výška aktívnej zóny	m	7,0	3,7	3,7	6,3	6,3	1,0
Počet kanálov aktívnej zóny	-	1 770	166	678	308	567	325
Zavážka paliva	t	188	74	129	45	160	8
Ekvivalent zavážky v prírodnom uráne	t	590	410	560	360	160	436
Tepelné zaťaženie aktívnej zóny	kW dm ⁻³	6,6	104	51	8,2	11	370
Vyhorenie rovnovážnej zavážky	GJ kg ⁻¹ (GWdt ⁻¹)	1 600 (18,5)	2 850 (33)	2 380 (27,5)	8 600 (100)	860 (100)	8 600 (100)
Ekvivalentné vyhorenie prírodného uránu	GJ kg ⁻¹ (GW dt ⁻¹)	510 (5,9)	520 (6,0)	540 (6,3)	1 080 (12,5)	860 (10)	160 (1,8)
Priemerný konverzný pomer	-	0,6	0,5	0,6	0,6	0,8	1,2
Chladivo	-	H ₂ O var.	H ₂ O tlak.	H ₂ O var.	He	D ₂ O tlak.	Na
Teplota na výstupe z reaktora	°C	284	326	284	760	300	562
Tlak na výstupe z reaktora	MPa	7,0	15,3	7,0	4,8	8,9	0,1
Teplota pred turbínou	°C	280	280	280	510	250	510
Tlak pred turbínou	MPa	6,8	6,8	6,8	17,0	4,1	17,0
Hrubý priemer R.	m	14,0	4,1	6,0	14,0	9,8	22,5
Hrubá výška R.	m	25	12	22	14	8	17
Spôsob výmeny palivových článkov	-	kontin.	kampaň	kampaň	kampaň kontin.	kontin.	kampaň



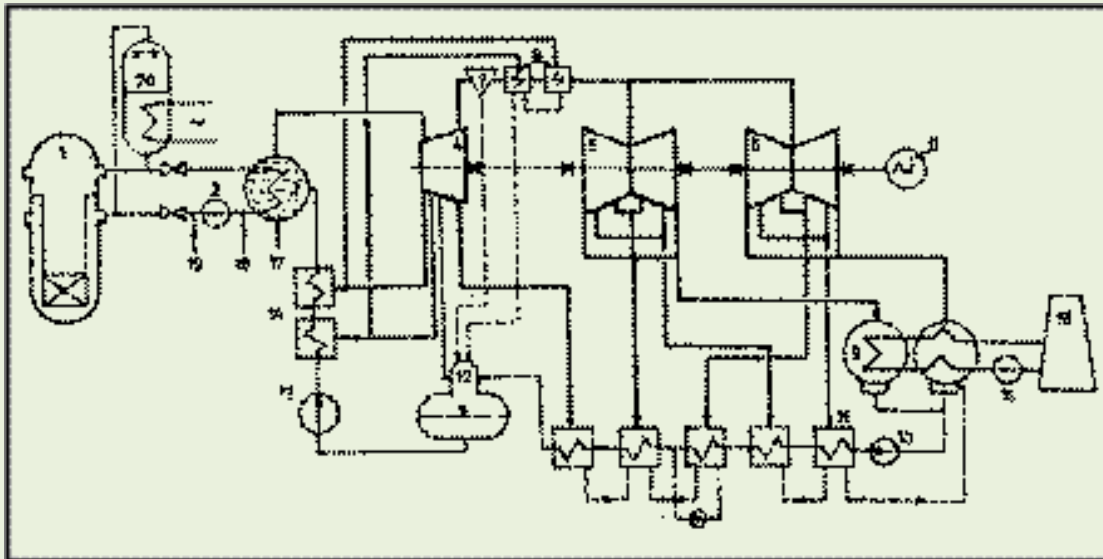
Návrat z prílohy pomocou: Alt + ←

Projektové charakteristiky reaktorov V-213

Rozmery	Priemer: 3840 mm, výška: 11 800 mm
	Hmotnosť: 215 t
Materiál	uhlíková nízkoalegovaná oceľ, žiaruvzdorná
Aktívna zóna reaktora	Priemer: 2880 mm, výška: 2500 mm
	Počet palivových kaziet: 312
	Počet palivových prútov v kazete: 126
	Materiál pokrytia: zliatina Zr + Nb
	Teplota vstupnej chladiacej vody: 267 °C
	Teplota výstupnej vody: 295 + 2 °C
	Tlak vody: 12,26 MPa
	Množstvo vody v primárnom okruhu: 223 m ³
Parogenerátor	Počet PG na R blok: 6
	Vnútorne rozmery: dĺžka: 11 800 mm, priemer: 3210 mm
	Hmotnosť: 145 t
	Parný výkon: 450 t.h ⁻¹ , tlak pary: 4,6 MPa, teplota pary: 260 °C
	Teplota napájacej vody: 223 °C
	Počet teplovýmenných rúrok: 5546
	Teplovýmenná plocha: 2510 m ²
Turbogenerátor	Počet TG na R blok: 2
	Menovitý výkon: 220 MW
	Otáčky: 3000 l/min
	trojtelesová, kondenzačná, 1 vysokotlakové teleso, 2 nízkotlakové telesá
	Teplota pary (ST): 256 °C
	Tlak pary (ST): 4,22 resp. 4,5 MPa
	Teplota pary (NT): 216,5 °C
	Tlak pary (NT): 0,363 MPa
	Výstupné napätie: 15,75 kV
Chladienie: voda, vodík	
Kondenzátor	Počet kondenzátorových telies: 2
	Vyhotovenie: dvojdielne, dvojkomorové
	Spôsob chladienia kondenzátorov: cirkulačný, chladiace veže s prirodzeným ťahom
	Počet chladiacich veží: 4

Tabuľka 3.2 Projektové charakteristiky reaktorov V-213

Tepelná schéma energetického bloku s VVER



Obr. 3.7 Základná tepelná schéma energetického bloku s VVER

(1 – reaktor, 2 – hlavné obehové čerpadlo, 3 – parný generátor, 4 – vysokotlaková časť turbíny, 5 – nízkotlaková časť turbíny, 6 – elektrický generátor, 7 – separátor, 8 – prehrievač, 9 – kondenzátor, 10 – kondenzátorové čerpadlo, 11 – nízkotlakový ohrievač, 12 – deaerátor, 13 – napájacie čerpadlo, 14 – vysokotlakový ohrievač, 15 – chladiaca veža, 16 – kondenzátne čerpadlo, 17 – odber vody sekundárneho okruhu na úpravu, 18 – prívod upravenej vody primárneho okruhu, 19 – odber vody primárneho okruhu na úpravu, 20 – kompenzátor objemu)

► Príloha 11:

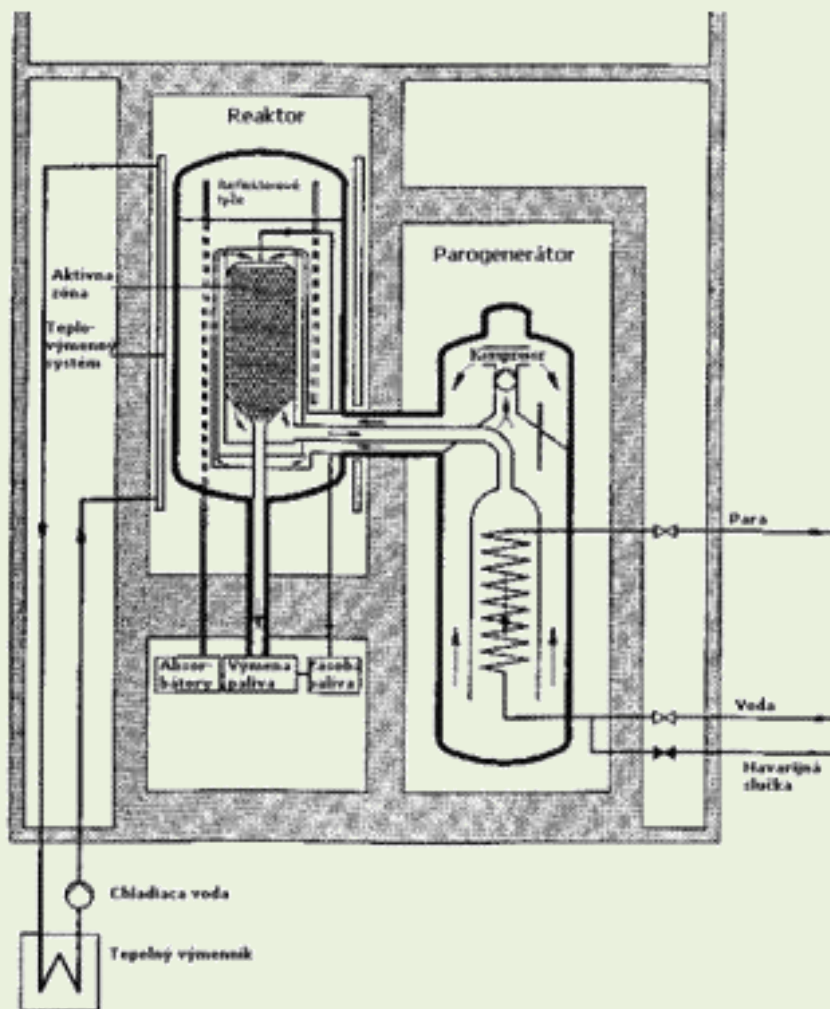
Zliatiny INCOLLOY

Všeobecné požiadavky			
Ustanovenia UNS	N08800	N08810	N08811
Zliatiny INCOLLOY	800	800H	800HT
Nikel	30.0-35.0	30.0-35.0	30.0-35.0
Chróm	19.0-23.0	19.0-23.0	19.0-23.0
Železo	39.5 min.	39.5 min.	39.5 min.
Uhlík	0.10 max.	0.05-0.10	0.06-0.10
Hliník	0.15-0.60	0.15-0.60	0.25-0.60
Titán	0.15-0.60	0.15-0.60	0.25-0.60
Hliník + Titán	0.30-1.20	0.30-1.20	0.85-1.20
Veľkosť zrna podľa ASTM	Nešpecifikované	5 alebo drsnejší	5 alebo drsnejší

Tabuľka 4.1 Limitné chemické zloženie [%] INCOLOY zliatin 800, 800H a 800HT

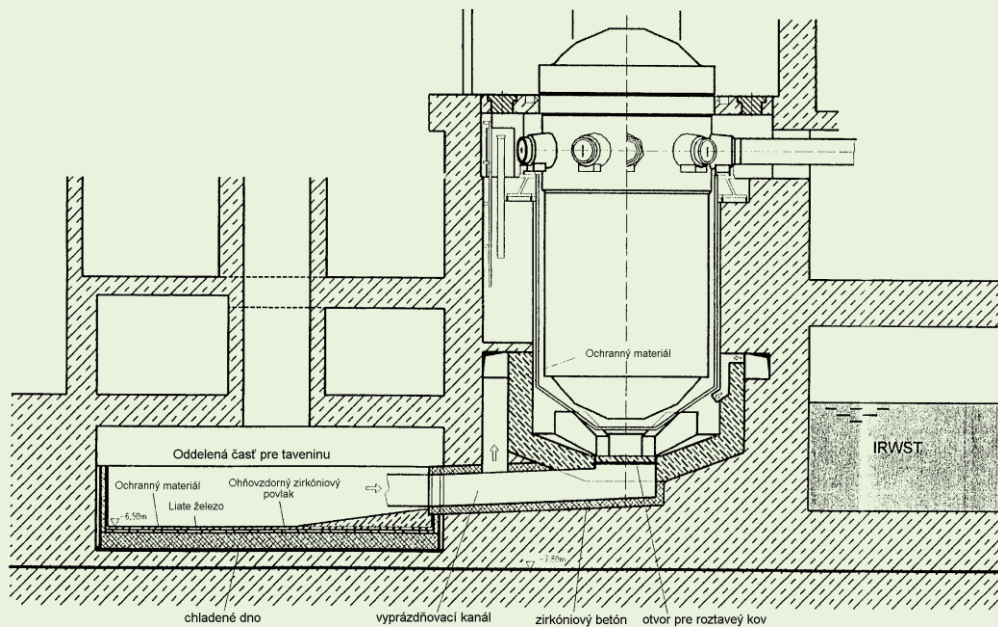
← Návrat z prílohy pomocou: Alt + ←

Vysokoteplotný reaktor



Obr. 4.6. Stavba HTR s guľovými palivovými článkami.

Stabilizácia pri tavení aktívnej zóny



Obr. 4.7 Konceptia šírenia a stabilizácia pri tavení aktívnej zóny reaktora

► Príloha 14:

Vybrané prevádzkové parametre

Prevádzkový parameter		Hodnota
Celkové ukazovatele		
	tepelný výkon	1800 MW
	elektrický výkon	640 MW
	čistá účinnosť	33,3 %
Reaktor		
	počet palivových kaziet	163
	merný výkon AZ	65,4 MW · m ⁻³
	priemerné vyhorenie paliva	40,4 MWd.kgU ⁻¹
Primárny okruh		
	tlak v PO	15,7 MPa
	teplota na vstupe do reaktora	293,9 °C
	na výstupe z reaktora	323,3 °C
	počet slučiek	4
Sekundárny okruh		
	tlak pary na výstupe PG	7,6 MPa
	teplota pary na vstupe do turbíny	277,9 °C
	tlak pary na vstupe do turbíny	6,9 MPa
	suchosť pary min.	0,995
	typ turbíny	K-600-6.9/50
	otáčky turbíny	3000 min ⁻¹
	výkon turbíny	640 MW
	tlak v kondenzátore	5,0 kPa
Generátor		
	typ	T3B-640-2Y3
	výkon	645 MVA
Plánovaná životnosť		
	celého zariadenia	50 rokov
	TNR	60 rokov

Tabuľka 4.4 Vybrané prevádzkové parametre zariadenia typu VVER 640/V407



Návrat z prílohy pomocou: Alt + ←

► **Príloha 15:**

Reaktory typu VVER vo svete

Štát	Bloky v prevádzke			Bloky vo výstavbe	
	V-230	V-213	V-320	V-213	V-320
<i>Bulharsko</i>	4	-	2	-	-
<i>Česká Republika</i>	-	4	2	-	-
<i>Maďarsko</i>	-	4	-	-	-
<i>Slovensko</i>	2	4	-	2	-
<i>Rusko</i>	4	2	7	-	1
<i>Ukrajina</i>	-	2	10	-	5
<i>Kuba</i>	-	-	-	2	-
<i>Fínsko</i>	-	2	-	-	-
<i>Spolu</i>	10	18	21	4	6
	49			10	

Tabuľka 4.5 Výskyt reaktorov VVER vo svete



Návrat z prílohy pomocou: Alt + ←

prírodné zásoby uránu

Krajina	Percentuálny podiel
Austrália	28 %
Kazachstan	15 %
Kanada	14 %
Juhoafrická republika	10 %
Namíbia	8 %
Brazília	6 %
Rusko	4 %
USA	3 %
Uzbekistan	3 %
Iné	9 %

Tabuľka 5.1 Prehľad prírodných zásob uránu vo svete



Návrat z prílohy pomocou: Alt + ←

► **Príloha 17:**

Transport paliva

Materiál	Transport		Poznámky
	z	do	
Ruda	ťažba	mletie	<i>zvyčajne na tom istom mieste</i>
Žltý koláč	mletie	konverzia	<i>rôzne uránové zložky</i>
Urán hexafluorid (UF ₆)	konverzia	obohatenie	
Obohatené UF ₆	obohatenie	výroba paliva	
Čerstvé palivo	výroba paliva	prevádzka	
Vyhorené palivo	prevádzka	skladovanie VJP	<i>skladovanie v bazénoch HVB</i>
Vyhorené palivo	skladovanie VJP	uloženie (medzisklad)	<i>technologicky najnáročnejší transport</i>
Vyhorené palivo	skladovanie VJP	prepracovanie	
Urán-oxid	prepracovanie	konverzia	<i>prepracovaný urán oxid</i>
Plutónium oxid	prepracovanie	výroba paliva	
Štiepne produkty	prepracovanie	uloženie (medzisklad)	<i>zasklenie (Pyrox sklo)</i>
<i>Odpad</i>	<i>všetky procesy</i>	<i>skladovanie, uloženie</i>	<i>zvyčajne na tom istom mieste</i>

Tabuľka 5.2 Transport paliva potrebný v celom palivovom cykle

← **Návrat z prílohy pomocou: Alt + ←**