

INSTITUT FOR FYSIK
DANMARKS TEKNISKE UNIVERSITET

FORELÆSNINGSNOTER TIL 10471 REAKTORFYSIK:

REAKTORERS PRINCIP OG OPBYGNING

AF

P.L.ØLGAARD

INDHOLDSFORTEGNELSE

	Side
1. Indledning	1
2. Fissionsprocessen	1
3. Kædereaktion	2
4. Kædereaktion med hurtige neutroner	4
5. Kædereaktion med langsomme neutroner	5
6. Kædereaktionens delprocesser	6
7. Kritikalitetsligningen	8
8. Konversion og formering	9
9. Opbygningen af termiske kraftreaktorer	11
10. Reaktorkontrol	13
11. Letvandsreaktorer	15
12. Tungtvandsreaktorer	19
13. Grafitreaktorer	20
14. Hurtige reaktorer	25
15. Kraftreaktordata	28
16. Reaktorerens anvendelsesmuligheder	31

1. Indledning

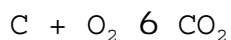
Den gren af teknologien, der beskæftiger sig med de i reaktorer forekommende kernereaktioner samt med disse processers indflydelse på udformningen af reaktorsystemer, kaldes reaktorfy-sikken. Den spiller en afgørende rolle ved projektering af kernereaktorer.

For at give et indtryk af den praktiske baggrund for reaktorfy-sikken vil princippet i kernereaktorer og disses prak-tiske udformning blive omtalt i det følgende. Endvidere vil de mest almindelige reaktortyper og de i disse benyttede materialer kort blive omtalt.

2. Fissionsprocessen

Den fundamentale fysiske proces i alle kernereaktorer er fissionsprocessen, som blev opdaget omkring årsskiftet 1938-39. Man blev på dette tidspunkt klar over, at når urankerner be-stråles med neutroner, vil kernerne efter indfangning af en neutron kunne undergå spaltning i to, i reglen ikke lige store, dele samtidig med, at der foregår en betydelig energifrigørelse, og at der udsendes 2 til 3 neutroner. Det er denne proces, der kaldes fission.

Den store energiudvikling, som fissionen medfører (ca. 200 MeV pr. fission), betød, når den blev sammenholdt med verdens uranforekomster, at man stod over for en vigtig, potentiel energikilde. Til sammenligning tjener, at energifrigørelsen pr. kulstofatom ved processen

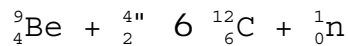


er 4.1 eV.

At kernereaktioner kan give anledning til meget betydelige energifrigørelser, var velkendt ved fissionens opdagelse. Det havde imidlertid ikke været muligt at udnytte denne energi til praktiske formål. Årsagen hertil er, at de indtil da kendte kerneprocesser involverede reaktioner mellem ladede kernepartik-ler, som på grund af deres positive ladning frastøder hin- anden. For at overvinde denne frastødning må kernerne accelereres op til meget store hastigheder, men selv da vil de f. eks. på grund af ionisering i langt de fleste tilfælde afgive deres energi, inden

de når at reagere med andre kerner. Herved forsvinder muligheden for at opnå en netto-elproduktion.

Ved fissionsprocessen har man ikke denne vanskelighed, idet neutronerne er elektrisk neutrale. Derimod er der tilsyneladende den komplikation, at neutroner ikke forekommer stabilt i naturen. Man kan imidlertid ved hjælp af forskellige kernereaktioner, f. eks. ${}^9_4\text{Be}(\alpha, n){}^{12}_6\text{C}$ -processen:



som udnyttes i americium-berylliumkilder (se noterne om "Kernefysik"). På grund af neutronernes manglende elektriske frastødning vil de hurtigt indfanges i praktisk talt alle grundstoffers kerner, og neutroners levetid som frie partikler vil derfor i de fleste stoffer være en brøkdel af et sekund. Det skal også nævnes, at neutronen ikke er stabil, men henfalder ved β^- -henfald med en halveringstid på 10,6 min.

At neutronerne ikke forekommer stabilt i naturen er uden større betydning for fissionsenergiens udnyttelse, idet der ved selve fissionsprocessen udsendes neutroner, som kan bringes til at forårsage nye fissioner. Herved udsendes nye neutroner, der giver nye fissioner o.s.v.

3. Kædereaktion

Betragter vi et medium, der indeholder uran, og sender vi ind i dette en neutron, vil denne kunne forårsage fission. Hvis vi for nemheds skyld antager, at der pr. fission udsendes 2 neutroner, har vi altså efter fissionen 2 neutroner i mediet. Hvis disse herefter hver for sig forårsager en ny fission, har vi efter disse 4 neutroner. Fortsætter denne procesrække, vil vi for hver ny fissionsgeneration få fordoblet antallet af neutroner. Der er altså etableret en kæde af reaktioner, der er i stand til at holde sig selv igang. Denne kaldes derfor en selvvirkende kædereaktion.

Det ses, at fordi der ved fission udsendes 2 à 3 neutroner, er der mulighed for at etablere en selvvirkende kædereaktion. Ethvert medium, i hvilket en selvvirkende kædereaktion kan sættes

igang, kaldes en reaktor.

I det foregående er det forudsat, at enhver neutron, der er udsendt ved fission, giver anledning til en ny fission. Dette er imidlertid for gunstig en forudsætning, idet ikke alle neutronindfangninger resulterer i fission. Endvidere vil der fra enhver reaktor af endelig størrelse være et vist tab på grund af lækage af neutroner ud af denne.

Sandsynligheden for tab af neutroner på grund af lækage vil i princippet altid kunne reduceres til en vilkårlig lille størrelse ved, at reaktoren gøres tilstrækkelig stor. Da lækagen er en overfladeeffekt, mens neutronproduktionen er en volumeneffekt, vil f. eks. en forøgelse af radius i en kugleformet reaktor medføre, at brøkdelen af neutroner, der lækker ud, reduceres.

Antallet af neutroner, som går tabt ved indfangning uden fission, er dels afhængig af, hvilke stoffer reaktoren indeholder, dels af neutronernes energi.

En nødvendig forudsætning for, at en kædereaktion kan etableres, er selvsagt, at reaktoren indeholder stoffer, hvis kerner ved neutronindfangning kan undergå fission. Det eneste stof i naturen, hvis kerner har denne egenskab, er grundstoffet uran, der består af 0,711 vægtprocent af uranisotopen ^{235}U og ca. 99,3 vægtprocent af isotopen ^{238}U . Der er imidlertid en afgørende forskel på de to uranisotopers evne til at undergå fission. ^{235}U -kerner kan undergå kernespaltning ved indfangning af neutroner med vilkårlig energi. De betegnes derfor fissile kerner. ^{238}U -kerner kan derimod kun undergå fission, hvis de indfangede neutroner har en energi, der ligger over 1,5 MeV. På grund af den høje neutronenergi, der kræves, taler man om hurtig fission i ^{238}U .

Man kunne tænke sig at reducere absorption af neutroner i stoffer, der ikke kan undergå fission, ved udelukkende at lade en reaktor bestå af naturligt uran, f. eks. ved at lade reaktoren have form af en stor urankugle. Det vil imidlertid ikke være muligt at etablere en selvvirkende kædereaktion i en sådan reaktor, uanset hvor stor den gøres. Dette beror på følgende forhold.

De ved fission producerede neutroner udsendes med betydelig energi, 0,1 til 10 MeV. Deres middelenergi er 2 MeV (se noterne om "Fission"). En væsentlig del af neutronerne har derfor mulighed for at forårsage hurtig fission i ^{238}U . Imidlertid vil en vekselvirkning mellem en hurtig neutron og en ^{238}U -kerne kun i få tilfælde føre til fission. Langt hyppigere vil den resultere i inelastisk spredning, d.v.s. at neutronen genudsendes med en væsentlig reduceret energi, mens ^{238}U -kernen efterlades i en eksiteret tilstand (jfr. noterne om "Kernefysik"), hvorfra den henfalder til grundtilstanden under udsendelse af (-stråling. Ved inelastisk spredning vil neutronernes energi i reglen komme ned under tærskelværdien for hurtig fission i ^{238}U , hvorefter de ikke mere kan fremkalde fission i ^{238}U . Ganske vist kan de stadig forårsage fission i ^{235}U -kerner, men disse udgør i naturligt uran kun ca. 0.7%. Da de langt flere ^{238}U -kernerne ved de lavere energier har en betydelig tilbøjelighed til at indfange neutroner uden fission, vil neutronerne fortrinsvis indfanges i ^{238}U -kerner, og en selvvirkende kædereaktion kan derfor ikke etableres. For at etablere en kædereaktion må reaktorer derfor opbygges på en anden måde.

4. Kædereaktion med hurtige neutroner

Én mulighed er, at man i stedet for at anvende naturligt uran benytter beriget uran, d.v.s. uran, som indeholder en større procentdel af ^{235}U -kerner end naturligt uran. Herved øges sandsynligheden for indfangning i ^{235}U . Reactorer, som arbejder på basis af beriget uran og hurtige neutroner, d.v.s. neutroner i energiområdet fra ca. 0,01 MeV til ca. 10 MeV, kaldes hurtige reaktorer. Der er hidtil kun blevet bygget et begrænset antal hurtige reaktorer, fordi denne reaktortype ikke i dag er økonomisk konkurrencedygtig med andre reaktortyper. Når man alligevel fortsætter arbejdet med hurtige reaktorer, skyldes det, at de som omtalt i afsnit 8 har andre, meget attraktive egenskaber.

Det berigede uran, som anvendes i hurtige reaktorer, skal have en høj grad af berigning, mindst 10-20%, og dette medfører en høj brændselspris. Fremstilling af beriget uran er nemlig både

dyr og kompliceret.

Beriget uran kan fremstilles ud fra naturligt uran ved brug af forskellige metoder. Den mest anvendte er diffusionsmetoden, som udnyttes i såkaldte diffusionsanlæg. I disse udnytter man den forskellige diffusionshastighed af gasformige $^{235}\text{UF}_6$ - og $^{238}\text{UF}_6$ -molekyler gennem specielle membraner. Sådanne anlæg findes f.eks. i USA, Rusland, UK, Frankrig og Kina. En anden metode til fremstilling af beriget uran, som i de senere år har vundet frem, er centrifugemetoden. Ved denne centrifugeres gasformig UF_6 ved meget høje rotationshastigheder, hvorved man opnår en adskillelse mellem de lettere ^{235}U - og de tungere ^{238}U -molekyler. Centrifugeanlæg er i drift i UK, Tyskland, Holland, Japan og Pakistan. En tredje metode, laser-separation, er under udvikling.

5. Kædereaktion med langsomme neutroner

En anden måde at etablere en kædereaktion på er følgende: Reaktoren består af naturligt uran, f.eks. i form af uranstave, der er anbragt i et stof, som i det væsentlige består af lette atomkerner. Dette stof kaldes moderatoren. I en sådan reaktor vil de hurtige fissionsneutroner bevæge sig fra uranstavene ud i moderatoren, hvor de, hovedsagelig ved elastiske stød med moderatorkernerne, vil afgive energi til disse. Herved nedbremses neutronerne. For moderatorkernerne gælder, at jo lettere disse er, desto større bliver neutronens energiafgivelse pr. kollision. Dette er en simpel følge af sætningen om bevægelsesmængdens og den kinetiske energis bevarelse ved elastiske stød. Ved valg af moderatormateriale må man dog også sikre sig, at det ikke indeholder atomkerner, der har stor tilbøjelighed til at indfange neutroner.

Efter at neutronerne har undergået et antal stød med moderatorkerner, hvorved de har afgivet næsten al deres kinetiske energi, bliver de langsomme eller termiske neutroner. Disse neutroner er praktisk talt i termisk ligevægt med moderatorkernerne. Energien af de termiske neutroner ligger i området fra ca. 0,005 eV til ca. 0,15 eV. Ved disse energier vil neutronerne selv for naturligt uran have betydelig større sandsynlighed for at

indfanges i ^{235}U med efterfølgende fission end for indfangning i ^{238}U . Dette åbner mulighed for etablering af en selvvirkende kædereaktion.

Reaktorer, i hvilke termiske neutroner forårsager den overvejende del af fissionerne, kaldes termiske reaktorer. Det kan nævnes, at der findes en tredje reaktortype, den intermediære reaktor, i hvilken der foregår nogen nedbremsning af de hurtige fissionsneutroner, men hvor indfangningen af neutronerne sker, før de er kommet i termisk ligevægt med moderatorens kerner. Arbejdet med denne reaktortype har dog været meget begrænset.

Den dominerende reaktortype er i dag den termiske reaktor. Derfor er det først og fremmest denne type, vi vil interessere os for.

6. Kædereaktionens delprocesser

Vi betragter en reaktor, som består af uranstave, også kaldet brændselsstave, mellem hvilke moderatormaterialet er anbragt. Kædereaktionen i reaktoren kan beskrives ved hjælp af følgende delprocesser.

Lad os antage, at der netop er absorberet n termiske neutroner i uranstavene. Disse absorptioner vil give anledning til udsendelse af $\bar{O}n$ fissionsneutroner. \bar{O} er nemlig defineret som antallet af fissionsneutroner, der udsendes pr. termisk neutron indfanget i uranet (se noterne om "Fission"). Det bør her bemærkes, at absorption af termiske neutroner i stavene vil ske både i ^{235}U - og ^{238}U -kerner. Ved indfangning i ^{238}U går neutronerne tabt for kædereaktionen. Det samme kan ske ved absorption i ^{235}U , idet en mindre del af ^{235}U -indfangningerne, ca. 15%, resulterer i absorption uden fission. Værdien af \bar{O} afhænger af forskellige forhold, især berigingen af uranet. \bar{O} er for naturligt uran ca. 1,3 og for rent ^{235}U ca. 2,1.

De hurtige fissionsneutroner fødes i uranstavene og bevæger sig gennem disse ud i moderatoren, hvor nedbremsningsprocessen starter. Mens fissionsneutronerne endnu befinder sig i stavene, vil nogle af dem som ovenfor omtalt kunne forårsage hurtig fission i ^{238}U . Herved vil antallet af producerede fissionsneutroner øges med faktoren k , også kaldet hurtigfissionsfaktoren. k har

for de fleste reaktortyper en værdi på 1,00-1,06.

De n_0 neutroner, der nu er til rådighed for kædereaktionen bevæger sig rundt i moderatoren, hvor de ved sammenstød med dennes atomkerner mister energi. Samtidig vil neutronerne bevæge sig i zig-zag-baner (jfr. noterne om "Neutronnedbremsning"). Under denne bevægelse vil en vis brøkdel af neutronerne lække ud af reaktoren og derved gå tabt for kædereaktionen. Sandsynligheden for, at de hurtige neutroner ikke lækker ud af reaktoren er P_h , også kaldet non-lækage-sandsynligheden for hurtige neutroner. Antallet af neutroner, der resterer i reaktoren er nu $n_0 P_h$.

Under den sidste del af nedbremsningsprocessen er der en ikke ubetydelig sandsynlighed for, at neutronerne indfanges i ^{238}U . Denne proces, der i det væsentlige foregår i energiområdet 0,1-1000 eV, kaldes resonansindfangning. I dette område udviser neutronabsorptionssandsynligheden for en række stoffer, herunder ^{238}U , udprægede resonansstoppe (jfr. noterne om "Tværsnit, neutronflux og reaktionshastighed"). Heraf navnet på denne indfangningstype. P.gr.a. resonansindfangning i ^{238}U reduceres antallet af neutroner med faktoren p , også kaldet resonanspassagesandsynligheden. p ligger for de fleste reaktorer på en værdi af 0,75-0,9.

De resterende $n_0 P_h p$ neutroner vil nå ned i området for de termiske neutroner, ca. 0.005-0.15 eV, hvor de diffunderer rundt i zig-zag-baner (jfr. noterne om "Diffusionsteori"). Nu er neutronernes energi af samme størrelsesorden som moderatorkernerne, så nogle gange mister neutronerne energi ved stød, og andre gange vinder de energi. Under bevægelsen rundt i reaktoren som termiske neutroner vil nogle af neutronerne lække ud af reaktoren og gå tabt. Sandsynligheden for, at de termiske neutroner ikke lækker ud, er P_t , også kaldet non-lækage-sandsynligheden for termiske neutroner.

Resten af neutronerne, $n_0 P_h p P_t$, vil indfanges i reaktorens materialer. Brøkdelen af disse neutroner, der indfanges i uranstavene er f , også kaldet den termiske udnyttelsesfaktor. f har for de fleste reaktorer værdier på 0,75-0,95.

Vi startede med, at n termiske neutroner indfangedes i uranet. Dette giver anledning til, at der i næste neutrongenera-

tion indfanges n_0 , $P_h P_t f$ termiske neutroner i uranet. Vi definerer nu den effektive multiplikationsfaktor k_{eff} som forholdet mellem antallet af neutronerne i én neutrongeneration og antallet i den foregående. Af de ovenfor anførte betragtninger ser vi umiddelbart, at

$$k_{eff} = \frac{n \eta \epsilon P_h P_t f}{n} = \eta \epsilon p f P_h P_t$$

Bestemmelsen af de her omtalte, reaktorfysiske størrelser, som udgør en vigtig del af reaktorfysikken, kommer vi tilbage til i forbindelse med noterne om "Bestemmelse af nukleare konstanter for heterogene og homogene, termiske reaktorer".

7. Kritikalitetsligningen

Såfremt k_{eff} er større end 1, vil antallet af neutroner i reaktoren vokse for hver neutrongeneration, d.v.s. vi har en selvvirkende kædereaktion. Man siger, at reaktoren er overkritisk.

Såfremt k_{eff} er lig 1, vil antallet af neutroner i reaktoren være konstant i tiden, d.v.s. kædereaktionen kan lige akkurat opretholdes. Man siger, at reaktoren er kritisk. I dette tilfælde er neutronproduktionen i reaktoren netop lig neutrontabene ved absorption og lækage.

Betingelsen

$$k_{eff} = \eta \epsilon p f P_h P_t = 1$$

kaldes også kritikalitetsligningen.

Såfremt k_{eff} er mindre end 1, vil antallet af neutroner i reaktoren falde for hver neutrongeneration, d.v.s. kædereaktionen går i stå. Man siger, at reaktoren er underkritisk.

Det er praktisk at indføre multiplikationsfaktoren for det uendelige medium, k_∞ , der defineres ved

$$k_\infty = \eta \epsilon p f$$

Denne formel kaldes fire-faktor-formlen. Hvis k_4 er mindre end 1, kan en kædereaktion ikke realiseres, selvom reaktoren gøres uendelig stor.

Ved indførelse af k_4 i kritikalitetsligningen fås

$$k_{\text{eff}} = k_{\infty} P_h P_t = k_{\infty} P$$

hvor $P = P_h P_t$ er den samlede non-lækage-sandsynlighed. P er afhængig af reaktorens størrelse. Jo større reaktoren er, desto større bliver P . I en uendelig stor reaktor er der ingen lækage, d.v.s. $P=1$.

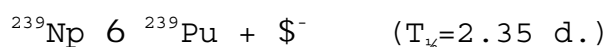
Den geometriske størrelse af reaktoren, der svarer til, at reaktoren er kritisk ($k_{\text{eff}}=1$), d.v.s. den størrelse, der medfører, at en selvvirkende kædereaktion netop kan etableres, kaldes den kritiske størrelse. Gøres reaktoren større, vil lækagen mindskes og reaktoren blive overkritisk ($k_{\text{eff}}>1$). Gøres reaktoren mindre, bliver lækagen større og reaktoren underkritisk ($k_{\text{eff}}<1$).

Den vægtmængde af uran, som er indeholdt i en kritisk reaktor, kaldes den kritiske masse.

8. Konversion og formering

Som tidligere nævnt er ^{235}U den eneste i naturen forekommende kerne, som undergår fission ved indfangning af neutroner med vilkårlig energi. Det er imidlertid muligt at fremstille andre, fissile materialer ved neutronindfangning.

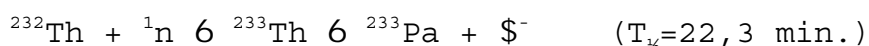
Ved brug af naturligt eller svagt beriget uran som brændsel i en reaktor vil en ikke ringe del af neutronerne indfanges i ^{238}U -kerner og hermed gå tabt for kædereaktionen. Men samtidig får man dannet ^{239}U -kerner, som er radioaktive, og som ved udsendelse af β -partikler omdannes til neptunium-239-kerner, (^{239}Np). Også ^{239}Np -kernerne er radioaktive og undergår β -henfald, hvorved de omdannes til kerner af grundstoffet plutonium, ^{239}Pu . ^{239}Pu -kerner kan ligesom ^{235}U -kerner undergå spaltning ved indfangning af neutroner med vilkårlig energi. Man har altså ved neutronindfangning i ^{238}U fået produceret nyt fissilt materiale. De involverede kerneprocesser kan skrives på følgende form:



Også ^{239}Pu -kerner er radioaktive, idet de udsender β^- -partikler. Imidlertid er deres halveringstid meget lang, 24100 år, hvorfor man i mange sammenhænge kan tillade sig at betragte ^{239}Pu som en stabil kerne.

Denne omdannelse af ^{238}U til fissilt ^{239}Pu er af meget stor betydning, idet den åbner mulighed for, at kraftreaktorer kan udnytte ikke alene ^{235}U , men også ^{238}U som brændsel.

En lignende produktion af spalteligt materiale kan opnås ved neutronindfangning i grundstoffet thorium, som består af en enkelt isotop, ^{232}Th . Ved neutronindfangning i ^{232}Th dannes ^{233}Th , som ved to på hinanden følgende β^- -udsendelser omdannes til uranisotopen ^{233}U :



Pa står for grundstoffet protaktinium.

^{233}U kan ligesom ^{235}U og ^{239}Pu undergå fission ved indfangning af neutroner med vilkårlig energi og er som følge heraf et fissilt materiale. ^{233}U er ligesom ^{239}Pu β^- -radioaktiv men har en meget lang halveringstid, 159200 år

^{238}U og ^{232}Th , som ved neutronindfangning kan omdannes til fissile stoffer, kaldes fertile materialer.

De fissile og fertile materialer i en reaktor benævnes brændsel. Det er på nukleare processer i disse stoffer, enten direkte ved fission eller ved nukleare omdannelser efterfulgt af fission, at reaktorers energiproduktion er baseret.

Som det fremgår af ovenstående, kan man samtidig med, at spaltelige materialer forbruges, producere nyt spalteligt materiale. Denne proces kaldes konversion. Omfanget af konversionen måles ved konversionsforholdet, som er defineret ved forholdet mellem antallet af producerede, nye fissile kerner og antallet

af forbrugte, fissile kerner. Er konversionsforholdet større end 1, d.v.s. produceres der mere fissilt materiale, end der forbruges, taler man om formering (eng. breeding). Mulighederne for at opnå formering er særlig gunstige i hurtige reaktorer. Faktisk kan man kun opnå formering med ^{239}Pu - ^{238}U -brændsel i hurtige reaktorer. For fuldt ud at udnytte verdens uranreserver er det derfor nødvendigt at bygge hurtige reaktorer, og dette er baggrunden for, at man trods de problemer, denne reaktortype byder på, alligevel arbejder med udvikling af den. Ved brug af ^{233}U - ^{232}Th -brændsel skulle formering være mulig i visse, termiske reaktorer, men også her er hurtige reaktorer gunstigere.

9. Opbygningen af termiske kraftreaktorer

I fig. 1 er vist en skematisk tegning af opbygningen af et kernekræftværk med en termisk reaktor.

Den centrale del af termiske reaktorer, d.v.s. den del, der indeholder brændsel og moderator, og hvori kædereaktionen foregår, kaldes reaktorkernen eller blot kernen. Kernen er i reglen omgivet af et lag moderatormateriale, reflektoren, som har til opgave at reflektere undvigende neutroner tilbage til kernen, således at de ikke går tabt for kædereaktionen. Kerne og reflektor er oftest anbragt i en tank, reaktortanken.

Brændslet, d.v.s. det fissile og fertile materiale i kernen, kan forekomme homogent blandet med moderatoren, f.eks. i form af uransalte opløst i almindeligt vand. I så fald taler man om en homogen reaktor. Langt almindeligere er det dog, at brændsel og moderator forekommer i adskilte zoner i kernen, f.eks. i form af uranstave anbragt i et modererende medium. Brændslet kan også forekomme som knipper af stave, som rør eller plader. Disse uranstave, -knipper, -rør eller -plader kaldes brændselselementer. Reactorer, hvor brændsel og moderator forekommer adskilt, kaldes heterogene reaktorer. Den følgende diskussion af reaktorerens opbygning vil primært koncentrere sig om disse.

Udover brændsel og moderator består heterogene reaktorer af andre materialer, hvis funktion kort skal omtales.

Ved hver fission dannes som tidligere nævnt to nye atom-

kerner, også kaldet fissionsprodukter, som er stærkt radioaktive. For at forhindre, at disse slipper ud af brændselselementet og forurener reaktoren, og for samtidig at beskytte brændselsmaterialet mod korrosion er brændselselementerne i en heterogen-

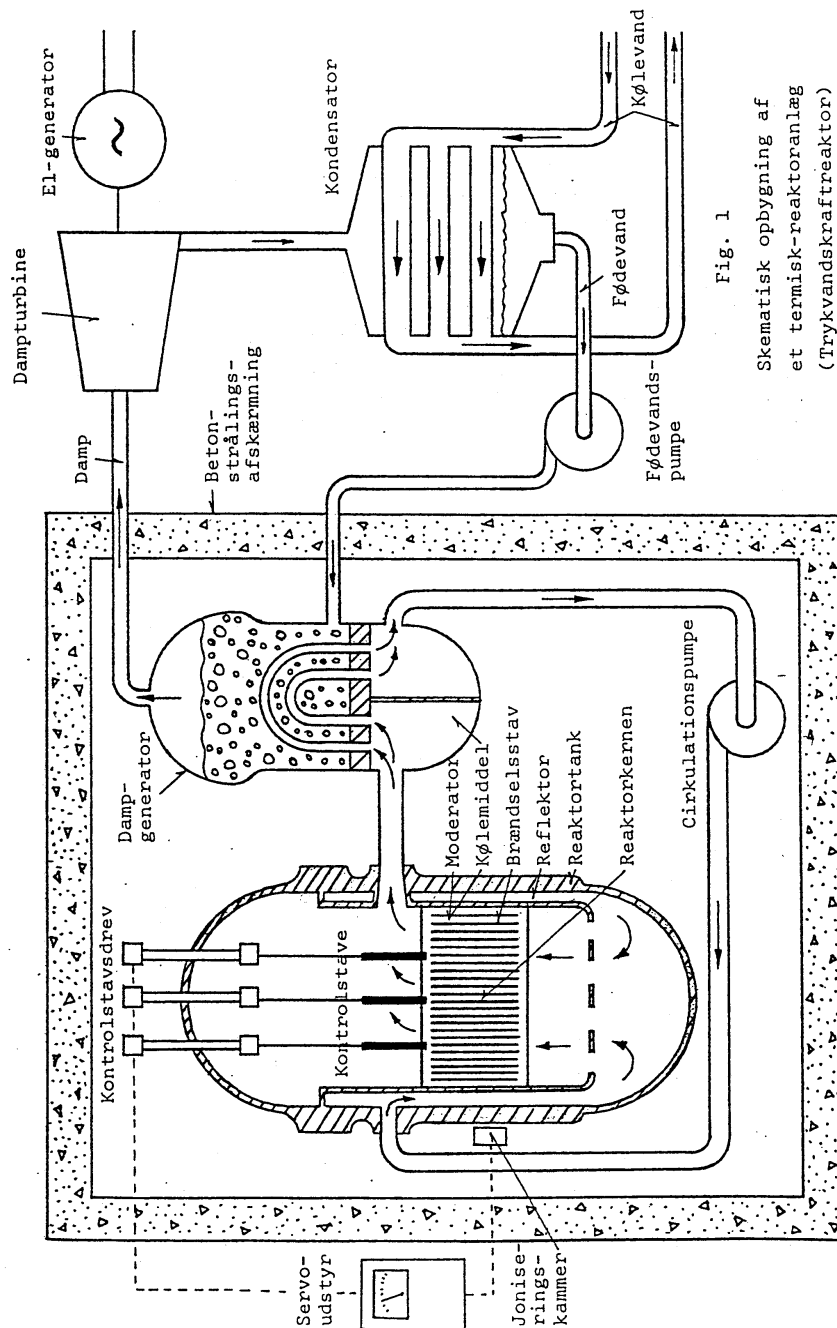


Fig. 1

Skematisk opbygning af et termisk-reaktoranlæg (Trykvandskraftreaktor)

reaktor indkapslet i et beskyttende hylster, indkapslingen. Ved

udformningen af brændselselementerne og reaktorkernen iøvrigt er det ofte nødvendigt at indføre strukturelle materialer. Som sådanne anvendes stort set de samme stoffer, som benyttes til indkapslingen.

Baggrunden for, at atomkernespløtning kan udnyttes til kraftproduktion, er som tidligere nævnt, at fission ledsages af stor energifrigørelse. I fissionsøjeblikket vil størstedelen af denne energi forekomme som bevægelsesenergi af spaltningsprodukterne. Disse vil dog hurtigt afgive deres energi til omliggende atomer, hvorved der sker en opvarmning af brændslet (se noterne om "Fission"). For at benytte denne varmeenergi, f.eks. til produktion af elektrisk energi, vil man sædvanligvis føre den ud af reaktoren til et anlæg, hvor den kan udnyttes til produktion af elektrisk energi. Denne varmetransport sker ved, at et kølemiddel, som kan være identisk med moderatoren, pumpes ind gennem reaktorkernen langs med brændselselementernes overflade. Ved kontakten med elementerne opvarmes kølemidlet, som herefter sendes til en varmeveksler eller dampgenerator. Her overføres varmen til vand, som ved kogning omdannes til damp. Efter at have afgivet en del af sin varmeenergi i dampgeneratoren sendes kølemidlet tilbage til reaktoren, hvor den igen opvarmes etc. Den i dampgeneratoren dannede damp sendes gennem en dampturbine til kondensatoren, hvor dampen fortættes til vand, der som føde vand pumpes tilbage til dampgeneratoren (se fig. 1). Dampturbinen trækker en elektrisk generator, som producerer elektrisk energi.

Da der i forbindelse med kernespløtninger udsendes en meget intens stråling af både neutroner og (γ -stråling, er det nødvendigt at omgive reaktoren af et tykt afskærmningslag for at beskytte driftspersonalet. Denne afskærmning består i reglen af jern og beton, men kan også indeholde alternerende lag af jern og vand.

10. Reaktorkontrol

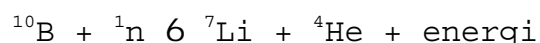
En forudsætning for, at en reaktor kan anvendes som energikilde, er, at kædeprocessen og hermed energiudviklingen kan kontrolleres. Dette sker sædvanligvis ved hjælp af kontrolstave, som indeholder stærkt neutronabsorberende stoffer, og som kan

bevæges ind i og ud af reaktorkernen. Når kontrolstavene er helt inde i kernen, vil absorptionen i kontrolstavene være så stor, at en selvvirkende kædereaktion ikke kan realiseres. Bevæges stavene ud, fjernes denne absorption, og kædereaktionen kan, når stavene er kommet tilstrækkeligt langt ud, etableres.

Før starten af en reaktor er kontrolstavene helt inde i kernen. Ved opstart af reaktoren bevæges de langsomt ud, indtil reaktoren er svagt overkritisk. I denne tilstand vil antallet af neutroner og hermed antallet af fissioner i kernen stige. Da reaktorens varmeeffekt er proportional med antallet af fissioner pr. tidsenhed, vil effekten stige i takt med neutronantallet. Når det ønskede effektniveau er nået, bevæges kontrolstavene så meget ind, at reaktoren netop bliver kritisk. Herved er en stationær tilstand med den ønskede effekt opnået. Kædereaktionen og effektudviklingen standses ved at føre kontrolstavene helt ind i kernen. Som kontrolstavsmaterialer anvendes en række stoffer, borkarbid, sølv-indium-cadmium-legeringer og hafnium.

Ved trykvandsreaktorer benyttes - udover kontrolstave - også et andet kontrolsystem, opløselig forgiftning. Ved dette opløser man i moderatoren, vand, et stærkt neutronabsorberende stof, f.eks. borsyre. Ved at variere koncentrationen af dette stof i moderatoren kan man opnå den ønskede kontrol af reaktoren. Opløselig forgiftning har den fordel frem for kontrolstave, at neutrontæthedsfordelingen og dermed effektfordelingen i kernen næsten ikke ændrer sig, når forgiftningen ændres. Dette er ikke tilfældet ved brug af kontrolstave. Til gengæld virker systemet væsentlig langsommere, hvorfor det ved hurtig nedlukning af reaktoren altid er nødvendigt at bruge kontrolstave.

Reaktorens effektniveau måles ved hjælp af neutrondetektorer, f.eks. ioniseringskamre, i hvilke kammergassen er $^{10}\text{BF}_3$. Ved neutronindfangning i en ^{10}B -kerne fås kernereaktionen



Udsendelsen af ${}^7\text{Li}$ - og ${}^4\text{He}$ -kernerne vil medføre ionisering af kammergassen, hvorved der opstår en elektrisk strøm gennem kammeret, som er proportional med neutrontætheden ved kammeret

og reaktorens effektniveau. Ved at sammenkoble ioniseringskammerkredsløbet og kontrolstavens drivmekanisme gennem et servosystem kan automatisk regulering af reaktorens effektniveau opnås.

Under reaktordriften vil brændslets oprindelige indhold af fissilt materiale gradvis formindskes p.gr.a. fission. Samtidig dannes der en stigende mængde af fissionsprodukter, hvoraf mange har en betydelig tilbøjelighed til at absorbere neutroner. Begge disse forhold vil få k_{eff} til at falde. Ganske vist vil der samtidig ved neutronindfangning i fertile materialer dannes nye, fissile kerner, men produktionen af disse vil for langt de fleste reaktortyper ikke være tilstrækkelig til at holde kædereaktionen igang (jfr. noterne om "Langtidsændringer af reaktiviteten i termiske reaktorer").

Det er derfor nødvendigt ved en reaktors start at have et større indhold af fissilt materiale end nødvendigt for at opnå kritikalitet, d.v.s. at starte med $k_{eff} > 1$. Kritikalitet opnås ved at have kontrolstavene et stykke inde i kernen. Efterhånden som fissile kerner i brændslet undergår fission eller "brændes op", trækkes kontrolstavene gradvis ud af kernen, således at kritikalitet hele tiden opretholdes. Når kontrolstavene er helt ude af reaktoren, kan kædereaktionen ikke fortsætte. Det er nødvendigt at udskifte udbrændte brændselementer med nye elementer. Denne udskiftning sker sædvanligvis gradvis, d.v.s. kun en del af elementerne udskiftes på én gang. Ved enkelte reaktortyper kan udskiftningen foregå under reaktordrift. Men ved de fleste er man nødt til at lukke reaktoren ned for at udskifte. Udskiftningen foretages sædvanligvis under den årlige vedligeholdelsesnedlukning.

11. Letvandsreaktorer

Reaktorer kan opdeles ud fra forskellige kriterier: neutronernes energi (termiske, intermediære og hurtige reaktorer), kernens opbygning (heterogen eller homogen), eller den anvendte moderator.

Som moderator anvendes som tidligere nævnt stoffer, der indeholder store mængder af lette kerner. Ud fra dette synspunkt er H_2O (også kaldet let vand i modsætning til tungt vand) en

næsten ideel moderator. Dels har vand et stort indhold af brint, som er det grundstof, hvis atomkerner har den mindste masse, dels er vand meget billigt. Desværre har almindelig brint også betydelig tilbøjelighed til indfangning af neutroner, og let vand kan derfor ikke anvendes i reaktorer, der benytter naturligt uran som brændsel. I letvandsreaktorer skal man som brændsel anvende svagt beriget uran med 3-4% ^{235}U . Brændselselementerne har i reglen form af firkantede knipper af brændselsstave. En anden ulempe ved brug af vand som moderator og kølemiddel i kraftreaktorer er, at man for at opnå en god termisk virkningsgrad må have en høj temperatur og dermed et højt tryk i reaktoren. Den termiske virkningsgrad er defineret som forholdet mellem et kernekraftværks produktion af elektricitet, den elektriske nettoeffekt, og den tilhørende produktion af varme, den termiske effekt. Den høje temperatur betyder, at kraftreaktorer af letvandstypen skal være indesluttede i svære trykbeholdere, som er komplicerede at fremstille og dyre. Endelig er vand ved høj temperatur ganske korrosivt, og dette giver begrænsninger ved valg af materialer til brændselselementerne.

Ved letvandsreaktorer, som i dag er den dominerende reaktortype, anvender man næsten udelukkende zirkoniumlegeringer som indkapslingsmateriale. Tidligere anvendtes også rustfrit stål.

Grundstoffet zirkonium, der iøvrigt først har fundet praktisk anvendelse i forbindelse med kernereaktorer, er et metal, som kun i ringe omfang absorberer neutroner, som er kemisk modstandsdygtig over for vand selv ved 300 °C, og som beholder sin styrke op til moderat høje temperaturer, 400-500 °C. Det er relativt dyrt, men prisen har været faldende.

Rustfrit stål er, vurderet på basis af mekanisk styrke, pris og generel modstandsdygtighed over for korrosion, et udmærket indkapslingsmateriale. Desværre udviser det stor tilbøjelighed til neutronindfangning, og en letvandsreaktor med rustfri stålindkapsling behøver derfor højere berigning end en tilsvarende reaktor med zirkoniumindkapsling.

Som brændselmateriale anvendes i letvandskraftreaktorer kun urandioxyd, UO_2 , fordi denne uranforbindelse i modsætning til

de fleste andre ikke reagerer kemisk med vand. Ganske vist er brændselselementerne altid forsynet med indkapsling, men man må regne med, at mindre huller kan opstå i indkapslingen, og brændselsmaterialet må derfor være modstandsdygtigt over for kølemidlet. UO_2 kan tåle meget høje temperaturer; dets smeltepunkt ligger ved ca. $2750\text{ }^\circ\text{C}$. Endelig har UO_2 stor bestandighed over for neutronbestråling, ligesom det kan tåle, at en betydelig del af de indeholdte ^{235}U -kerner spaltes, uden at dets materialeegenskaber, inklusive dets form, ændres væsentligt. UO_2 har dog også en række mindre ønskværdige egenskaber. Dets massefylde er kun ca. halvdelen af metallisk urans ($D_{\text{UO}_2}=10.5\text{ g/cm}^3$). Dette nødvendiggør brug af større berigning, idet sandsynligheden for neutronindfangning i brændslet er mindre p.gr.a. den mindre massefylde. UO_2 er et keramisk materiale, og dets varmelednings-evne er ringe. Endelig er UO_2 -elementer dyrere at fremstille end uranmetalelementer.

Letvandsreaktorer findes i to typer, trykvandsreaktorer og kogendevandsreaktorer. I trykvandsreaktoren, som er vist i fig. 1, holdes moderatoren under så højt et tryk (ca. 150 bar), at kogning ikke forekommer i reaktoren. Som tidligere nævnt afgives den producerede varme i dampgeneratoren, hvor varmen bruges til dampproduktion.

Et snit gennem en kogendevandsreaktor er vist i fig. 2. Ved denne type foregår dampproduktionen inde i reaktorkernen, hvor moderatoren bringes i kog. Blandingen af damp og vand, som kommer ud af reaktorkernens top ledes gennem en dampseparator, hvor vand og damp adskilles, og gennem en damptørrer, hvor de sidste vanddråber fjernes fra dampen. Herefter går den til turbinen. Dampseparator og -tørrer er anbragt over kernen, hvorfor kontrolstavene føres ind gennem reaktortankens bund. En fordel ved kogendevandsreaktoren er, at man undgår dampgenerator og cirkulationspumpen i det primære kølekredsløb, d.v.s. det kølekredsløb, der inkluderer kernen. Ligeledes undgår man temperaturfaldet over dampgeneratoren. Dette betyder, at man for samme damptemperatur og -tryk ved turbinen kan man nøjes med et mindre tryk (ca. 75 bar) i reaktortanken og dermed mindre vægtykkelse i denne.

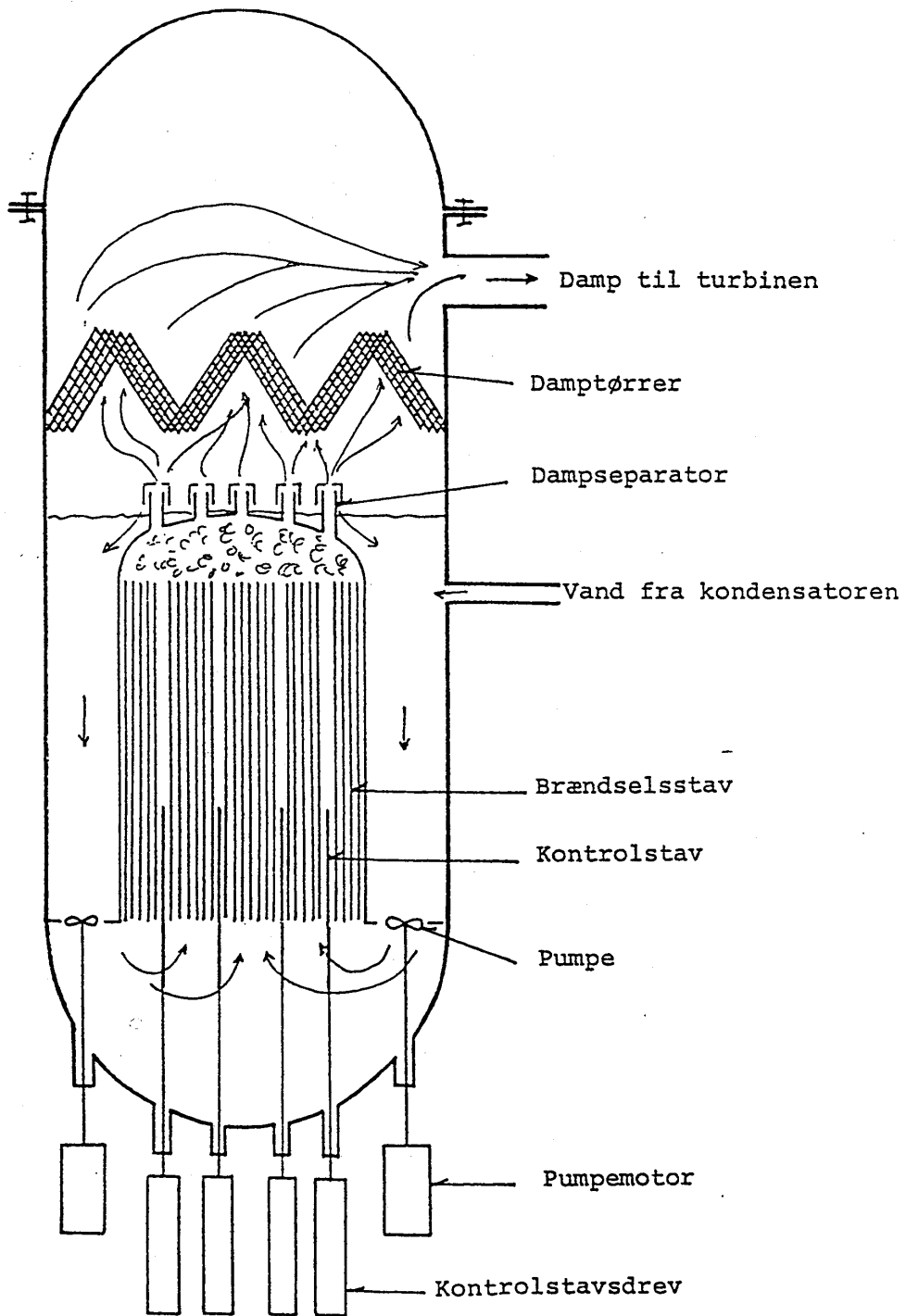


Fig. 2. Lodret snit gennem en kogendevandsreaktor.
(Principskitse)

Til gengæld bliver kernen i en kogendevandsreaktor større, idet der skal være plads til dampboblerne. Endvidere er den tilladelige varmeproduktionen pr. kg uran i kernen mindre end i trykvandsreaktoren. Af andre ulemper ved kogendevandsreaktoren skal nævnes, at vandrensingsproblemerne er væsentlig større p.gr.a. de langt større metaloverflader, reaktorvand og -damp kommer i kontakt med, ikke mindst i dampturbinerne.

Der er således punkter, hvor trykvandsreaktoren udmærker sig fremfor kogendevandsreaktoren og omvendt. Det er ikke muligt ved en afvejning af fordele og ulemper for de to reaktortyper at udpege den ene som bedre end den anden, heller ikke når økonomien tages i betragtning. Det kan derfor ikke undre, at kernekraftværker med begge reaktortyper er opført mange steder i verden. Letvandsreaktorerne blev først udviklet i USA og USSR, men fremstilles idag også i andre lande f.eks. Frankrig, Tyskland, Japan, Sverige og UK.

12. Tungtvandsreaktorer

Hvis man ønsker at anvende naturligt uran som brændsel, må man som moderatormateriale anvende enten tungt vand, beryllium, BeO eller grafit. Af disse har beryllium og BeO kun været meget lidt anvendt p.gr.a. høj pris, besværlig teknologi (Be-støv er meget giftigt) og ringe modstandsdygtighed over for neutronbestraling. Beryllium-modererede reaktorer vil derfor ikke blive omtalt yderligere.

Tungt vand adskiller sig fra almindeligt vand, H_2O , ved, at dets molekyler i stedet for almindelig brint (1H) indeholder tung brint eller deuterium (2D). Tung brint fremstilles ved isotopseparation af den i naturen forekommende brint, der indeholder ca. 0.015% deuterium. I f.eks. Canada, Indien og Rusland råder man over anlæg til fremstilling af tungt vand.

Tungtvandsreaktoren er den termiske reaktortype, der bedst er i stand til at udnytte verdens uranforekomster. Dette beror på, at tungt vand eller D_2O er en glimrende moderator, ligesom D_2O kun i yderst ringe grad absorberer neutroner. Den største ulempe ved brug af tungt vand som moderator er dets høje pris, ca. 1400 kr/kg. Den høje pris øger ikke alene anlægsprisen på kraftværket,

men den betyder også, at tungtvandssystemet skal være overordentlig tæt, idet kun små D_2O -tab kan tolereres. Tungt vand har samme ulemper som let vand m.h.t. korrosion og højt tryk ved høje temperaturer. Som indkapslingsmateriale anvendes i tungtvandsreaktorer zirkoniumlegeringer og som brændselsmateriale UO_2 .

Tungtvandsreaktoren forekommer i to forskellige udformninger, tryktank- og trykrørsreaktoren. Den første af disse minder meget om den i afsnit 11 omtalte trykvandsreaktor. Reaktortanken indeholder både brændselselementer og det tunge vand, der tjener både som moderator og kølemiddel.

I trykrørsreaktoren findes D_2O -moderatoren i en cylindrisk tank, kalandriatanken, gennem hvilken der parallelt med cylinderaksen er ført et antal rør. Inden i disse rør, kalandriarørerne, findes et nyt sæt rør, trykrørerne, i hvilke brændselselementerne er anbragt (se fig. 3). Såvel kalandria- som trykrør er fremstillet af en zirkoniumlegering. Brændselselementerne består af korte, runde knipper af brændselsstave.

Da der ikke er termisk kontakt mellem moderator og kølemiddel, byder trykrørsreaktoren på den fordel, at moderatoren kan holdes ved lav temperatur, hvorfor man ikke behøver en stor, dyr tryktank. Ligeledes kan man - i hvert fald i princippet - anvende andre kølemidler end D_2O . Til gengæld er det nødvendigt at indføre ekstra materialer i form af tryk- og kalandriarør i kernen.

Mens det ved letvandsreaktoren er nødvendigt at lukke reaktoren ned og at åbne reaktortanken for at udskifte brændselselementer, kan denne udskiftning i en D_2O -trykrørsreaktor ske under drift. For begge ender af reaktoren findes der en brændselsudskiftningsmaskine, ved hjælp af hvilke man kan skubbe nye elementer ind i reaktoren og samtidig udbrændte elementer ud af den (se fig. 3).

Det er først og fremmest i Canada, at man har udviklet D_2O -trykrørsreaktoren, som benævnes CANDU.

13. Grafitreaktorer

Det tredje moderatormateriale, som skal omtales, er grafit eller kulstof. Grafit er på grund af kulstofatomernes relativt

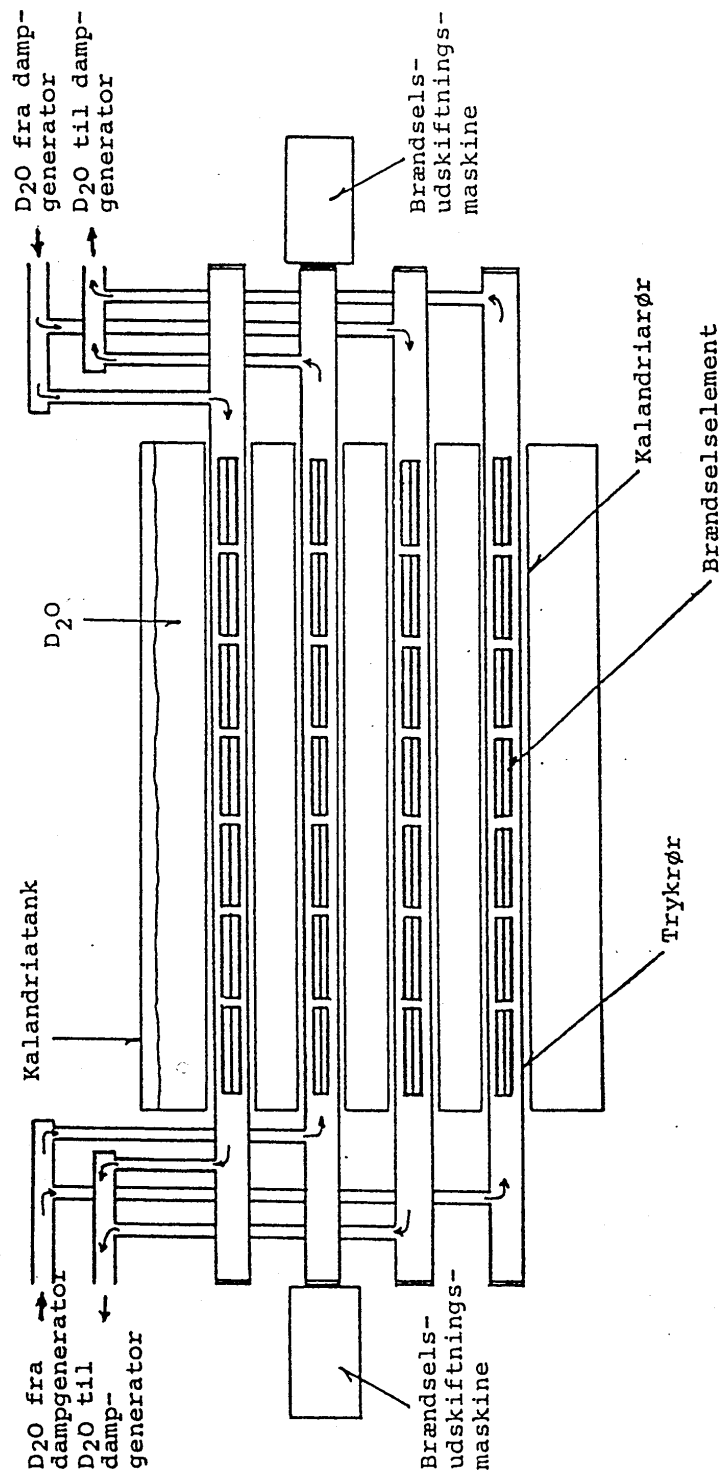


Fig. 3. Lodret snit gennem en CANDU-reaktor.
(Principskitse)

høje masse ikke nogen særlig fremragende moderator, hvilket har den konsekvens, at grafitmodererede reaktorer får en relativt stor reaktorkerne. Til gengæld udviser grafit ringe tilbøjelighed til at absorbere neutroner, hvorfor man i grafitreaktorer kan anvende naturligt uran som brændsel. Grafit er ligeledes et relativt billigt materiale, som kan tåle meget høje temperaturer (op til ca. 1000°C).

I grafitreaktorer har man anvendt gasarter som CO₂ og helium samt vand som kølemiddel. Det i vestlige grafitreaktorer mest anvendte kølemiddel er CO₂. Da gasarter kun er acceptable kølemidler, hvis de holdes ved højt tryk, må disse reaktorer anbringes i trykbeholdere af stål eller forspændt beton.

Den første generation af kernekraftværker med grafitreaktorer blev udviklet i Storbritanien og Frankrig. Disse reaktorer anvender naturligt uranmetal som brændselsmateriale og en magnesiumlegering (magnox) som indkapsling. Brændselselementerne har form af korte uranstave eller -rør, og den omgivende indkapsling er forsynet med køleribber eller -finner for at forbedre varmetransporten. I fig. 4 er vist et lodret snit gennem denne reaktortype, som kaldes Magnox-reaktoren. Brændselselementerne er stablet oven på hinanden i lodrette kanaler gennem den cylindriske grafitmoderator. Kølemidlet pumpes op gennem disse kanaler, hvor det opvarmes af elementerne, og ud til varmevekslere eller dampgeneratorer, hvor der produceres damp til turbinerne.

Uranmetal er på grund af dets høje massefylde ($D_U=18.9 \text{ g/cm}^3$) det brændselsmateriale, der behøver mindst berigning. Desværre har det en række uheldige egenskaber. F.eks. ændrer uran form, når det i længere tid udsættes for høj temperatur og neutronbestråling, ligesom det ved opvarmning til over 660°C på grund af faseomdannelse i metalgitteret pludseligt ændrer massefylde. Ligeledes er uranmetal lidet korrosionsbestandigt over for vand, især ved høj temperatur. Disse forhold kan tildels forbedres ved tillegering af andre metaller, f.eks. molybdæn, men herved øges den ikke-fissionsgivende absorption i brændslet.

Indkapslingsmaterialet magnesium er et rimelig billigt metal, og det har ringe tilbøjelighed til at absorbere neutroner.

Til gengæld mister det sin mekaniske styrke ved moderat høje temperaturer og korroderes af vand.

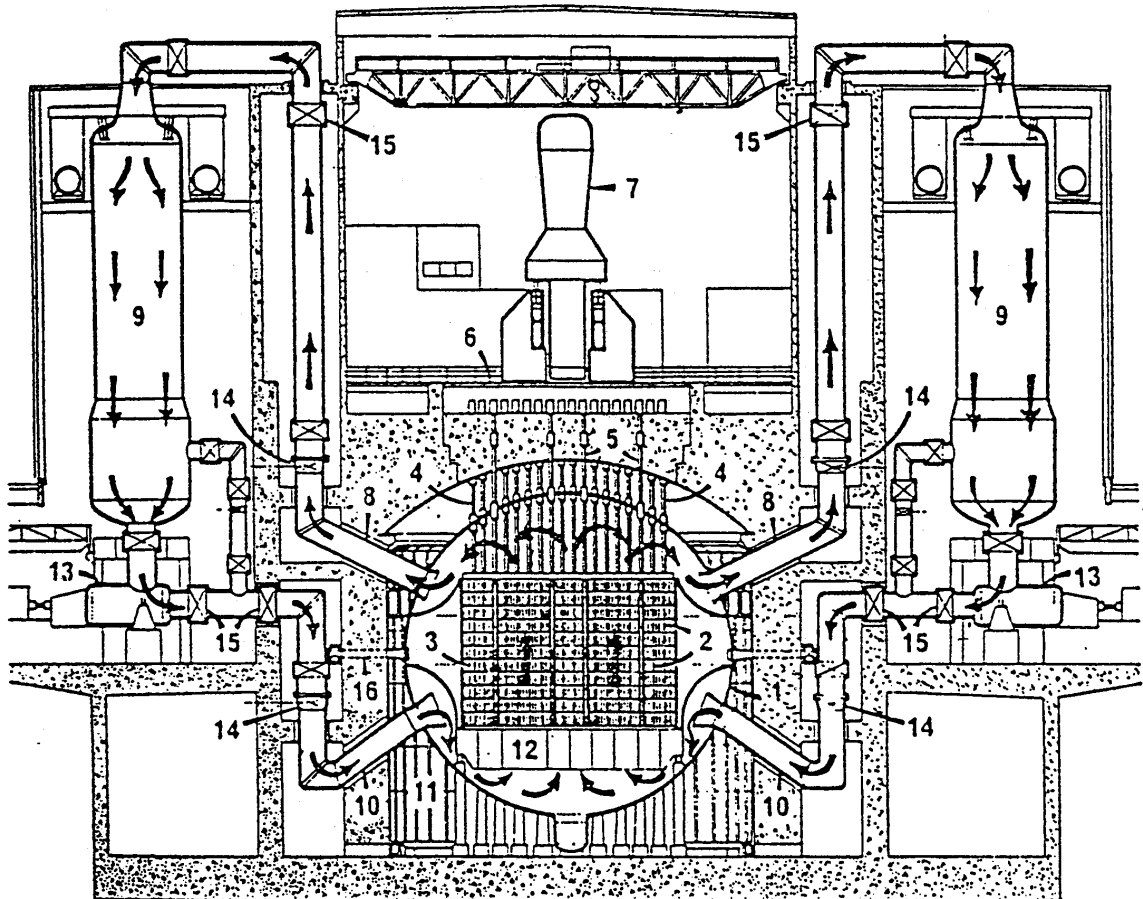


Fig. 4. Lodret snit gennem en Magnox-reaktor (Bradwell, UK)

1 = Trykbeholder. 2 = Brændselselement. 3 = Grafit-moderator. 4 = Laderør. 5 = Standrør til kontrolstænger. 6 = Platform. 7 = Lademaskine. 8 = Afgang for varm gas. 9 = Dampgenerator, 6 stk. 10 = Gastilgang til reaktor. 11 = Termisk afskærmning. 12 = Bærende konstruktion. 13 = Cirkulationsblæsere, 6 stk. 14 = Afspærringsventil. 15 = Kompensatorer. 16 = Detektorrør.

Magnoxreaktorerne blev bygget i 50'erne og i 60'erne, og nogle af dem er fortsat i drift. Men der vil ikke blive bygget flere af denne type, som det i dag ikke vil være økonomisk at opføre.

I Storbritanien har man videreudviklet den grafitmodererede, gaskølede reaktor. I 2. generationsreaktoren, der på engelsk kaldes Advanced Gas-cooled Reactor (AGR), anvendes - i stedet for relativt tykke uranstave - knipper af tynde UO_2 -stave, indkapslet i rustfrit stål. Ved denne type er det p.gr. a. stålindkapslingen nødvendigt at anvende et par procent beriget uran, hvilket betyder dyrere brændsel. Til gengæld kan man på grund af stålindkapslingen og UO_2 -brændslet køre ved højere temperaturer, d.v.s. opnå højere termisk virkningsgrad, samt en væsentlig højere energiproduktion pr. kg U. P.gr.a. elementernes større overflade kan man trække væsentlig mere varmeeffekt ud af reaktoren pr. kg. indeholdt uran.

Den tredje generation af grafitmodererede, gaskølede reaktorer er den såkaldte højtemperatur, gaskølede reaktor (HTGR), som der har været arbejdet med såvel i USA som i Europa. Som brændsel anvendes her små kugler (0,1-1 mm i diameter) af UO_2 eller urankarbid, UC. Kuglerne omgives af et lag af meget tæt grafit. Ved fremstillingen af elementerne blandes kuglerne med grafitpulver, og af dette fremstilles piller, som placeres inden i de grafitstave eller -kugler, som udgør moderatoren. Reaktoren køles med helium, som strømmer op gennem grafitmoderatoren. En fordel ved denne reaktortype er, at da reaktorkernen ikke indeholder metalliske dele, kan man køre kernen ved meget høje temperaturer, hvorved en høj termisk virkningsgrad kan opnås. Som brændsel anvendes enten næsten rent ^{235}U blandet med thorium eller ca. 7% beriget uran.

Urankarbidets massefylde ($D_{UC}=13,5 \text{ g/cm}^3$) er en del mindre end uranmetals, men bedre end UO_2 's. Samtidig har det en ret høj ledningsevne, næsten som uranmetals, og et højt smeltepunkt (2330°C). Endelig gælder det for UC ligesom for UO_2 , at neutronbestråling og fissioner kun i ringe grad påvirker de mekaniske egenskaber. Af mindre heldige egenskaber ved UC bør nævnes, at

det - i hvert fald hidtil - har været dyrt at fremstille, og at det i lighed med uranmetal angribes af vand og luft, især ved høje temperaturer.

Den højtemperatur, gaskølede reaktor har været bygget i mindre forsøgsudgaver, som dog alle i dag er lukket permanent p.gr.a. en række problemer, bl.a. lækager i dampgeneratoren.

I USSR udviklede og byggede man en grafitmodereret reaktortype, som køles med kogende vand (se fig. 5). Denne type betegnes RBMK, og den er identisk med den i Tjernobyl-værket anvendte. Igennem den cylindriske grafitreaktor er ført 1600 lodrette zirkonium-trykrør, og inden i disse findes brændselselementerne. Disse består af runde knipper af zirkoniumindkapslede UO_2 -stave og har en berigning på ca. 2%. Kølevandet pumpes op gennem trykrørerne, hvor det bringes i kog. Vand og damp adskilles i dampseparatorer ved reaktorens top. Reaktortypen havde nogle uheldige, fysiske egenskaber, som spillede en væsentlig rolle ved Tjernobyl-katastrofen. Disse egenskaber er efter ulykken - i hvert fald i et vist omfang - blevet udbedrede.

Det gælder for alle de i dette afsnit omtalte grafitreaktortyper at de kan udformes således, at brændsel kan udskiftes under drift.

14. Hurtige reaktorer

En sidste reaktortype, som skal omtales her, er den hurtige, flydende-metal-kølede formeringsreaktor, som bl.a. er under udvikling i Frankrig, Japan og Rusland. Et eksempel på en sådan er vist i fig. 6.

Hurtige reaktorer indeholder ikke nogen moderator, hvorfor kernen alene er opbygget af brændselselementer og kølemiddel. Som brændselselementer anvendes knipper af tynde uranstave, indkapslet i f.eks. rustfrit stål. Uranet forefindes i reglen i form af UO_2 , men UC og U-metal er også en mulighed. Som brændselsmateriale anvendes enten uran beriget til 15-25% eller en blanding af plutonium og naturligt uran. Rundt om kernen findes et lag eller en "kappe" af naturligt uran, som har til opgave at indfange neutroner, der lækker ud, hvorved konversionsforholdet forbedres.

Som kølemiddel anvendes i reglen flydende natrium. Det er

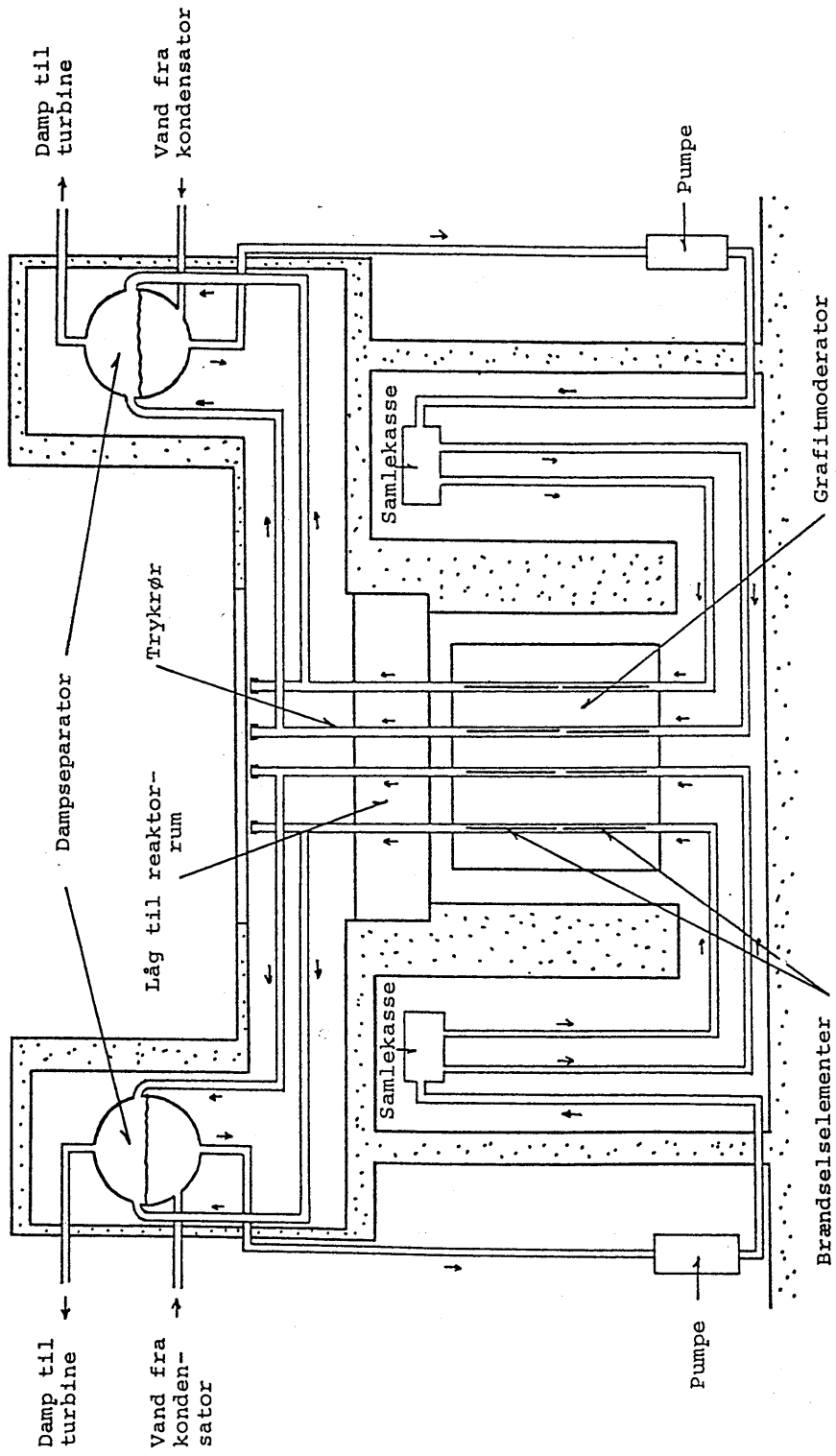


Fig. 5. Lodret snit gennem en RBMK-reaktor.
(Tjernoby1-typen, principskitse)

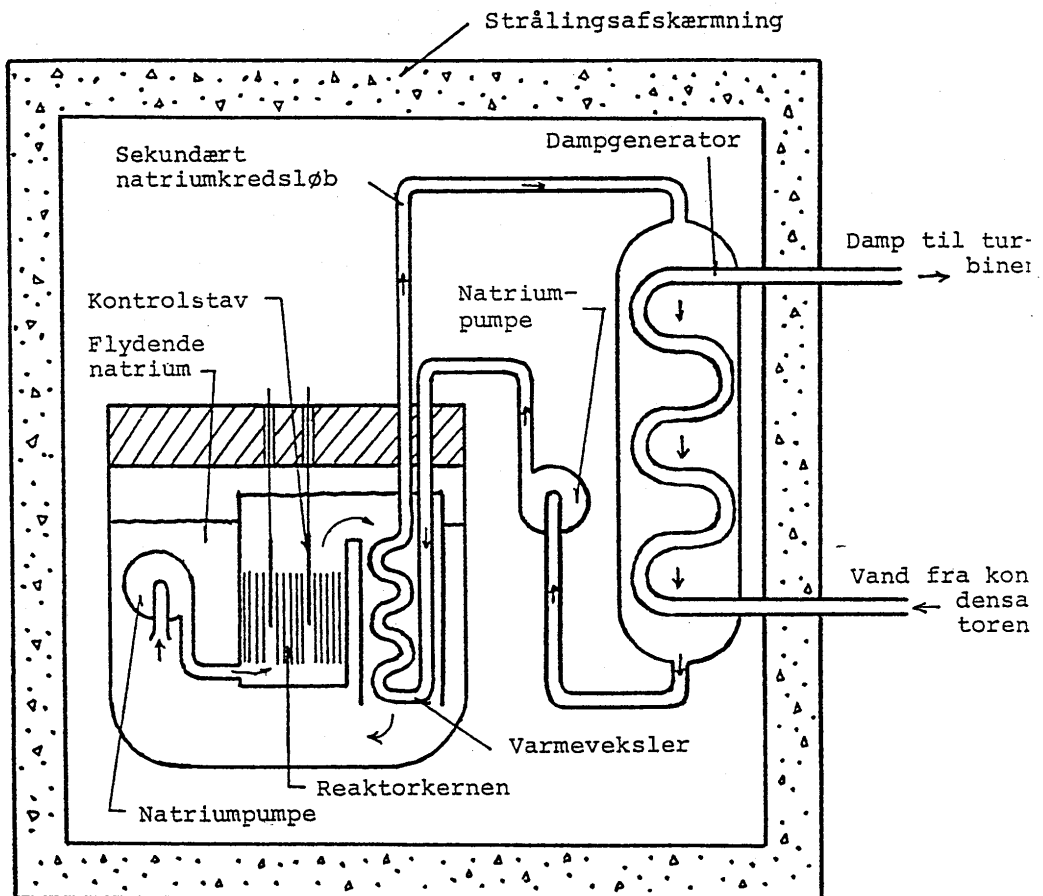


Fig. 6. Lodret snit gennem en hurtig formeringsreaktor.
(Principskitse)

et effektivt kølemiddel, som p.gr.a. lavt damptryk kan anvendes ved meget høje temperaturer uden at en svær tryktank er nødvendig. Samtidig kan en høj termisk virkningsgrad opnås. Endvidere angriber flydende natrium hverken uranmetal, -oxyd eller -karbid. Natrium har dog også mindre heldige egenskaber. Dels reagerer det voldsomt med vand og ilt, hvorved der dannes stærkt korroderende stoffer, dels bliver det radioaktivt ved neutronbestråling. Endelig smelter det først ved 97°C. Disse egenskaber ved natrium medfører, at det er nødvendigt at indføre et ekstra eller sekundært kølekredsløb mellem det primære kølekredsløb og dampgeneratoren (se fig. 6). Dette kredsløb anvender også flydende natrium som kølemiddel. Formålet med det sekundære kølekredsløb er at sikre, at såfremt der opstår en lækage mellem dampgeneratoren og kredsløbet vil den efterfølgende kemiske reaktion og de herved dannede, korrosive stoffer kun påvirke det sekundære kredsløb, ikke det primære kredsløb og reaktoren. Endvidere vil det radioaktive natrium i det primære kredsløb ikke blive involveret i den kemiske reaktion.

15. Kraftreaktordata

I tabel I er givet data for kernekraftanlæg af de ovenfor omtalte kraftreaktortyper. Til tabellen skal knyttes følgende kommentarer:

De for værkerne benyttede navne refererer i reglen til en lokalitet i nærheden af kraftværkerne.

De anførte typebetegnelser har følgende forklaring. PWR (Pressurized Water Reactor) er trykvandsreaktoren. BWR (Boiling Water Reactor) er kogendevandsreaktoren. CANDU (Canada Deuterium Uranium) er som tidligere omtalt den canadiske tungtvandsreaktor. Magnox er som tidligere omtalt 1. generation af de grafitmodererede, gaskølede reaktorer, AGR er 2. generation af disse, og HTGR er 3. generation. LWGR (Light Water Graphite Reactor) er den russiske RBMK-reaktor. LMFBR (Liquid Metal Fast Breeder Reactor) er den flydende-natriumkølede, hurtige formeringsreaktor.

"MW_e" og "MW_t" står for henholdsvis den elektriske nettoeffekt og den termiske effekt af kraftværkerne i Megawatt.

Tabel I. Data for kernekraftværker

Navn	Type	Land	MW _e	MW _t	Moderator	Kølemid.	Brændsel	Berign. %	Stavdiam. (mm)	Indkapsling
Zion	PWR	USA	1050	3250	H ₂ O	H ₂ O	UO ₂	2.2-3.3	10.7	Zr
Ringhals	BWR	Sverige	762	2270	H ₂ O	H ₂ O	UO ₂	2.2-2.6	11.8-12.3	Zr
Pickering	CANDU	Canada	508	1742	D ₂ O	D ₂ O	UO ₂	nat.U	15.2	Zr
Chinon-3	Magnox	Frankrig	476	1533	Grafit	CO ₂	U+1%Mo	nat.U	47	Mg
Hinkley Point B	AGR	UK	621	1493	Grafit	CO ₂	UO ₂	2.0-2.6	~15.5	SS
Fort Saint Vrain	HTGR	USA	330	842	Grafit	He	UC ₂ +ThC ₂	4.3		Grafit
Tjernobyl	LWGR	USSR	1000	3200	Grafit	H ₂ O	UO ₂	2.0	13.6	Zr
Creys-Malville	LMFBR	Frankrig	1200	3000	ingen	Na	(Pu+U)O ₂	14-18	8.5	SS

Navn	t U i kernen	Opbrænd. (MW _t /tU)	kW _t /kgU	kW _t /V _k (kW/l)	T _{ind} (°C)	T _{ud} (°C)	V _{kølemiddel} (m/s)	Tryk (bar)
Zion	86	33000	37.6	105	277	312	4.7	160
Ringhals	115	26800	19.8	41	273	286	1.76	70
Pickering	93	8000	18.8	9.1	249	293	6.4	97
Chinon-3	467	3500	3.3	1.0	240	392	~20	27
Hinkley Point B	114	18000	13.2	2.8	292	645	18-30	43
Fort Saint Vrain	20	100000	41	6.3	400	770		49
Tjernobyl	191	20000	16.8	4.2	270	284	3.7	80
Creys-Malville	33	70000	90	275	395	545	~4	(1-8)

Forholdet mellem disse to tal er den termiske virkningsgrad. Det

skal bemærkes, at kommercielle kernekraftværker i dag oftest ligger på mellem 500 og 1400 MW_e. Det anførte HTGR-anlæg er et mindre prototypeanlæg, der i øvrigt i dag er lukket endeligt ned.

"Berign." angiver berigningen, d.v.s. procentindholdet af ²³⁵U i det til brændslet anvendte uran. En undtagelse herfra er HTGR, hvis "berigning" er vægtprocenten af ²³⁵U i brændslets indhold af såvel uran som thorium. For den hurtige formeringsreaktor er "berigningen" vægtprocenten af plutonium i brændslets uran-plutoniumblanding.

Bortset fra Magnox og HTGR-typerne anvender alle de betragtede reaktortyper brændselementer, der har form af knipper af brændselsstave. Den under "Stavdiam." angivne værdi er den ydre diameter, inklusive indkapslingen, af de enkelte brændselsstave. Diameteren ligger i de fleste tilfælde på 10-15 mm. Den er væsentlig større for Magnox-typen og mindre for LMFBR.

Under "Indkapsling" angiver Zr og Mg henholdsvis zirkonium- og magnesiumlegeringer. SS står for rustfrit stål (Stainless Steel).

"T U i kernen" angiver antal tons af uran i reaktorkernen, for HTGR dog indholdet af uran og thorium og for LMFBR indholdet af plutonium og uran. Mængden af brændsel i reaktoren er ikke i sig selv så interessant, idet den er stærkt afhængig af reaktoreffekten. En mere relevant størrelse er reaktorens specifikke effekt, d.v.s. den gennemsnitlige varmeeffekt pr. kg indeholdt U (+Th og Pu). Denne er givet i kolonnen mærket kW_t/kg U. Den er størst for LMFBR i kraft af de tynde brændselsstave, det effektive kølemiddel og den store temperaturstigning over reaktorkernen. Den høje værdi for HTGR skyldes den store temperaturstigning over kernen.

"Udbrænd." eller udbrænding, undertiden kaldet opbrænding, angiver den samlede varmeenergi, som pr. masseenhed produceres i brændslet. Den ligger for de fleste reaktortyper på 15000 til 35000 MW_td/tU. Den er lavere for Magnox-typen p.gr.a. uranmetals ringe evne til at tåle bestråling og for CANDU-typen p.gr.a. brugen af naturligt uran. Økonomiske hensyn medfører, at HTGR- og LMFBR-typerne skal have en høj udbrænding.

"kW_t/V_k" benævnes den gennemsnitlige effekttæthed i kernen

og den er lig reaktoreffekten divideret med kernerumfanget. Den er størst for LMFBR, hvis kerne er meget kompakt, da den ikke indeholder nogen moderator. Den er mindst for de graftimodererede reaktorer, som, fordi grafit ikke er nogen synderlig god moderator, må indeholde store mængder moderatormaterialer.

I de følgende to kolonner er indløbs- og udløbstemperaturerne (T_{ind} og T_{ud}) for reaktorkernen anført. For vandreaktorerne er udløbstemperaturen omkring 300°C , hvilket resulterer i en termisk virkningsgrad på ca. 33%. Ved de øvrige reaktortyper ligger udløbstemperaturen væsentlig højere, hvilket giver mulighed for en forbedret termisk virkningsgrad. At denne alligevel ikke altid kan realiseres, hænger sammen med de nødvendige strømningshastigheder for kølemidlet, som er angivet i den følgende kolonne. Da gasarter ikke er særlig effektive varmetransportmedier, må man ved gaskølede reaktorer benytte meget store strømningshastigheder for at kunne udvinde tilstrækkelig store varmeeffekter. Hertil behøves en betydelig pumpeeffekt, og den må tages fra den af el-generatoren producerede effekt. Den elektriske nettoeffekt, som er den el-effekt, der går ud på nettet, reduceres herved. Det bør bemærkes, at $V_{kølemiddel}$ for BWR og LWGR er indløbshastigheden. For Magnox-typen er anført en skønnet middelhastighed, og for AGR er givet intervallet mellem indløbs- og udløbshastighed.

I sidste kolonne er anført trykket i reaktoren og det primære kølekredsløb. Det er væsentlig større for de vandkølede reaktorer end for de øvrige typer.

16. Reaktorerens anvendelsesmuligheder

I det foregående har vi først og fremmest betragtet reaktorerens anvendelse til produktion af elektrisk kraft. Reaktorer kan imidlertid også anvendes til en række andre formål.

En forudsætning for, at man kan bygge kraftreaktorer, er, at man har et omfattende kendskab til materialers opførsel under bestråling og ved høj temperatur. Til undersøgelse af sådanne forhold benyttes de såkaldte forsknings- eller forsøgsreaktorer, i hvilke man kan undersøge materialeegenskaber under de samme forhold, som forekommer i kraftreaktorer. Forskningsreaktorer

benyttes også til andre undersøgelser, f.eks. måling af forskellige stoffers tilbøjelighed til neutronindfangning, måling af afskærmninglags effektivitet samt til en lang række fysiske undersøgelser. De anvendes tillige til fremstilling af radioaktive isotoper. Forsøgsreaktorer afviger i deres konstruktion væsentligt fra kraftreaktorer, først og fremmest fordi de køres ved rumtemperatur. Herved bliver en række af materialeproblemerne lettere at løse.

Der findes endvidere reaktorer, som er bygget til det specielle formål at producere ^{239}Pu og andre isotoper til militære formål. Disse kaldes produktionsreaktorer.

Reaktorer anvendes til fremdrift af skibe, først og fremmest krigsskibe, og blandt disse især undervandsbåde. I Rusland anvender man også reaktorer til fremdrift af isbrydere. Derimod er brug af reaktorer til fremdrivning af handelsskibe ikke økonomisk.

Man arbejder også med brug af reaktorer til husopvarmning og til afsaltning af vand, først og fremmest til brug ved kunstig vanding i tørre områder. Små reaktorer har også været anvendt til som kraftkilde i satellitter.