

*Danilo Feretić
Nikola Čavlina
Nenad Debrecin*

NUKLEARNE ELEKTRANE

ŠKOLSKA KNJIGA — ZAGREB



UDŽBENICI SVEUČILIŠTA U ZAGREBU
MANUALIA UNIVERSITATIS STUDIORUM ZAGRABIENSIS



Urednik
dr. ŽELIMIR MATUTINOVIĆ

Recenzenti
prof. dr. BOŽIDAR UDOVIČIĆ
prof. dr. VLADIMIR MIKULIČIĆ
prof. dr. ŽELJKO BOGDAN

Grafički urednik
JOSIP JELIĆ

Lektorica
MILADA PINDULIĆ, prof.

Crteže izradila
VIŠNJA GOVEDARICA

Korektor
DAVOR SUŠILO

Slog i prijelom
DENONA d.o.o., Zagreb

Objavljivanje ovog udžbenika odobrio je Odbor
za znanstveno-nastavnu literaturu Sveučilišta u
Zagrebu rješenjem broj 02-1031/1-1994. od 19.
prosinca 1994.

CIP – Katalogizacija u publikaciji
Nacionalna i sveučilišna biblioteka, Zagreb

UDK 621.311.25(075.8)
621.039(075.8)

FERETIĆ, Danilo

Nuklearne elektrane / Danilo Feretić,
Nikola Čavlina, Nenad Debrecin ; [crteže
izradila Višnja Govedarica]. – Zagreb :
Školska knjiga, 1995. – 399 str. :
ilustr. ; 24 cm. – (Udžbenici
Sveučilišta u Zagrebu = Manualia
Universitatis studiorum Zagrabiensis)

Bibliografija iza svakog poglavlja.
– Kazalo.

ISBN 953-0-31651-8

1. Čavlina, Nikola 2. Debrecin, Nenad
950524125

ISBN 953-0-31651-8

Tisak: TISKARA ZELINA – Sveti Ivan Zelina

Prof. dr. DANILO FERETIĆ
doc. dr. NIKOLA ČAVLINA
mr. NENAD DEBRECIN

Kolopi Tančević,
uz želju za uspjehom
zod na nuklearnog
energetici

22.9.95

[Signature]

Nuklearne elektrane

D. Tančević



ŠKOLSKA KNJIGA
ZAGREB 1995.

Objavljivanje djela financijski su pomogli Hrvatska elektroprivreda, Nuklearna elektrana Krško i poduzeće Enconet Zagreb.

Sadržaj

Predgovor	VII
1. Uvod	1
1.1. Osnovni podaci o razvoju nuklearnih reaktora	1
2. Nuklearne elektrane	7
2.1. Osnovni principi funkcioniranja postrojenja	7
2.2. Tipovi nuklearnih elektrana	8
3. Nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorom (PWR-VVER)	12
3.1. Razvoj tlakovodnih reaktora	12
3.2. Princip izvedbe nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorom	13
3.3. Specifične komponente opreme reaktorskog postrojenja	20
3.4. Pomoćni tehnološki sustavi reaktorskog postrojenja	41
3.5. Sekundarni krug nuklearne elektrane	51
3.6. Prostorni raspored objekata nuklearne elektrane	53
3.7. Kinetika i pogonske karakteristike tlakovodnog reaktora	57
3.8. Poboljšane izvedbe tlakovodnih reaktora	92
4. Nuklearne elektrane s kipućim reaktorom (BWR)	119
4.1. Opći principi izvedbe kipućih reaktora	119
4.2. Principi djelovanja kipućih reaktora	121
4.3. Fizikalne karakteristike jezgre kipućeg reaktora	131
4.4. Zaštitne posude reaktorskog postrojenja	133
4.5. Pomoćni sustavi reaktorskog postrojenja	136
4.6. Napredni kipući reaktori	139
4.7. Kipući reaktori kanalskog tipa	145
5. Nuklearne elektrane s teškovodnim reaktorima (HWR)	155
5.1. Temeljna načela izvedbe teškovodnih reaktora	155
5.2. Teškovodni reaktor s cijevima pod tlakom	155
5.3. Teškovodni reaktor s posudom pod tlakom	169
6. Nuklearne elektrane s reaktorima hlađenim plinom (GCR)	173
6.1. Razvoj plinom hlađenih reaktora	173
6.2. Plinom hlađeni i grafitom moderirani reaktor kojemu je gorivo prirodni metalni uran (tip <i>magnox</i>)	174
6.3. Usavršeni plinom hlađeni reaktori	178
6.4. Visokotemperaturni plinom hlađeni reaktori (HTGR)	183
7. Nuklearne elektrane s reaktorima hlađenim tekućim metalom (LMFBR)	193
7.1. Principi djelovanja reaktora hlađenih tekućim metalom	193
7.2. Razvoj i izvedbe reaktora hlađenih tekućim metalima	194
8. Sigurnosni aspekti projektiranja i izvedbe nuklearnih elektrana	206
8.1. Principi sigurnosnih mjera u nuklearnim elektranama	206
8.2. Kvantificiranje opasnosti od rada nuklearne elektrane	213
8.3. Usporedba rizika u okolišu zbog gradnje i pogona raznih tipova elektroenergetskih objekata	233
9. Toplinski kružni procesi u nuklearnim elektranama	245
9.1. Osnovni principi toplinskih kružnih procesa	245

9.2. Toplinski procesi s vodenom parom	249
9.3. Kružni proces s vodenom parom (Rankineov kružni proces)	256
9.4. Nuklearni reaktor kao toplinski izvor kružnih procesa	271
9.5. Primjena nuklearnih reaktora za toplifikaciju	274
9.6. Ukupni stupanj iskorištenja nuklearne elektrane	275
10. Nuklearni gorivni ciklus	279
10.1. Dijelovi nuklearnog gorivnog ciklusa prije ulaska goriva u elektranu	279
10.2. Rukovanje s nuklearnim gorivom u elektrani	284
10.3. Prerada odzračenog nuklearnog goriva i recikliranje proizvoda prerade	285
11. Regulacija nuklearne elektrane	288
11.1. Nuklearni reaktor kao objekt regulacije	288
11.2. Automatska regulacija reaktora	315
11.3. Programi regulacije NE	319
11.4. Regulacijski sustavi nuklearne elektrane	324
12. Napajanje nuklearne elektrane električnom energijom	329
12.1. Veza elektrane s vanjskom električnom mrežom	329
12.2. Napajanje internih trošila nuklearne elektrane	329
12.3. Sigurnost nuklearne elektrane pri gubitku svih izmjeničnih napona	332
13. Radioaktivni otpad	333
13.1. Karakteristike i podjela radioaktivnog otpada	333
13.2. Radioaktivni otpad koji nastaje tijekom pogona nuklearnih elektrana	333
13.3. Visokoaktivni otpad	336
13.4. Spremanje radioaktivnog otpada	338
14. Nuklearna fuzija	343
14.1. Razvoj nuklearne fuzije	343
14.2. Fizikalne osnove fuzije	344
14.3. Fuzijski uređaji s magnetnim ograničenjem plazme	346
14.4. Fuzijski uređaji s inercijskim ograničenjem plazme	354
15. Lociranje nuklearnih elektrana	357
15.1. Načela lociranja nuklearnih elektrana	357
15.2. Naseljenost u okolini nuklearne elektrane	357
15.3. Seizmički i geološki uvjeti lociranja nuklearnih objekata	359
15.4. Hidrološki i meteorološki uvjeti na lokaciji	360
15.5. Veza s elektroenergetskim sustavom	361
15.6. Ostali faktori bitni pri izboru lokacije nuklearne elektrane	361
15.7. Vrednovanje lokacija za nuklearne elektrane	362
16. Ekonomski pokazatelji nuklearnih elektrana	363
16.1. Metode za usporedbu ekonomičnosti energetske objekata	363
16.2. Investicijski troškovi elektrana	365
16.3. Troškovi pogona i održavanja	367
16.4. Cijene goriva	369
16.5. Cijena proizvedene električne energije	373
Dodatak: Nuklearne elektrane u svijetu	381
Kazalo	393

Predgovor

Nuklearne elektrane postale su danas sastavni dio energetike i stoga nezaobilazan predmet razmatranja i studija elektroenergetike.

Na Elektrotehničkom fakultetu u Zagrebu pokrenuta je u sklopu usmjerenja energetske tehnologije inicijativa da se napišu udžbenici iz predmeta nuklearne energetike u sustavnom, ali i sažetom obliku, koji bi studentima omogućili da se u dodiplomskoj i postdiplomskoj nastavi što potpunije upoznaju s osnovama te nove grane energetike. U tu svrhu objavljena je 1992. godine knjiga prof. dr. Danila Feretića *Uvod u nuklearnu energetiku* (u izdanju Školske knjige, Zagreb) koja daje temeljna znanja iz nuklearne energetike, a ujedno je i uvodni, odnosno prvi dio ove knjige. Zbog toga ćemo se u tekstu ove knjige na više mjesta pozivati na prethodnu knjigu (skraćeno UNE, uz naznaku broja poglavlja).

Može se očekivati da se ova knjiga neće primjenjivati samo na dodiplomskom i postdiplomskom studiju zainteresiranih fakulteta (Fakultet elektrotehnike i računalstva, Fakultet strojarstva i brodogradnje, Prirodoslovno-matematički fakultet). Danas se energetičari, posebno oni koji rade u razvojnim službama, moraju neposredno ili posredno baviti nuklearnim elektranama. To se odnosi i na inženjere koji rade u industriji energetske opreme. Osim toga, danas nuklearne elektrane zbog svog društvenog značenja zaokupljaju pozornost čak i stručnjaka humanističkih znanosti (politologa, sociologa i drugih) pa i novinara.

Radi dobivanja općeg uvida u izvedbe i značajke nuklearnih elektrana, dijelovi ove knjige mogu se čitati i ako se dovoljno ne pozna teorija nuklearnog reaktora. Stoga se ovom knjigom mogu poslužiti i čitatelji koji nisu studirali nuklearnu energetiku.

Zbog neposrednog zanimanja za nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorima (takav tip reaktora ima i NE "Krško", a najrasprostranjeniji je u svijetu) bitno se veća pozornost pridaje tom tipu reaktora nego drugima. No opisani su svi tipovi nuklearnih reaktora važni za energetiku. Osim opisa izvedbi nuklearnih elektrana, obrađene su i njihove pogonske karakteristike (posebno za nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorom), zatim toplinski ciklusi, osnove pogonske sigurnosti i metode za analizu nuklearne sigurnosti, gorivni ciklusi, regulacija, napajanje električnom energijom, zbrinjavanje radioaktivnog otpada, kao i ekonomski pokazatelji nuklearnih elektrana u usporedbi s ekonomskim pokazateljima termoelektrana. Gdje je bilo prikladno, tekst je popraćen s riješenim numeričkim primjerima.

Posebna je pozornost posvećena perspektivnim reaktorskim sustavima, posebno u pogledu njihovih sigurnosnih karakteristika.

Radi zaokruženja slike o dugoročnoj perspektivi nuklearne energetike dani su ukratko osnovni parametri i trendovi razvoja današnjih i budućih fuzijskih uređaja.

Nuklearna energetika je vrlo kompleksno tehničko područje o kojem u svijetu postoji opsežna literatura. Uz svako poglavlje knjige navedena je literatura, ponajprije ona koja je upotrijebljena pri pisanju knjige. Postojanje knjige o nuklearnoj energetici na našem jeziku treba poslužiti našim studentima i inženjerima kao vodič za lakše ulaženje u to područje energetike. Za potpuniji i detaljniji studij pojedinih konkretnih problema treba konzultirati stručnu literaturu iz dotičnog područja.

Pri pisanju ove knjige korišteni su brojni izvori informacija. Ugodna nam je dužnost najsrdanije zahvaliti brojnim tvrtkama i međunarodnim organizacijama koje su omogućile korištenje svojih publikacija za obradu knjige. Posebno ističemo tvrtke Siemens (KWU), Framatom, Westinghouse, General Electric, ASEA i AECL te Međunarodnu agenciju za atomsku energiju.

Zahvalnost dugujemo Hrvatskoj elektroprivredi, Nuklearnoj elektrani "Krško" i tvrtki Enconet International iz Zagreba, koji su svojim dotacijama pomogli izdavanje knjige.

Zahvaljujemo također recenzentima prof. dr. Božidaru Udovičiću, prof. dr. Vladimiru Mikuličiću i prof. dr. Željku Bogdanu na korisnim sugestijama za poboljšanje sadržaja knjige, kao i gospođi Jasmini Zorko za obradu teksta na računalu.

Zagreb, u travnju 1995.

Autori

1. Uvod

Nuklearne elektrane su energetska postrojenja koje toplinsku energiju generiranu u nuklearnim reaktorima pretvaraju u električnu. Specifičnost nuklearne elektrane kao energetskog objekta određuje upravo nuklearni reaktor. Zbog toga kada govorimo o razvoju nuklearnih elektrana mislimo zapravo na razvoj nuklearnih reaktora čijom se energijom te elektrane koriste.

Navest ćemo najbitnije činjenice o kronologiji događaja što su doveli do razvoja specifičnih tipova nuklearnih reaktora koji danas čine osnovu nuklearne energetike.

1.1. Osnovni podaci o razvoju nuklearnih reaktora

Principi rada i fizikalne osnove nuklearnih reaktora predmet su razmatranja brojne literature (u okviru ove knjige najčešće ćemo citirati djelo "Uvod u nuklearnu energetiku", navedenu u predgovoru).

Grafitom moderirani reaktori

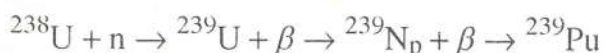
Otkriće fisije atoma urana i lančane reakcije u kritičnoj masi nuklearnog goriva, koje je uslijedilo 1939. godine, stvorilo je temeljne fizikalne pretpostavke za rad nuklearnog reaktora. Na temelju tih spoznaja je talijanski fizičar Enrico Fermi sa skupinom suradnika 2. prosinca 1942. na Sveučilištu u Chicagu ostvario prvu samoodržavajuću lančanu reakciju ($k_{\text{ef}}(\text{max}) \approx 1,0006$) u nuklearnom reaktoru koji se sastojao od 6 tona prirodnog urana, 50 tona oksida prirodnog urana i 400 tona grafita. To je bila zapravo nakupina materijala dosta nepravilna oblika i zbog toga nazvana gomila (engleski *Pile*, pa je taj naziv zadržan još mnogo godina umjesto naziva reaktor). Prvi nuklearni reaktor je označen kao CP-1 (Chicago Pile 1). Zanimljivo je primijetiti da je još godinu dana prije, krajem 1941. godine, ista skupina istraživača eksperimentirajući na Kolumbijskom Sveučilištu s prirodnim uranom i grafitom odredila za rešetku s tim materijalima k_{∞} od svega 0,87. Pokus je pokazao da je za postizavanje kritičnosti presudna čistoća nuklearnih materijala (posebno je važno iz grafita odstraniti bor). Prirodni uran i grafit jedini su materijali s kojima se kod prirodnog izotopnog sastava može ostvariti samoodržavajuća lančana reakcija (odnosno kritičnost).

Potrebno je podsjetiti se na to da gradnja prvoga nuklearnog reaktora nije bila motivirana istraživanjem novih energetskih izvora. Ta je gradnja bila dio istraživanja

obavljanih u okviru tzv. Manhattan-projekta, kojemu je cilj bila proizvodnja nuklearnog eksploziva (odnosno atomske bombe).

Znanstvenici su već na početku aktivnosti na Manhattan-projektu spoznali da fisibilni materijal potreban za gradnju nuklearnog oružja mora sadržavati što više teških izotopa cijepivih s neutronima svih energija. Znalo se da su takvi materijali fisibilni izotop urana (^{235}U) i fisibilni izotopi plutonija (u prvom redu ^{239}Pu).

Na dobivanju jednog i drugog materijala radilo se paralelno. Prvi je doveo do gradnje postrojenja za separaciju uranovih izotopa (postrojenje za plinsku difuziju u Oak Ridge, Tennessee), a drugi do gradnje nuklearnog reaktora, koji je imao zadatak da korištenjem velike gustoće neutrona dovede do pretvorbe težeg uranova izotopa u plutonij. Pri tome se primjenjivala nuklearna reakcija,



Nakon uspješnog eksperimenta s prvim grafitnim reaktorima tipa CP-1 gradi se u SAD (Hanford) već u 1944. godini serija grafitnih reaktora kojima je isključiva namjena bila proizvodnja plutonija. Prvi grafitni reaktori za proizvodnju plutonija hladili su se pretežito zrakom.

Ti su reaktori bili izravne preteče serije grafitnih energetskih reaktora koji su se gradili u prvim desetljećima nakon drugoga svjetskog rata.

Naime, poslije rata prenijela se gradnja grafitnih reaktora iz SAD u Englesku i Francusku. Ti su reaktori također imali prvenstvenu zadaću da proizvode plutonij za potrebe vojne industrije tih zemalja. Gradnja reaktora većih snaga zahtijevala je i njihovo učinkovitije hlađenje. Toplinska energija proizvedena u prvim grafitnim reaktorima smatrala se beskorisnim nusproizvodom. U Europi je prvi put ostvarena ideja da se otpadna toplina iz reaktora za proizvodnju plutonija iskoristi u energetici. Ti su reaktori, radi lakše prerade, kao gorivo upotrebljavali šipke metalnog urana u oblozi od legure magnezija (po imenu te legure ti su reaktori prozvani magnox reaktori). Reaktori su hlađeni ugljik-dioksidom. Serija nuklearnih elektrana s magnox reaktorima u Engleskoj i Francuskoj bila je osnova nuklearne energetike tih zemalja 1950-ih i 1960-ih godina. Prva nuklearna elektrana s magnox reaktorom je NE Calder Hall (60 MW), u pogonu od 1956. godine. Posljednja elektrana s takvim reaktorom (NE Wylfa) puštena je u Engleskoj u pogon 1971. godine.

Iskustvo s gradnjom i pogonom magnox reaktora pokazalo je da se oni neće moći po ekonomskim pokazateljima natjecati s mnogo manjim i kompaktnijim reaktorima s obogaćenim uranom hlađenim vodom. Zbog toga se u Engleskoj razvijaju tzv. napredni plinom hlađeni reaktori s obogaćenim uranom kao nuklearnim gorivom (u literaturi su označeni kao *Advanced Gas Reactors*, skraćeno AGR).

Posljednji korak u razvoju grafitnih reaktora su visokotemperaturni plinom hlađeni grafitni reaktori. Kratica kojom se oni obilježavaju u literaturi je HTGR (od *High Temperature Gas Reactor*). Reaktor sadrži keramičko nuklearno gorivo i helij kao rashladni fluid. Paralelno se razvijao u Europi i SAD. Reaktore karakterizira visoka temperatura rashladnog plina u jezgri i visok stupanj korisnosti toplinskog ciklusa. U Europi je krajem 1950-ih godina izgrađen eksperimentalni reaktor tog tipa pod nazivom DRAGON (zajednički projekt 12 europskih zemalja). U SAD počinje početkom 1960-ih godina gradnja eksperimentalne nuklearne elektrane Peach Bottom s visokotemperaturnim reaktorom snage 40

MW. Na temelju iskustva stečenog s pogonom te nuklearne elektrane izgradila se prototipna elektrana s istim tipom reaktora Fort St. Vrain, snage 330 MW.

Tlakovodni reaktori

Već u prvim poratnim godinama razmišlja se o primjeni nuklearne energije u energetici. Poznati reaktorski fizičari Wigner i Weinberg još su u 1940-im godinama predložili primjenu reaktora sa slabo obogaćenim uranom hlađenog i moderiranog vodom pod tlakom (tlakovodni reaktor ili *Pressurized Water Reactor* PWR) za proizvodnju energije. Pionir primjene nuklearne energije za propulziju plovniha objekata admiral Rickover prihvatio je upravo taj reaktor (nakon razmatranja i drugih tipova reaktora pri čemu su se kao rashladni fluidi razmatrali voda, helij i tekući metal) za propulziju ratnih plovila. Kompaktnost i stabilnost tlakovodnog reaktora kvalificira taj reaktor najboljim za takvu namjenu. Prototip nuklearnog agregata za pogon podmornica izradila je tvrtka Westinghouse 1953. godine, a prva nuklearna podmornica s tim reaktorom (imenom Nautilus) porinuta je u more 1955. godine. Prva nuklearna elektrana s tlakovodnim reaktorom (NE Shippingport, 60 MW), dovršena u blizini Pittsburga u SAD 1956. godine imala je reaktor predviđen za ugradnju u nosač aviona na nuklearni pogon.

Nakon uspješnog pogona demonstracijske nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorom ovi reaktori brzo ulaze u nuklearnu energetiku. Velike tvrtke energetske opreme u Zapadnoj Europi i Japanu (Siemens, Framatom, Mitsubishi) preuzimaju licencu za gradnju tlakovodnih reaktora. Tlakovodni reaktori (PWR) danas su najrasprostranjeniji tip energetskih reaktora u svijetu (vidi Dodatak 1).

Kipući reaktori

Tijekom eksperimentiranja s prototipnim tlakovodnim reaktorom ispitane su i karakteristike reaktora s kipućom vodom u jezgri. Takav reaktor obećavao je prednosti za primjenu u energetici, iako su se u njegovu pogonu očekivale neke nestabilnosti zbog povratnog djelovanja parnih mjehurića na reaktivnost. Prototipno nuklearno postrojenje s kipućim reaktorom (*Experimental Boiling Water Reactor*-EBWR) izgrađeno je 1954. godine u ispitnom laboratoriju Idaho. Nakon razvoja osnovne koncepcije kipućeg reaktora i ispitivanja prototipa tog reaktora velika američka tvrtka energetske i druge opreme General Electric preuzima dalji razvoj kipućeg reaktora za potrebe energetike. Nakon toga nekoliko velikih poduzeća izvan SAD (AEG, ASEA, Toshiba) preuzimaju od General Electrica licencu za gradnju takvih nuklearnih reaktora.

Za razliku od tlakovodnog reaktora, kipući reaktor nije primjenjiv u propulziji nego samo u energetici. Kipući energetski reaktori (BWR) danas su u pogonu u mnogim zemljama (vidi Dodatak 1) i po rasprostranjenosti u svijetu zauzimaju drugo mjesto (iza tlakovodnih reaktora).

Teškovodni reaktori

Povoljne karakteristike teške vode kao moderatora bile su poznate još 1940. godine. Prve količine teške vode dobivene su u laboratoriju Joliot-Curie u Parizu. Francuski znanstvenici Halban i Kowarski prešli su nakon izbivanja rata 1940. godine iz Francuske u Englesku i s sobom donijeli svu do tada raspoloživu količinu teške vode. Nakon toga zajedno s engleskim istraživačima iz tog područja odlaze u Kanadu (Montreal). Tu su na čelu francusko-engleskog tima pokrenuli gradnju istraživačkih teškovodnih reaktora. Nakon

manjeg postrojenja nulte snage (ZEEP) izgrađenog 1945. godine gradi se mnogo veći reaktor (NRX) snage 30 MW. Teška voda upotrebljavala se i za hlađenje grafitnih reaktora u SAD (reaktor CP-3 hlađen teškom vodom ušao je u pogon još u svibnju 1944. godine). Reaktor NRX dao je podlogu za gradnju prve demonstracijske nuklearne elektrane s teškovodnim reaktorom (NPD) i za razvoj kasnijih CANDU reaktora. Kanada je odlučila svoju nuklearnu energetiku zasnovati na upotrebi teškovodnih reaktora s prirodnim uranom (opća oznaka teškovodnih reaktora je HWR, *Heavy Water Reactor*). Teškovodni reaktori drukčije izvedbe bili su razvijani u njemačkoj tvrtki Siemens. Kanadski tip nuklearnih teškovodnih reaktora označava se i kao CANDU reaktor. Kao što je vidljivo iz Dodatka 1, teškovodni energetske reaktori osim u Kanadi, građeni su u još nekoliko zemalja (Indija, Argentina, Pakistan, Rumunjska).

Brzi reaktori

Raspolaganje s obogaćenim uranom i plutonijem već je pri završetku drugoga svjetskog rata omogućilo gradnju istraživačkih brzih oplodnih reaktora. Potkraj 1946. godine je u istraživačkom centru Los Alamos u SAD pušten u pogon prvi takav reaktor. Snaga reaktora bila je 10 kW, da bi 1949. godine bila povećana na 25 kW. Gorivo reaktora bio je plutonij, oplodni materijal prirodni uran, a rashladno sredstvo živa.

Neposredno nakon toga, 1951. godine, u ispitnom centru Idaho počinje raditi EBR (*Experimental Breeder Reactor*) snage 1400 kW. Taj je reaktor imao jezgru iz ^{235}U , oplodni materijal prirodni uran, a za rashladni fluid leguru natrija i kalija. Postrojenje EBR bila je zapravo mala nuklearna elektrana. Rashladni fluid izlazne temperature 622 K grijao je neaktivirani natrij u drugoj zatvorenoj petlji. Sekundarni rashladni krug natrija predavao je toplinu parogeneratoru gdje se stvarala pregrijana para temperature 560 K i tlaka 2,8 MPa. Para je pokretala turboagregat snage 200 kW. To je bio prvi primjer generacije električne energije iz nuklearne energije u svijetu. Osnovni razvojni i tehnološki problemi gradnje brzih oplodnih reaktora znatno su riješeni već tim postrojenjem.

Iako je prva nuklearna elektrana u svijetu imala brz oplodni reaktor, ti se reaktori nisu kasnije ni približno razvijali onim tempom kakvo se u prvo vrijeme očekivalo. Ekonomski razlozi (ponajprije cijena urana i potrebne investicije za gradnju postrojenja) su uvjetovali da su nuklearne elektrane s brzim oplodnim reaktorima još i danas u stadiju prototipskih postrojenja.

Nuklearna energetika u bivšem SSSR-u

S obzirom na to što su gradnja i razvoj nuklearnih reaktora u poratnom razdoblju bili vezani uz gradnju nuklearnih oružja zbog suparništva velesila cijeli se taj razvoj odvijao uglavnom tajno.

Usprkos tome razvoj nuklearnih reaktora u bivšem SSSR-u je po osnovnim koncepcijama bio veoma sličan razvoju na Zapadu. Na čelu razvoja prvih nuklearnih postrojenja u bivšem SSSR-u bio je akademik Kurčatov. Pod njegovim je nadzorom potkraj 1946. godine pušten u pogon istraživački grafitni reaktor s prirodnim uranom za proizvodnju plutonija. Taj je reaktor bio veoma sličan američkim reaktorima u Hanfordu. Kasnija primjena tog reaktora u energetici dovela je s obzirom na rješenje sustava njegova hlađenja do drukčijeg razvoja nego u zapadnim zemljama. Umjesto plinovitog ugljik-dioksida, primijenjenog za hlađenje engleskih i francuskih grafitnih reaktora, u SSSR-u je za hlađenje tog reaktora prihvaćena voda (odnosno mješavina vode i vodene pare). Voda je

nedvojbeno učinkovitije hladilo nego plin, ali zbog pozitivnog koeficijenta reaktivnosti šupljina može dovesti do nekontroliranog povećanja reaktivnosti i nestabilnosti tijekom pogona. Nadalje, hlađenje reaktora vodom zahtijeva primjenu obogaćenog urana. Na temelju takvog koncepta rashladnog sustava reaktora izgrađena je u Obninsku pored Moskve i 1954. godine puštena u pogon (dakle dvije godine prije dovršetka NE Calder Hall) nuklearna elektrana s vodom hlađenim grafitnim reaktorom snage 5 MW. Ta je elektrana prethodnica serije nuklearnih elektrana s velikim grafitnim reaktorima hlađenih mješavinom vode i pare, poznatim kao reaktori tipa RBMK (kratica od *reaktor boljšoi močnosti kipjaščij*). Takav reaktor ima i poznata nuklearna elektrana Černobilj.

Međutim, i u SSSR-u je spoznato značenje tlakovodnih reaktora za primjenu u propulziji ratnih plovila. Zbog toga su se, iz istog razloga kao u SAD, razvili i primjenjivali ti reaktori za propulziju i naknadno prilagodili za primjenu u energetici. Prvi energetski tlakovodni reaktor u SSSR-u (reaktor je obilježen kraticom VVER, od *vodo vodnoj energetičeskij reaktor*) upotrijebljen je za nuklearnu elektranu Novovoronjež (snage 200 MW). Izgled reaktorskog postrojenja (u pogonu od 1964. godine) te elektrane prilično je sličan reaktorskom postrojenju kod nuklearne elektrane Shippingport. Do danas je izgrađena serija VVER reaktora tipskih snaga 440 i 1000 MW na teritoriju bivšeg SSSR-a i istočnoeuropskih zemalja. Zajedno s reaktorima tipa RBMK ti reaktori čine danas osnovu nuklearne energetike u tim zemljama.

U nuklearnu energetiku bivšeg SSSR-a prilično su rano uključeni i brzi reaktori. Brzi reaktor snage 350 MW (pod nazivom BN-350) u pogonu je od 1973. godine, a veće postrojenje BN-600 (600 MW) od 1980. godine. Prvo postrojenje je neintegralne, a drugo integralne izvedbe.

Reaktorski sustavi u budućnosti

Iz navedenog pregleda je očigledno da su svi reaktorski sustavi koje danas smatramo ključnima za nuklearnu energetiku nastali gotovo istodobno u prvim poratnim godinama.

Primijetili smo da tlakovodni reaktor, koji u nuklearnoj energetici danas prevladava, dobrim dijelom zahvaljuje svoj razvoj primjeni u propulziji ratnih brodova i podmornica (zapravo sufinanciranju razvoja od vojnih ustanova velesila).

Razvoj potpuno novog tipa nuklearnog reaktora je veoma skup (troškovi iznose više desetaka milijardi dolara). Takav razvoj uključuje opsežan studijski i analitičko-istraživački rad, razvoj opreme, projekt, pogonsku dokumentaciju, gradnju prototipnog postrojenja, skupljanje pogonskog iskustva i obiman proces licenciranja. Zbog toga je naknadni razvoj početno nastalih reaktorskih sustava bio dugotrajan i uključivao postupna poboljšanja, a ne korjenite promjene koncepcije. Čak obrnuto, neki u početnoj fazi predloženi reaktorski sustavi (homogeni reaktori, reaktori s organskim hladilom, tlakovodni i plinom hlađeni reaktori moderirani teškom vodom, grafitni reaktori s prirodnim uranom) postupno nestaju iz nuklearne energetike. Broj reaktorskih sustava sposoban za primjenu u energetici mnogo je manji od broja tipova eksperimentalnih reaktora u početnoj fazi njihova razvoja.

Iz navedenih razloga nije vjerojatno da će se razviti potpuno nov tip nuklearnog reaktora, čak ni u daljoj budućnosti.

U proces postupnog razvoja postojećih reaktorskih sustava možemo ubrojiti i najnovije izvedbe i projekte tlakovodnih reaktorskih sustava s poboljšanom sigurnošću (uključivši i pasivnu sigurnost).

Reference uz 1. poglavlje

1. S. Glasstone, Principles of Nuclear Reactor Engineering, MacMillan Publ., London, 1956.
2. R. Stephenson, Introduction of Nuclear Engineering, 2. edition, McGraw Hill, New York, 1958.
3. Looking back on the Birth of Nuclear Power, ATOM, No 424, Oct/Nov 1992.
4. E. N. Jenkins, Radioactivity - A Science in its Historical and Social Context, Wykeham Publ. Co, London, 1979.
5. D. Feretić, Nuklearne elektrane, Liber, Zagreb, 1984.
6. T. H. Margulova, Atomnie električeskie stancii, Višaja škola, Moskva, 1978.
7. G. King, Nuclear Power Systems, MacMillan Publ. Co. New York, 1964.

2. Nuklearne elektrane

2.1. Osnovni principi funkcioniranja postrojenja

Nuklearne elektrane su postrojenja u kojima se energija fisije atoma transformira u električnu energiju, i to posredstvom toplinske energije proizvedene u nuklearnom reaktoru. Toplinska se energija u nuklearnoj elektrani iskorišćuje slično kao i u svakoj termoelektrani, posredstvom Rankineova kružnog procesa voda-para u parnoj turbini. U tom je smislu nuklearna elektrana u osnovi termoelektrana, samo što se u njoj toplinska energija ne proizvodi izgaranjem fosilnih goriva, nego fisijom atoma urana i plutonija.

Proizvodnja toplinske energije je vezana uz povećanje temperature materijala. Gorivni elementi reaktora, u kojima se odvija proces fisije i u kojima se neposredno oslobađa toplinska energija, imaju najvišu temperaturu u nuklearnoj elektrani. Ti elementi sadrže ujedno i fisijske proizvode, a time i najveći dio radioaktivnosti u postrojenju.

Prema drugom zakonu termodinamike stupanj djelovanja toplinskog ciklusa to je veći što je temperatura toplog spremnika viša (kod nuklearne elektrane to je prosječna temperatura rashladnog sredstva reaktora). Međutim, tu temperaturu ograničava mehanička čvrstoća obloga gorivnih elemenata i maksimalno dopuštena temperatura materijala nuklearnog goriva (UNE, 11). Gubitak pak mehaničkih svojstava materijala nuklearnog goriva dovodi do ispuštanja fisijskih proizvoda u rashladno sredstvo reaktora i posredno u okolišu.

Iz navedenog je razloga upravo sigurnost nuklearnog postrojenja i okoline ograničavajući faktor za temperaturu nuklearnog goriva i rashladnog sredstva u reaktoru, a posredno i za stupanj korisnog djelovanja toplinskog kružnog procesa u nuklearnoj elektrani.

Iz tog razloga temperature primarnog kruga (posebno kod vodom hlađenih reaktora) drže se u nuklearnoj elektrani na bitno nižim vrijednostima nego u ložištima parnih kotlova. Kod termoelektrana je ložište parnih kotlova topli spremnik.

Zbog nižih temperatura iskorištenje toplinskog ciklusa nuklearnih elektrana je niže nego kod termoelektrana.

Rashladni fluid je najtopliji na izlazu iz reaktora. Izlazna temperatura rashladnog fluida je funkcija maksimalne temperature gorivnih elemenata nuklearnog reaktora i tlaka vode i zbog toga je ograničena. Međutim, suglasno s provedenom diskusijom, stupanj djelovanja toplinskog ciklusa ovisi o prosječnoj temperaturi rashladnog fluida. Od interesa je dakle što više približiti prosječnu i maksimalnu temperaturu rashladnog fluida, odnosno što više smanjiti porast temperature rashladnog fluida u reaktoru.

Toplinska snaga reaktora je razmjerna produktu brzine fluida i porasta njegove temperature. Smanjenje porasta temperature fluida je uz danu snagu reaktora moguće samo ako se poveća njegova brzina. To vrijedi za fluid bez kipljenja u reaktoru.

Snaga potrebna za cirkulaciju rashladnog fluida kroz reaktor je razmjerna pak trećoj potenciji brzine fluida. Ta je snaga dakle ograničavajući faktor za smanjenje porasta temperature fluida kroz reaktor. Kod projekta postrojenja treba optimirati navedene parametre.

2.2. Tipovi nuklearnih elektrana

Specifičnost nuklearne elektrane s obzirom na klasičnu termoelektiranu je u iskorištavanju reaktora kao izvora toplinske energije. Zbog toga kod nuklearnih elektrana razlikujemo **primarno postrojenje**, koje se odnosi na reaktor, elemente primarnog kruga i na pomoćne sustave reaktora, i **sekundarno postrojenje**, kojemu pripada turbinsko i električno postrojenje elektrane.

Pod raznim tipovima nuklearnih elektrana smatramo nuklearne elektrane s raznim tipovima primarnog (reaktorskog) postrojenja jer je sekundarno postrojenje kod svih tih elektrana u osnovi isto i slično postrojenju kod klasičnih termoelektrana.

Principijelna shema nuklearne elektrane (radi se o nuklearnoj elektrani s tlakovodnim reaktorom) ilustrirana je slikom 2.2.1.

Osnovni materijali prema kojima se nuklearni reaktori razlikuju jesu:

- **Nuklearno gorivo (prirodni ili obogaćeni uran, metalni uran ili oksid urana).**
Obično smatramo za **slabo obogaćeno gorivo** ono koje sadrži uran do kojih 5% obogaćenja.
Umjesto obogaćenog urana može se kod reaktora djelomično upotrijebiti i plutonij.
- **Moderator (obična voda, teška voda, grafit).**
- **Rashladni fluid (obična voda, teška voda, ugljik-dioksid, helij, tekući metal).**

U prvom poglavlju je ukazano da se tijekom razvoja nuklearne energetike eksperimentiralo s više reaktorskih tipova, ali su se u praksi dokazali i šire primijenili samo neki. To su, poredani prema značenju za današnju nuklearnu energetiku:

Reaktor hlađen i moderiran običnom vodom. Taj se reaktor izvodi u dvije varijante:

- **Voda u reaktoru ima tlak viši od tlaka zasićenja.** Takav je reaktor poznat kao **tlakovodni reaktor**. U zapadnim zemljama označava se kraticom **PWR (Pressurized Water Reactor)**, a u bivšem Sovjetskom Savezu kraticom **VVER (vodo-vodnoj energetičeskij reaktor)**.

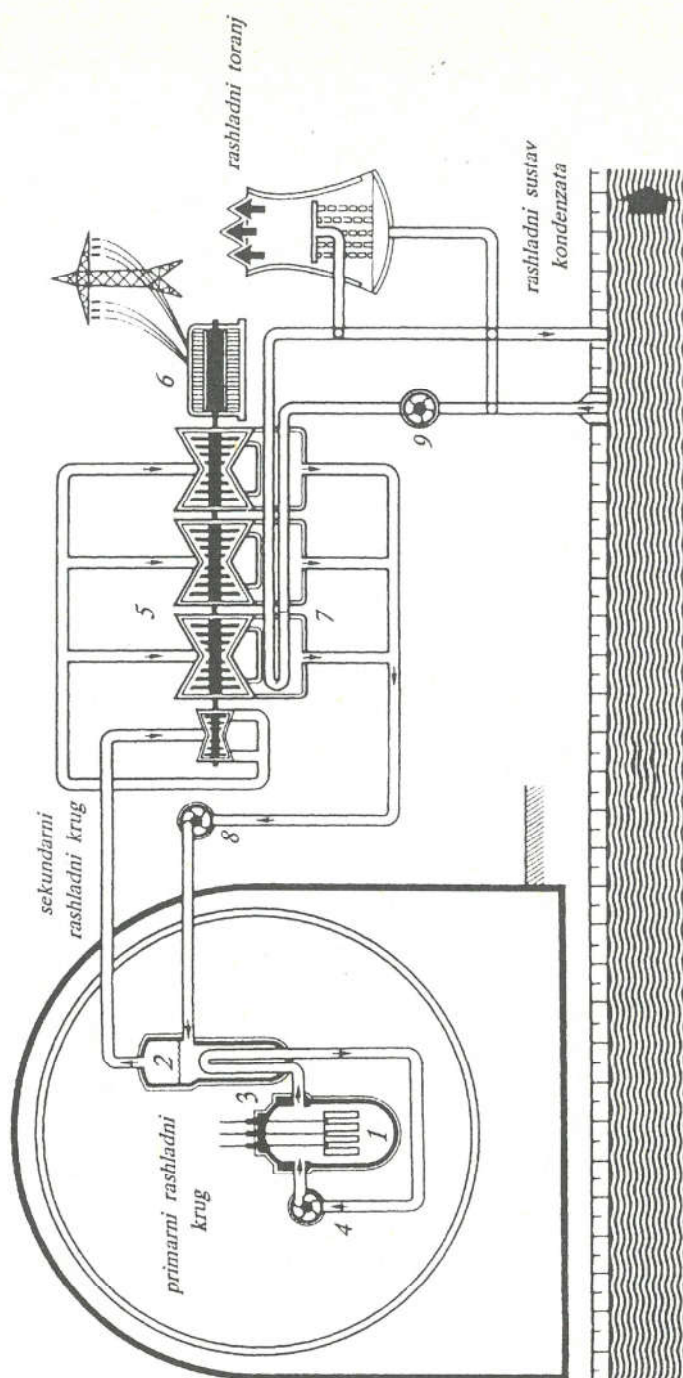
Gorivo reaktora: oksid obogaćenog urana.

- **Voda u reaktoru kipi (kipući reaktor).** Reaktor karakterizira kratica **BWR (Boiling Water Reactor)**.

Gorivo reaktora: oksid obogaćenog urana.

Reaktor hlađen i moderiran teškom vodom (teškovodni reaktor). Kratica za reaktor je **HWR (Heavy Water Reactor)**. Reaktor se izvodi samo u verziji s tlakom vode višim od tlaka zasićenja, tj. kao tlakovodni reaktor.

Gorivo reaktora: oksid prirodnog ili obogaćenog urana.



Slika 2.2.1. Principijelna shema nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorom: 1 – jezgra reaktora, 2 – parogenerator, 3 – posuda reaktora, 4 – primarna pumpa, 5 – parna turbina, 6 – kondenzator, 7 – rashladni toranj, 8 – rashladna pumpa, 9 – rashladni sustav kondenzata.

Reaktor moderiran grafitom i hlađen ugljik-dioksidom (plinom hlađeni reaktor).

I taj se reaktor gradio u dvije verzije:

- Prva generacija reaktora poznata pod nazivom magnox dobila je ime po leguri magnezija koja se upotrebljava kao materijal za obloge gorivnih šipki.

Gorivo reaktora: metalni prirodni uran.

- Druga generacija grafitnih reaktora obilježavana kraticom **AGR** (*Advanced Gas Reactor*) bitno je različita od prve u izvedbi i materijalu gorivnih šipki. Obloge gorivnih šipki su od nehrđajućeg čelika.

Gorivo reaktora: oksid obogaćenog urana.

Reaktor moderiran grafitom i hlađen kipućom vodom. Reaktor tog tipa gradi se samo u bivšem SSSR-u, a označava se kraticom **RBMK** (*reaktor boljšoi močnosti kipjaščij*).

Gorivo reaktora: oksid obogaćenog urana.

Reaktor moderiran grafitom i hlađen helijem. Taj reaktor, poznat kao **visokotemperaturni reaktor**, za koji je uvedena kratica **HTGR** (*High Temperature Gas Reactor*) je posljednji korak u razvoju grafitom moderiranih reaktora.

Gorivo reaktora: oksid obogaćenog urana.

Brzi oplodni reaktor. Svi prije navedeni tipovi reaktora navedeni pripadaju u kategoriju **termalnih reaktora** (upotrebljavaju moderator za termalizaciju neutrona). Brzi oplodni reaktor nema moderatora.

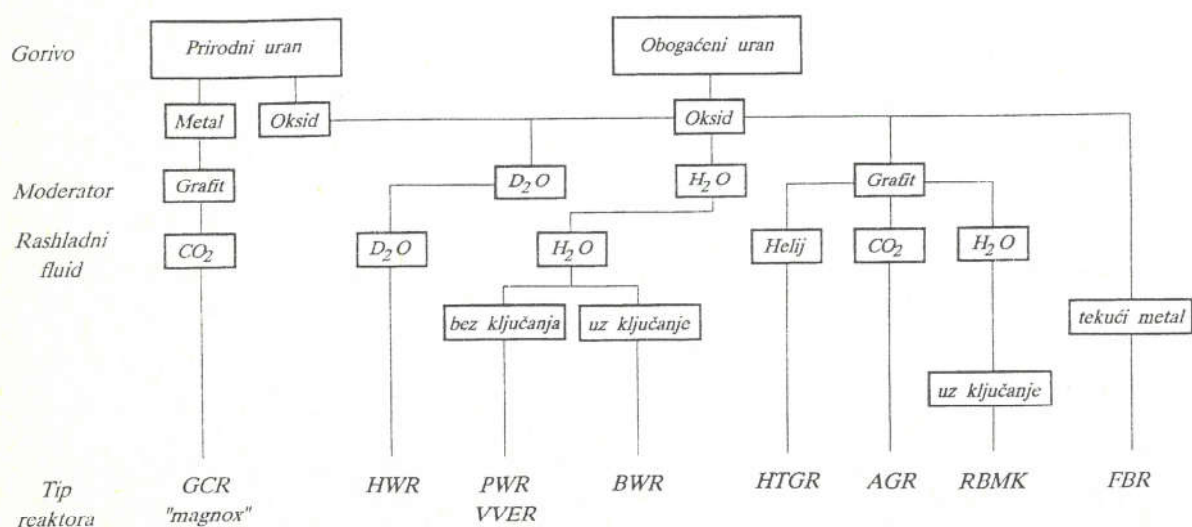
Gorivo: oksid urana višeg obogaćenja ili oksid plutonija.

Kao što je već navedeno, osim spomenutih reaktora u nuklearnim energetskim postrojenjima su se pokusno upotrebljavali još neki tipovi nuklearnih reaktora. U tu kategoriju mogli bismo uvrstiti reaktore moderirane teškom vodom, a hlađene plinom i običnom vodom, te reaktore hlađene organskim hladilom. Ti reaktori nemaju danas praktičnog značenja za nuklearnu energetiku.

Osim toga, i neki od navedenih reaktorskih tipova vrlo će vjerojatno otpasti u bližoj budućnosti. To se ponajprije odnosi na grafitne reaktore (osim visokotemperaturnog reaktora).

Sažet pregled tipova nuklearnih energetskih reaktora s naznakom njihovih materijala nuklearnog goriva moderatora i rashladnog sredstva dan je slikom 2.2.2.

Relativno značenje pojedinih reaktorskih tipova za nuklearnu energetiku najbolje se može uočiti iz njihove rasprostranjenosti u pogonu. Naročito je indikativan broj postrojenja u gradnji. Tablica 2.2.1. daje podatke o rasprostranjenosti reaktorskih tipova (prema podacima MAAE iz 1993. godine).



Slika 2.2.2. Pregled tipova nuklearnih energetskih reaktora

Tablica 2.2.1. Rasprostranjenost nuklearnih reaktora u svijetu potkraj 1992. godine

Tip reaktora	Reaktori u pogonu	Reaktori u gradnji
PWR (VVER)	239	48
BWR	89	6
HWR	32	13
GCR magnox	24	–
RBMK	20	4
AGR	14	–
FBR	5	1

Pojedini tipovi nuklearnih energetske reaktora najviše su (ili jedino) građeni u ovim zemljama:

PWR: SAD 72(3), Francuska 53(5), bivši SSSR 24* (21*), Japan 20(3),
Njemačka 14(0)
BWR: SAD 37(0), Japan 22(5), Švedska 9(0)
HWR: Kanada 21(1), Indija 7(5), Rumunjska 0(5)
GCR "magnox": Vel. Britanija 22(0), Francuska 1(0)
RBMK: bivši SSSR 20(4)
AGR: Vel. Britanija 14(0)
FBR: Francuska 2(0), bivši SSSR 2(0), Japan 0(1)

Primjedbe:

- Brojke u zagradi odnose se na reaktore u gradnji
- * označuje reaktore tipa VVER
- Nuklearna elektrana Krško ima reaktor tipa PWR.

Reference uz 2. poglavlje

1. Nuclear Power Reactors in the World, Reference Data Series No 2, 1990 Edition, IAEA, 1990.
2. D. Feretić, Nuklearne elektrane, Liber, Zagreb, 1984.
3. G. Kessler, Nuclear Fission Reactors, Potential Role and Risks Of Converters and Breeders Springer Verlag, Wien-New York, 1983.

3. Nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorom (PWR-VVER)

3.1. Razvoj tlakovodnih reaktora

Tlakovodni reaktori upotrebljavaju običnu vodu za usporavanje neutrona.

Dobra svojstva vode kao moderatora su njezina raspoloživost, niska cijena i djelotvorno usporavanje neutrona. Na temelju analize svojstava moderatora (UNE, 5.3) proizlazi da je sposobnost usporavanja neutrona (koju karakterizira faktor $\xi \Sigma_s$) kod vode najveća.

Mana vode je u relativno velikoj vrijednosti udarnog presjeka za apsorpciju termičkih neutrona u vodik, što se ogleda u maloj vrijednosti odnosa moderacije (definiranog faktorom $\xi \Sigma_s / \Sigma_a$). S termodinamičkog stajališta nedostatak je upotrebe vode i u niskoj temperaturi vrelišta, što zahtijeva primjenu visokog tlaka kako bi se spriječilo kipljenje vode pri temperaturama koje još osiguravaju prihvatljiv toplinski stupanj djelovanja kružnog procesa. U tom je procesu, naime, upravo prosječna temperatura vode u primarnom krugu temperatura toplog spremnika.

Dobra moderacija neutrona u vodi dopušta gradnju reaktora s malim volumenom moderatora u jezgri, odnosno s gusto pakiranim gorivnim šipkama. Kasnije će se pokazati da je zbog veće pogonske sigurnosti nuklearne elektrane količina moderatora u jezgri redovito manja od količine koja bi odgovarala maksimalnoj reaktivnosti (u tom slučaju govorimo o podmoderiranom reaktoru).

Gusto pakiranje gorivnih šipki dopušta da se u reaktoru postigne velika gustoća proizvedene termalne snage (reda 100 MW/m^3). Moguće je dakle izgraditi tlakovodni reaktor znatne snage uz relativno malen volumen jezgre.

Maleni odnos moderacije obične vode ne dopušta pak primjenu prirodnog urana kao nuklearnog goriva, jer se u takvu reaktoru ne bi mogla postići kritičnost. Reaktori s vodom kao moderatorom moraju dakle imati obogaćeno gorivo. Obogaćenja se kreću od 3 do 5% (takvo gorivo je uobičajeno zvati slabo obogaćeno gorivo). Nepovoljna strana upotrebe obogaćenog urana je u visokoj cijeni toga goriva. Međutim, upotreba obogaćenog urana kao nuklearnog goriva ima i značajnih prednosti. To se prije svega ogleda u mogućnosti ugradnje većeg viška reaktivnosti u reaktor, što dopušta da se gorivo može izmjenjivati u dužim vremenskim intervalima (jedne do dvije godine). Time se znatno pojednostavljuje pogon energetskog objekta. Nasuprot tome, reaktori koji imaju kao gorivo prirodni uran moraju, zbog malene reaktivnosti jezgre, kontinuirano mijenjati gorivo tijekom pogona.

Velika gustoća snage, visoka pogonska stabilnost i duži vremenski pogon bez izmjene goriva čini reaktore hladene vodom pod tlakom pogodne za primjenu u propulziji plovnih

objekata. Kao što je u poglavlju 1. naglašeno, upravo je ta primjena dala najveći doprinos za početni razvoj tlakovodnog reaktora. Podmornice i brodovi na nuklearni pogon imaju kao pogonske agregate isključivo reaktore hladene i moderirane vodom pod tlakom.

Prvi plovni objekt te vrste bila je američka podmornica Nautilus, koja je još 1958. godine demonstrirala pogonsku pouzdanost i stabilnost tlakovodnog reaktora u poznatom putovanju ispod arktičkog leda do Sjevernog pola.

Na temelju prototipova nuklearnih pogonskih agregata za potrebe propulzije (uglavnom vojnih plovila) izgrađene su prve nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorima. U SAD je prva nuklearna elektrana snage 60 MW bila NE Shippingport, izgrađena 1957. godine.

Već smo prije, u 1. poglavlju, naglasili da je i u bivšem SSSR-u "neovisno" razvijan isti tip reaktora, također za potrebe propulzije. Reaktor je tamo prozvan VVER (*vodo-vodnoj energetskejskij reaktor*), dok je u SAD za taj reaktor uvedena kratica PWR (*Pressurized Water Reactor*).

U Sovjetskom Savezu primjenjivao se reaktor tipa VVER osim kod vojnih plovila i za pogon ledolomaca. Takav se reaktor naknadno počeo primjenjivati u energetici, zadržavajući pri tome još dugo mnoge karakteristike originalnih tehničkih rješenja prilagođenih propulziji.

Zbog mnogo veće rasprostranjenosti nuklearnih reaktora tipa PWR, posebnog značenja tih reaktora za Hrvatsku (zbog suvlasništva u NE Krško, gdje je ugrađen takav reaktor) kao i zbog činjenice što tehnička rješenja nove generacije VVER (posebno kod VVER 1000 MW) konvergiraju prema ranije adaptiranim rješenjima u nuklearnim postrojenjima tipa PWR, u ovoj ćemo knjizi ponajprije analizirati reaktore tipa PWR, dok ćemo se na reaktore tipa VVER osvrnuti samo zato da upozorimo na neke bitnije razlike u njihovoj izvedbi s obzirom na PWR.

3.2. Princip izvedbe nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorom

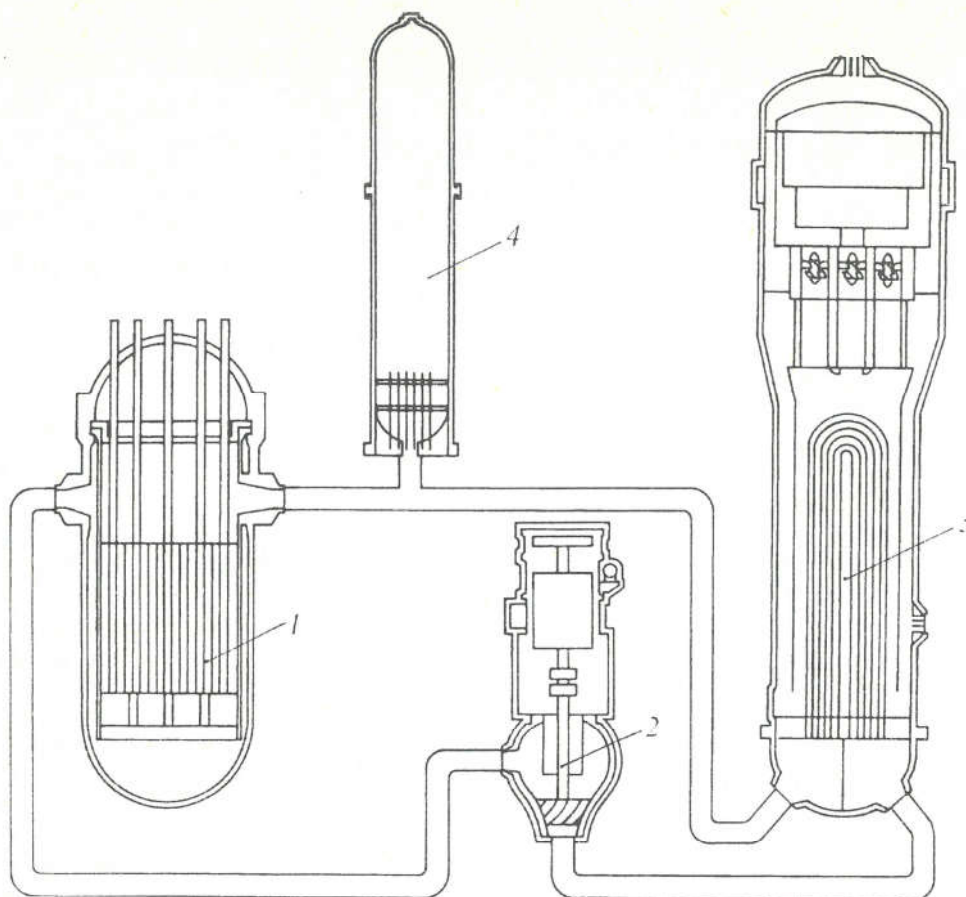
Izvedba nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorom zasniva se na principu dvaju odvojenih rashladnih krugova: rashladnog kruga reaktora, koji ćemo zvati **primarni krug**, i rashladnog kruga parogeneratorskog, poznatog kao **sekundarni krug**.

Kao što je spomenuto u 2. poglavlju, nuklearne elektrane se u osnovi međusobno razlikuju po izvedbi reaktorskog postrojenja, dakle po izvedbi primarnog rashladnog kruga. Sekundarni rashladni krug, iako i on može imati neke specifičnosti s obzirom na klasične termoelektrane, u biti se od njih ne razlikuje. Zbog toga se sekundarni krug često označava kao klasični ili konvencionalni dio nuklearne elektrane. Opise nuklearnih elektrana stoga ćemo pretežno ograničiti na reaktorsko postrojenje.

Kod nuklearnih elektrana s jednim rashladnim krugom (to su nuklearne elektrane s kipućim reaktorom, BWR) uloga sekundarnoga kruga je značajnija jer primarni i sekundarni krug čine cjelinu.

Izvedba nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorom zasniva se na principu prikazanom slikom 3.2.1.

Izvor toplinske energije u primarnom krugu elektrane je nuklearni reaktor. Reaktor zagrijava rashladnu vodu koja cirkulira u zatvorenoj petlji sastavljenoj od parogeneratorskog, primarne pumpe, tlačnika i primarnih cjevovoda. Pravilno funkcioniranje postrojenja uvjetovano je pothlađenjem rashladne vode reaktora, tj. da ona ne kipi.



Slika 3.2.1. Primarni krug nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorom (PWR): 1 – nuklearni reaktor, 2 – cirkulacijska pumpa, 3 – parogenerator, 4 – tlačnik.

Toplinski stupanj djelovanja nuklearne elektrane je funkcija **prosječne temperature** vode u primarnom krugu, stoga je svrshodno da ta temperatura bude što viša (prosječna temperatura primarnog rashladnog fluida je u reaktoru i parogeneratoru približno ista).

Tipični parametri rashladne vode reaktora jesu:

tlak	15 do 16 MPa
prosječna temperatura	570 do 590 K
promjena temperature u reaktoru i parogeneratoru	40 do 50 K
protočni volumen po rashladnom krugu	oko 6 m ³ /s.

Veličina jezgre reaktora i broj gorivnih elemenata u njoj ovise o snazi. Radi što višeg stupnja standardizacije komponenata opreme primarnoga kruga, nuklearne elektrane tog tipa izvide se samo u određenim područjima snaga. U zapadnim zemljama to su snage u području 600 do 700, 900 do 1000 i 1200 do 1500 MW.

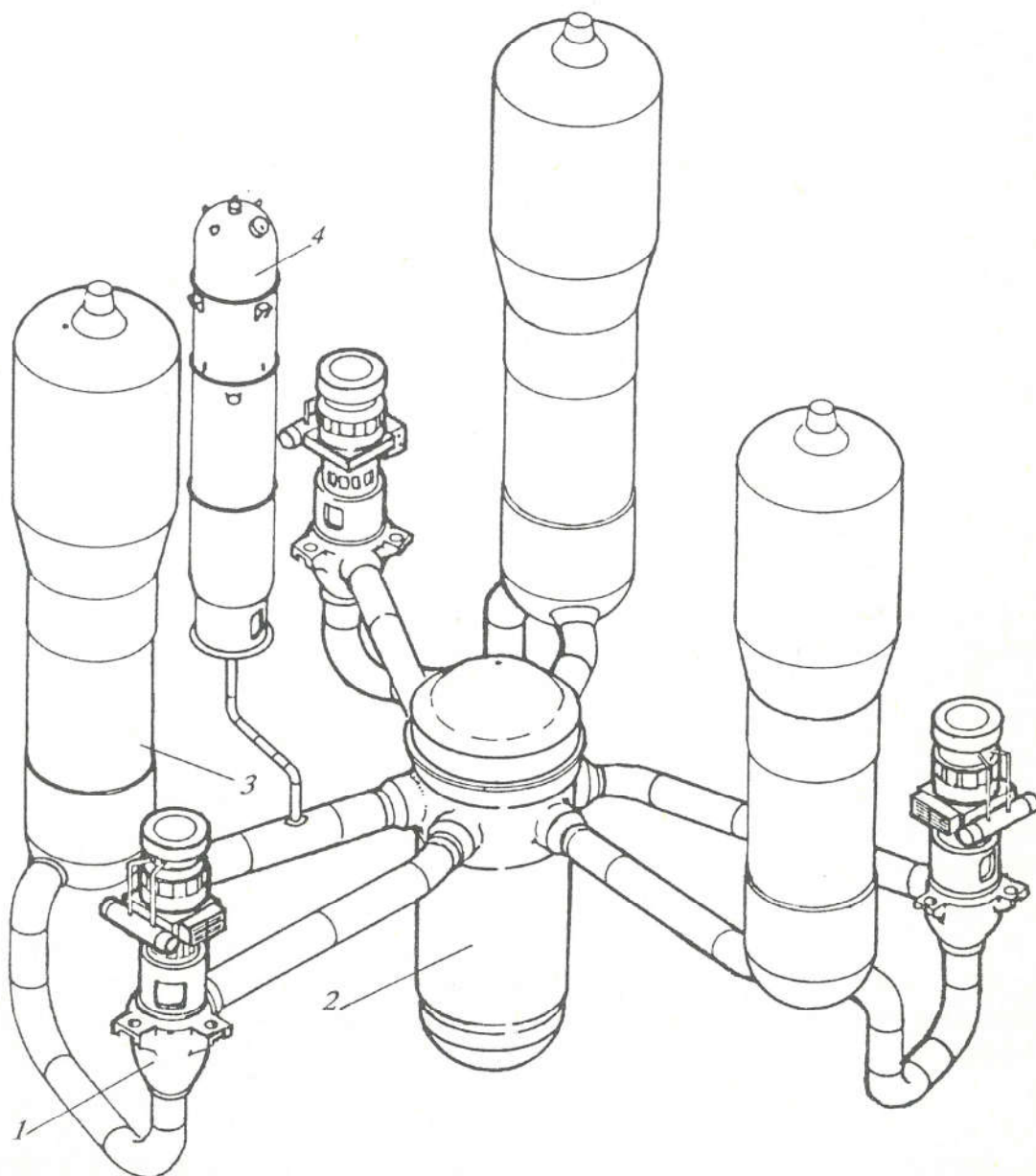
Na taj je način moguće da se reaktori hlade s više rashladnih krugova, od kojih svaki odgovara polovici, trećini ili četvrtini snage reaktora. Svaki je rashladni krug dimenzioniran za 300 do 400 MW električne snage elektrane (ili za približno 1000 toplinskih megavata).

Komponente opreme (parogeneratori, pumpe) u svakom rashladnom krugu su iste. Budući da su rashladni krugovi hidraulički povezani u reaktoru, potreban je samo jedan regulator tlaka (za koji se uvriježio naziv tlačnik) za sve rashladne krugove.

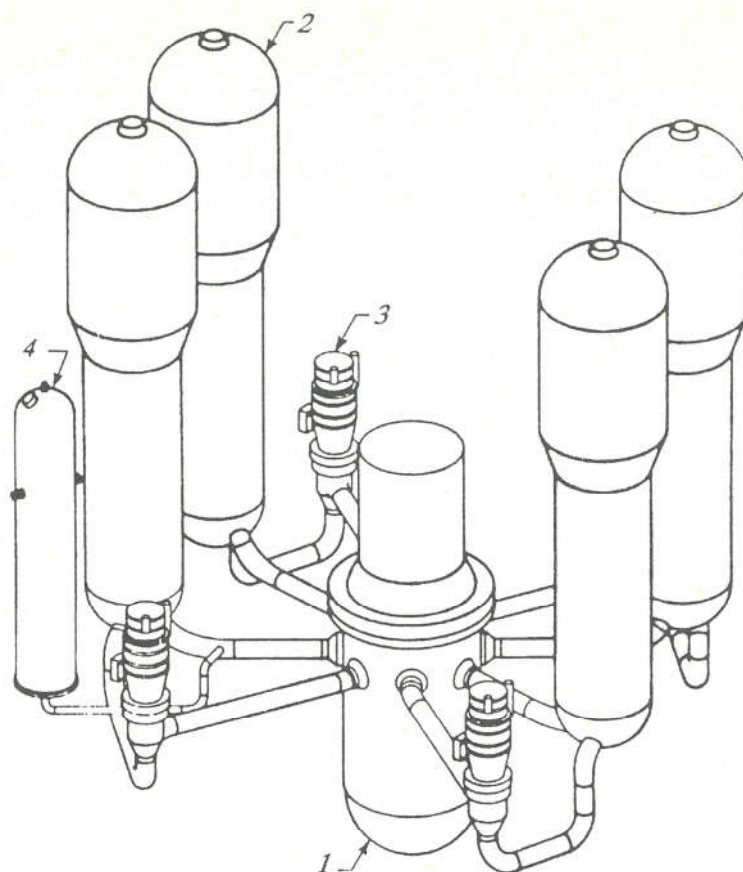
Prostorni raspored komponenata u primarnom postrojenju nuklearne elektrane s tri i četiri rashladna kruga (često se označuju kao rashladne petlje, prema engleskom *loop*) prikazan je slikama 3.2.2. i 3.2.3.

U bivšem Sovjetskom Savezu, kao što je već spomenuto, za potrebe energetike razvijeni su reaktori VVER. Tipske snage nuklearnih elektrana s tim reaktorima su 440 MW (stariji tip sa 6 rashladnih petlji) i 1000 MW (noviji tip sa 4 rashladne petlje).

Komponente primarnoga kruga smještaju se u veliku zaštitnu posudu, koja se prema engleskoj terminologiji često označuje kao **kontejnement**. Zaštitna posuda je projektirana za tlak koji bi u njoj nastao pri većem lomu komponente primarnoga kruga (redovito se pretpostavlja lom jednog od primarnih cjevovoda). U takvu bi naime slučaju naglo pao tlak u primarnom krugu i voda bi isparila. Para bi, zajedno s dijelom radioaktivnih nuklida koji



Slika 3.2.2. Prostorni raspored osnovnih komponenata reaktorskog postrojenja s tlakovodnim reaktorom (PWR) i tri rashladna kruga: 1 – cirkulacijska pumpa, 2 – nuklearni reaktor, 3 – parogenerator, 4 – tlačnik.



Slika 3.2.3. Prostorni raspored osnovnih komponenata reaktorskog postrojenja s tlakovodnim reaktorom (PWR) i četiri rashladna kruga: 1 – reaktor, 2 – parogeneratbr, 3 – cirkulacijska pumpa, 4 – tlačnik.

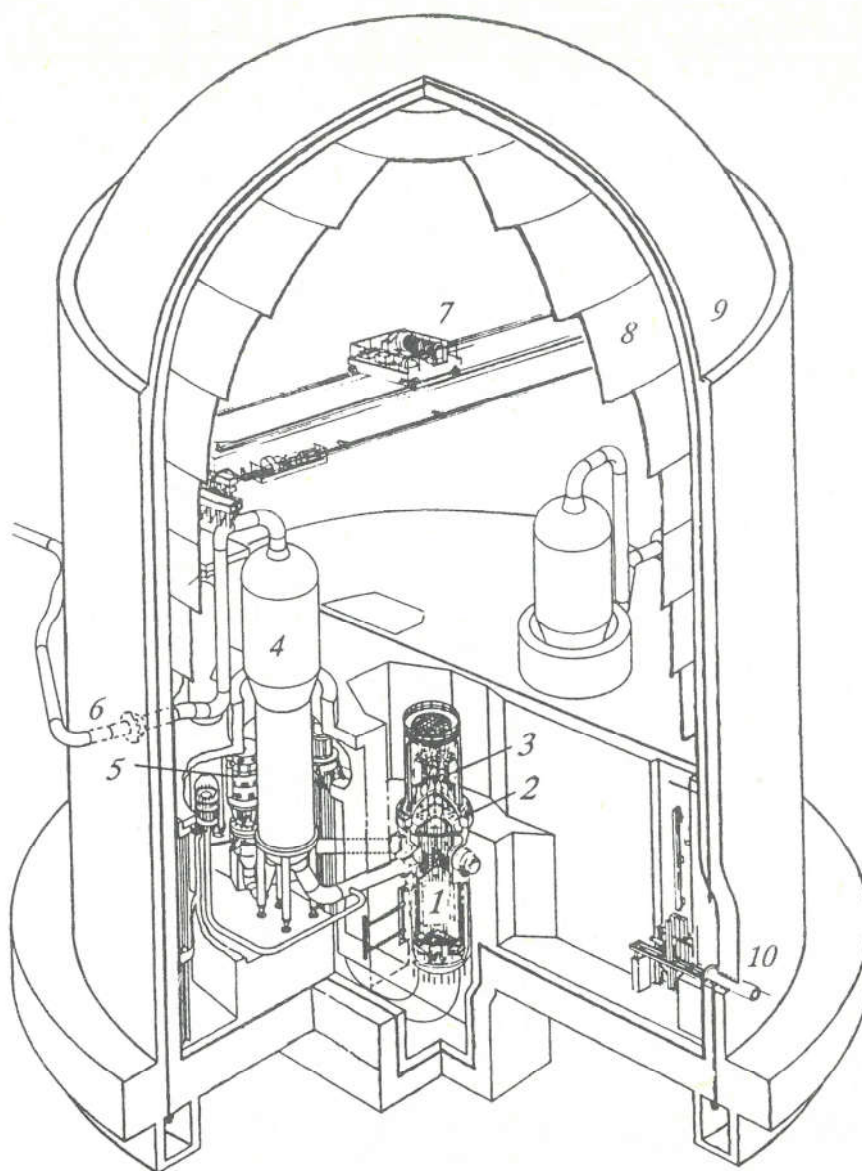
su sadržani u primarnom krugu, ispunila zaštitnu posudu i povisila u njoj tlak na 0,3 do 0,4 MPa. To je upravo tlak za koji je posuda projektirana. Zaštita okoline i u takvom bi slučaju bila osigurana. Potrebno je spomenuti da se opisani kvar tretira kao najveći projektom predviđeni kvar (u literaturi označen kao *Design Basis Accident*, DBA).

Slika 3.2.4. shematski prikazuje smještaj komponenata nuklearne elektrane PWR s dva rashladna kruga u zaštitnoj posudi.

Unutarnji izgled zaštitne posude u vrijeme montaže reaktorske posude u nuklearnoj elektrani Krško prikazan je slikom 3.2.5.

Oblik zaštitne posude i smještaj komponenata reaktorskog postrojenja s tlakovodnim reaktorom unutar zaštitne posude prema projektu njemačke tvrtke KWU se razlikuje od smještaja tih komponenata prikazanog slikom 3.2.4. (koja se odnosi na projekt tvrtke Westinghouse). Primjer takvog postrojenja s četiri rashladne petlje je prikazano slikom 3.2.6. Osnovno obilježje projekta je kuglasta zaštitna posuda (poznato je da kuglasti oblik tlačne posude bolje izdržava unutarnji tlak od valjkastog oblika). Kuglasta zaštitna posuda kod date visine osigurava veći unutarnji prostor a time i mogućnost smještaja bazena za ozraчено gorivo unutar posude. Unutarnji pak smještaj bazena omogućuje bolju zaštitu ozračenog goriva od vanjskih utjecaja.

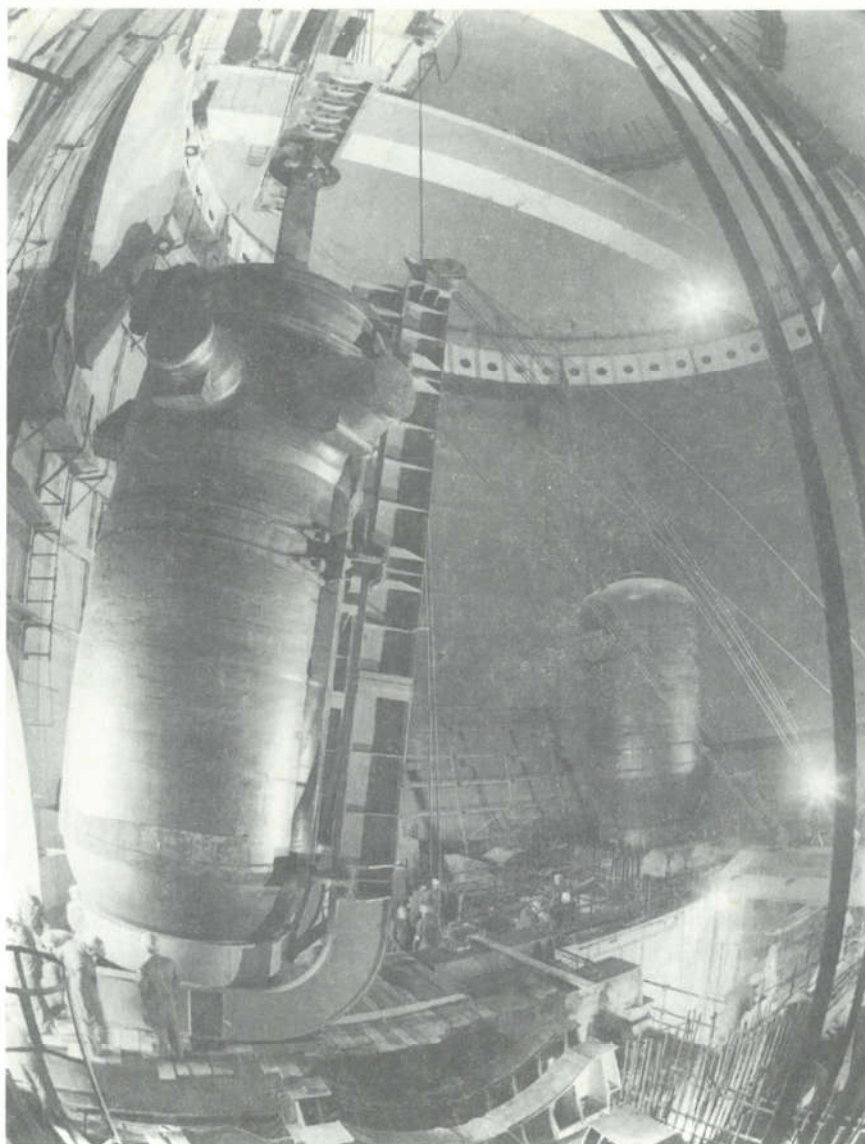
Nuklearne elektrane VVER prilično se u izvedbi razlikuju od nuklearnih elektrana PWR. To se poglavito može reći za stariji model VVER 440 MW, a mnogo manje za noviji



Slika 3.2.4. Smještaj komponenata primarnog kruga nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorom (PWR) u zaštitnoj posudi: 1 – jezgra reaktora, 2 – reaktorska posuda, 3 – pogoni mehanizama regulacijskih šipki, 4 – parogenerator, 5 – cirkulacijska pumpa, 6 – glavni parovod, 7 – polarni kran, 8 – čelična zaštitna posuda, 9 – armirano betonska zgrada, 10 – kanal za prolaz goriva.

model VVER 1000. Treba međutim spomenuti da ni sve nuklearne elektrane VVER 440 MW nemaju iste karakteristike. Razlike se očituju osobito u izvedbi sigurnosnih sustava i komponenata primarnoga kruga, a kod prvih elektrana i u načinu kompenzacije viška reaktivnosti (nemaju tekućeg apsorbera). Najbitnije razlike u izvedbi nuklearnih elektrana VVER 440 MW i PWR mogu se sažeti u sljedećem:

- Nedostatak zaštitne posude (kontejnmenta). Kod nuklearnih elektrana VVER 440 MW nije kao projektna osnova uzeta mogućnost loma primarnih cjevovoda i zbog toga je otpala potreba za zaštitnom posudom. Tijekom tehnološkog razvoja i stjecanja novih spoznaja postupno su se mijenjali i stavovi o značenju zaštitne



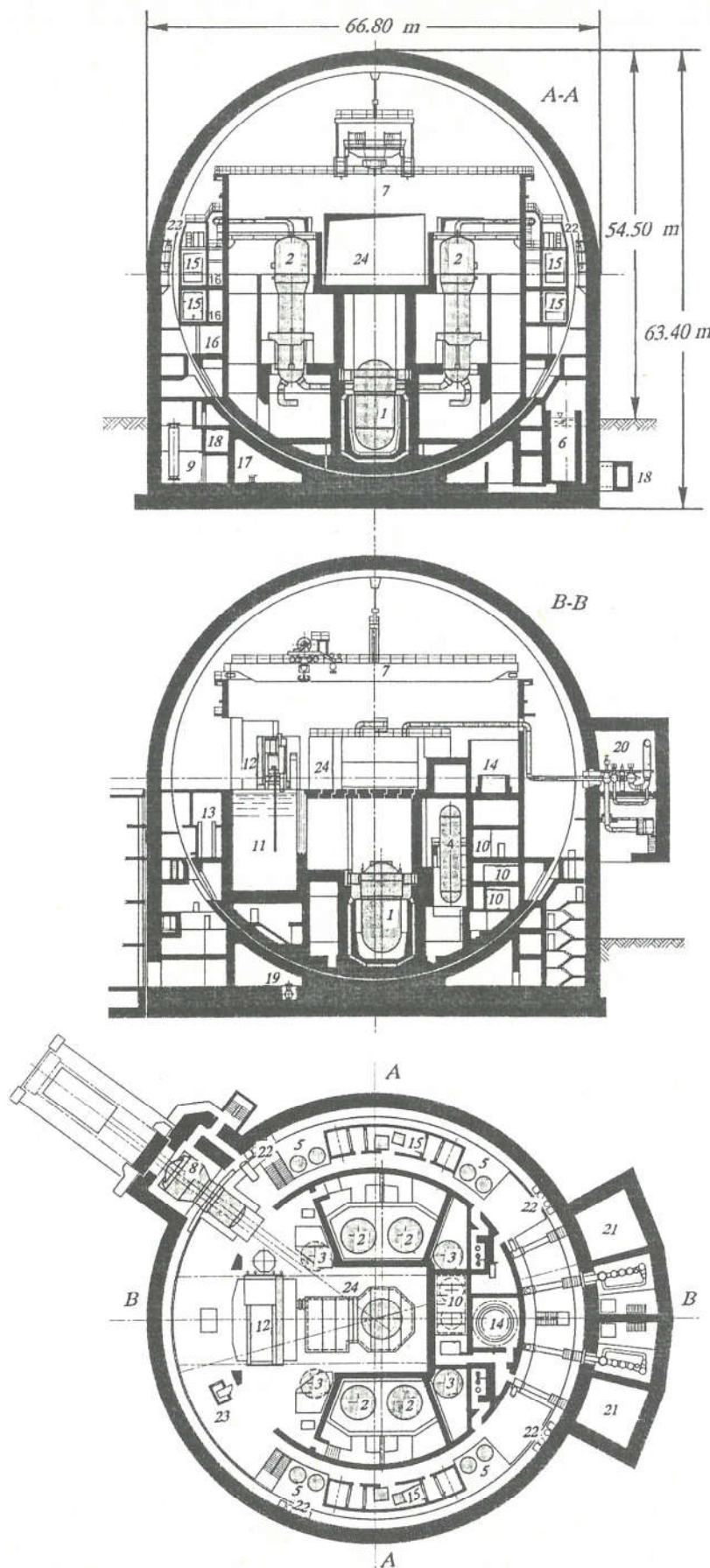
Slika 3.2.5. Unutrašnjost zaštitne posude u vrijeme postavljanja reaktorske posude u NE Krško.

posude i o njezinoj funkciji. Zaštitna posuda je djelomično nadomještena tlačnim komorama i komorama za kondenzaciju pare. Međutim, tek je pri gradnji VVER 1000 MW prihvaćena izvedba zaštitne posude slična izvedbi kod nuklearnih elektrana tipa PWR.

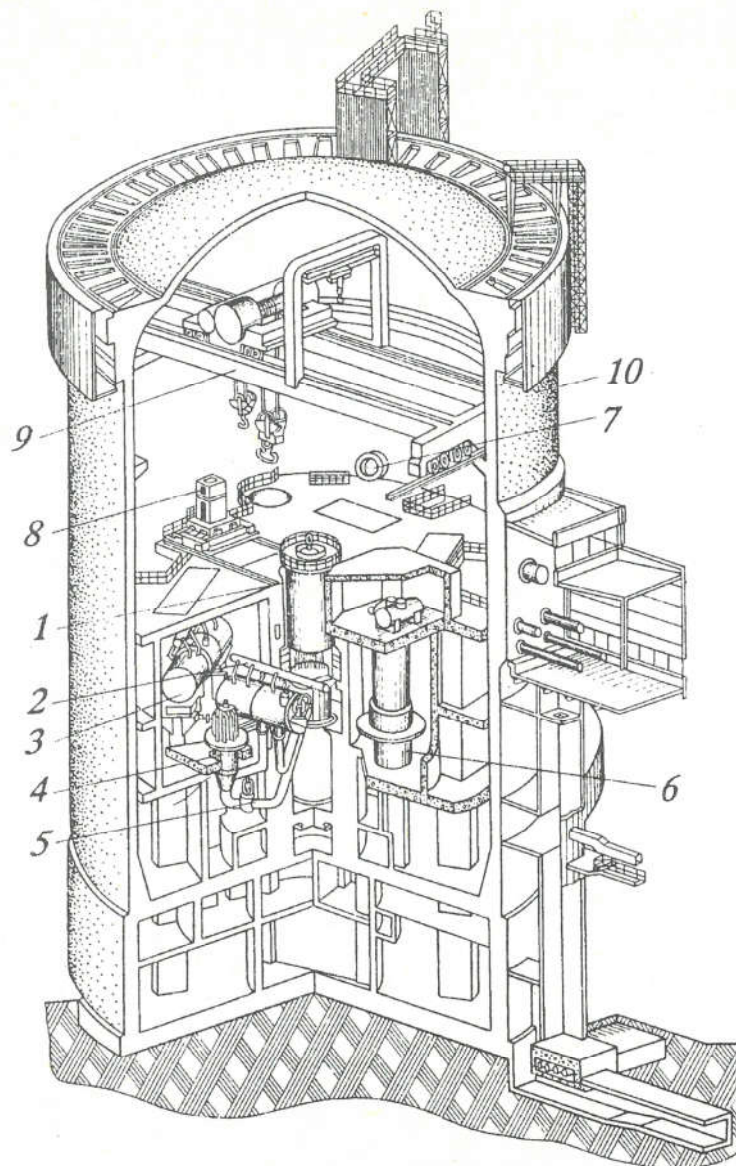
- Izvedba primarnoga kruga. Nuklearne elektrane VVER 440 MW imaju po 6 rashladnih petlji. Svaka se petlja može izolirati ventilima. Parogeneratori su horizontalne izvedbe. Kod VVER 1000 MW smanjen je broj petlji na 4. Zadržana je mogućnost izolacije rashladnih petlji ventilima i horizontalna izvedba parogeneratora.

Smještaj komponenata primarnoga kruga u zaštitnoj posudi kod nuklearne elektrane VVER 1000 MW prikazan je slikom 3.2.7.

Prostorni prikaz smještaja reaktora parogeneratora i pumpe kod VVER 1000 dan je slikom 3.2.8.



Slika 3.2.6. Postrojenje tlakovodnog reaktora u zaštitnoj posudi kuglaste izvedbe. Prikazana su dva vertikalna i jedan horizontalni presjek postrojenja: 1 – reaktor, 2 – parogenerator, 3 – primarna pumpa, 4 – tlačnik, 5 – akumulator, 6 – spremnik borirane vode, 7 – polarna dizalica, 8 – ulaz za osoblje, 9 – izmjenjivač topline u sustavu za odvod ostatne topline, 10 – prostorije za smještaj i rukovanje ventilima, 11 – bazen za odzračeno gorivo, 12 – stroj za izmjenu goriva, 13 – prostor za svježe gorivo, 14 – površina za odlaganje poklopca reaktorske posude u vrijeme remonta, 15 – ventilatori, 16 – stroj za održavanje opreme, 17 – sustav za hlađenje bazena za odzračeno gorivo i odvod ostatne topline, 18 – cjevovodi, 19 – slivnik, 20 – ventili glavnog parovoda, 21 – prostorije za smještaj ventila napojne vode i pare, 22 – spremnik sustava za hlađenje nuklearnih komponenata, 23 – dizalo, 24 – servisna platforma reaktora.



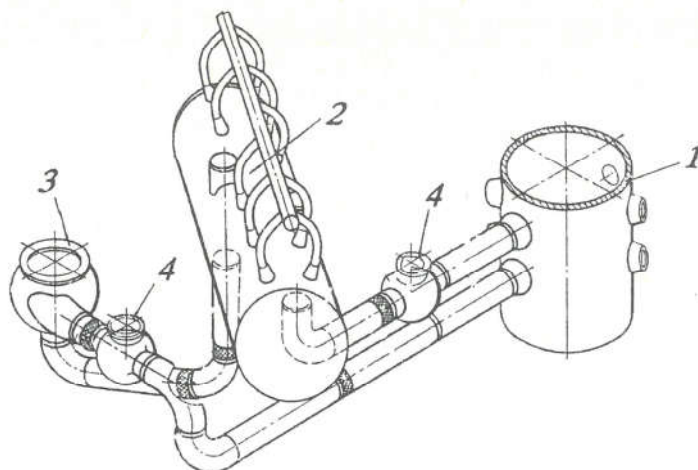
Slika 3.2.7. Nuklearna elektrana VVER 1000 – smještaj komponenata u zaštitnoj posudi: 1 – reaktor, 2 – parovodi, 3 – parogenerator, 4 – cirkulacijska pumpa, 5 – ventil primarnog kruga, 6 – tlačnik, 7 – izlaz za nuždu, 8 – stroj za rukovanje gorivom, 9 – polarna dizalica 400 t, 10 – zaštitna posuda.

3.3. Specifične komponente opreme reaktorskog postrojenja

Analizirat će se neke specifične karakteristike komponenata opreme od koje je sastavljen primarni krug nuklearne elektrane.

Reaktorska posuda

Reaktorska posuda sadrži jezgru reaktora, zajedno s rashladnom vodom, koja obavlja i ulogu moderatora.



Slika 3.2.8. Nuklearna elektrana VVER-1000 – prostorni smještaj reaktora, parogeneratora i cirkulacijske pumpe u jednoj rashladnoj petlji: 1 – reaktor, 2 – parogenerator, 3 – cirkulacijska pumpa, 4 – ventili primarnog kruga.

Posuda mora na pouzdan način izdržati sile koje potječu iz statičkih i dinamičkih utjecaja (težina posude i jezgre, unutarnjeg tlaka, sile uslijed termičkog istezanja materijala, dinamičke sile zbog potresa, vibracija i reaktivnih sila koje nastaju pri lomu jednog od glavnih priključnih cjevovoda). Integritet reaktorske posude od najvećeg je značenja za sigurnost nuklearne elektrane, jer se pri većem lomu na reaktorskoj posudi ne može od razaranja zaštititi reaktorska jezgra.

Posuda se projektira i gradi po strogim propisima za tu vrstu proizvoda sadržanim u industrijskim normama pojedinih zemalja (ASME u SAD, DIN u Njemačkoj, GOST u SSSR-u itd.).

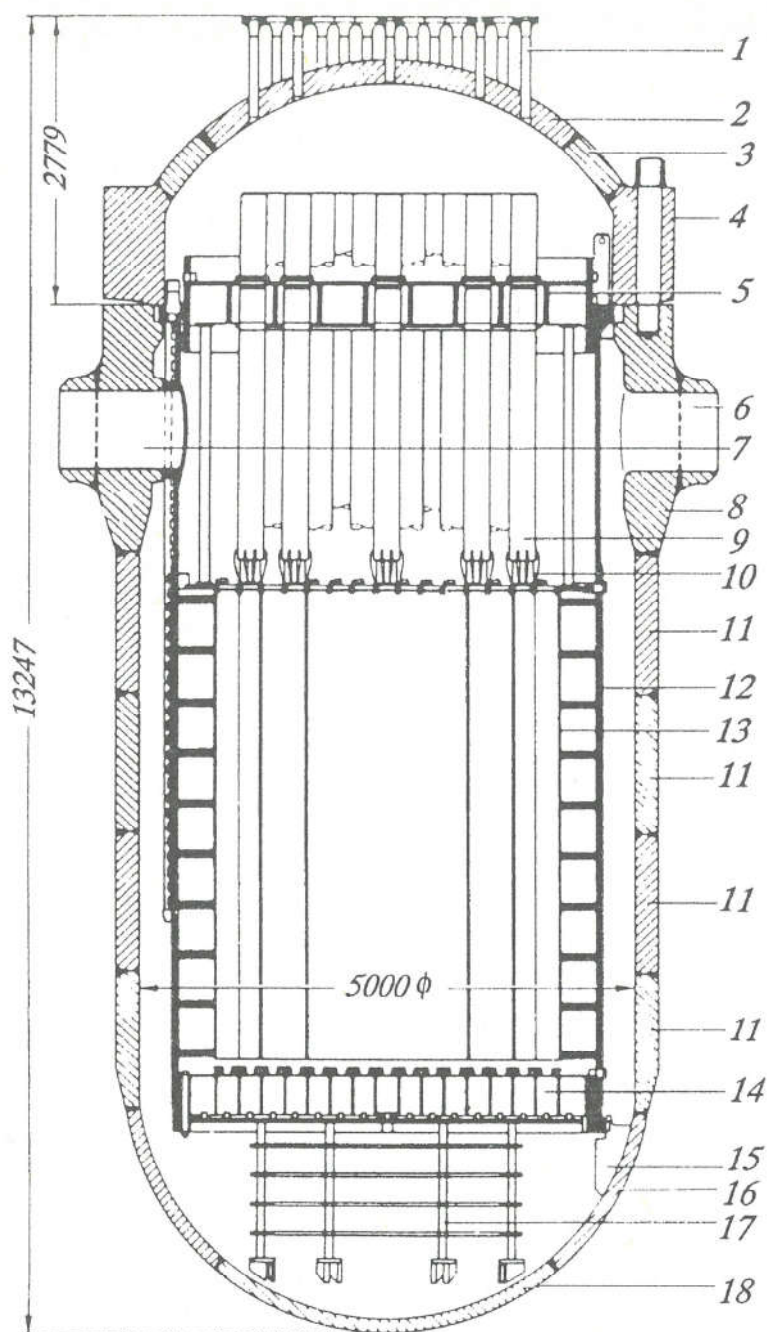
Materijal posude je niskolegirani ugljični čelik s dodatkom mangana i molibdena radi povećanja žilavosti i čvrstoće kod viših temperatura (kao primjer, čelik za reaktorske posude, prema ASME 212-B, ima sastav u tež. postocima C-0,25, Mn-1,5, P-0,04, S- 0,05, Si-0,32, Mo-0,60 s čvrstoćom 690 N/mm^2 , granicom plastičnosti oko 350 N/mm^2 i produženjem do loma 17%).

Treba napomenuti da je čelik reaktorske posude izložen bombardiranju neutrona i γ zraka iz reaktorske jezgre. Neutronske zračenje dovodi do radijacijskog oštećenja čelika, koje se ogleda u povećanju tvrdoće i smanjenju žilavosti materijala. Ta pojava dovodi do pomaka točke krtoeg loma prema višim temperaturama, što može biti opasno za integritet posude. Zbog toga se uvijek upotrebljivosti posude veže uz integralno primljenu neutronske dozu, odnosno uz zahtjev da temperatura krtoeg loma mora ostati znatno ispod radne temperature.

Presjek kroz reaktorsku posudu prikazan je slikom 3.3.1. To je reaktorska posuda njemačke nuklearne elektrane Biblis-B, snage 1240 MW, u pogonu od 1976. godine.

Iz slike se razabire da je riječ o posudi unutarnjeg promjera 5 metara i visine 13,24 m, sastavljenoj horizontalnim varovima prstenastih segmenata.

Promjeri reaktorskih posuda ovise o snazi reaktora i izvedbi (odnosno proizvođaču) te variraju u granicama 3,5 do 5,5 m. Posude se rade iz dva dijela: donjeg dijela s polukružnim ili elipsoidnim dnom i poklopca, međusobno povezanih vijčanom vezom. Brtvenje između donjeg dijela i poklopca posude ostvaruje se metalnom elastičnom prstenastom



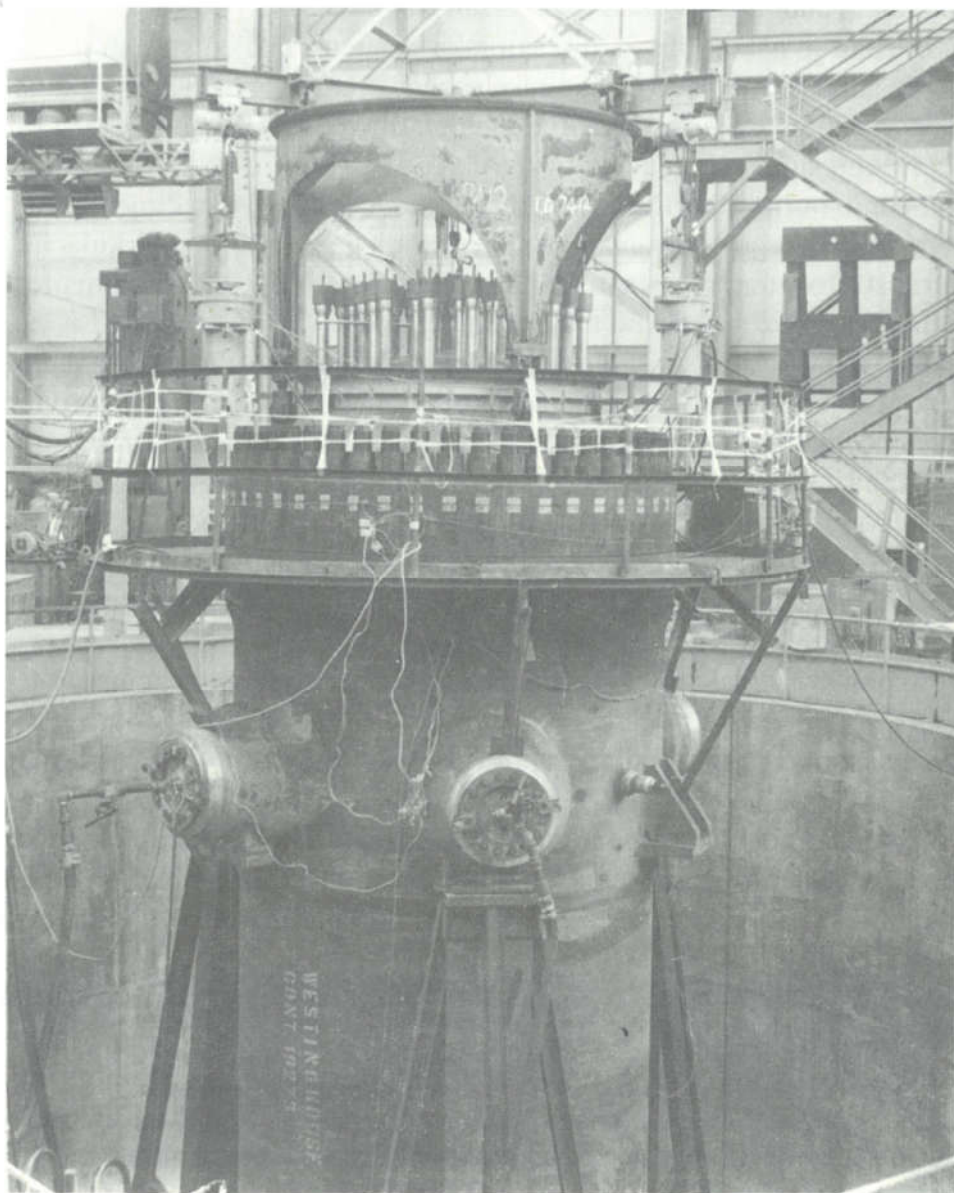
Slika 3.3.1. Presjek kroz reaktorsku posudu tlakovodnog reaktora za nuklearnu elektranu snage 1300 MW s ugrađenom unutarnjom posudom i naznakom sastavnih elemenata: 1 – tlačne cijevi regulacijskih motki, 2 – gornja kalota, 3 – gornji prsten, 4 – prsten gornje prirubnice, 5 – potporna ploča vodilica regulacijskih sklopova, 6 – ulaz rashladnog sredstva, 7 – izlaz rashladnog sredstva, 8 – prsten priključaka cjevovoda, 9 – vodilice regulacijskih sklopova, 10 – gornja ploča jezgre, 11 – bočni prsteni, 12 – unutarnja posuda, 13 – bočna potpora jezgre, 14 – donja ploča jezgre, 15 – potpora unutarnje posude jezgre, 16 – prsten donje kalote, 17 – sekundarna potpora jezgre, 18 – donja kalota.

brtvom. Debljina stijenke posude u cilindričnom dijelu kreće se od 150 do 250 mm. Težina prazne posude s poklopcem i vijcima, ovisno o veličini, u granicama je 300 do 450 tona.

Posude se izrađuju zavarivanjem. Prednost s obzirom na manji utjecaj radijacijskog oštećenja materijala daje se reaktorskim posudama izrađenim samo horizontalnim zavarivanjem kovanih prstena i gornje i donje kalote, dakle bez uzdužnih varova.

Reaktorska posuda je s unutarnje strane prevučena 5 do 7 mm debelim slojem nehrđajućeg čelika, koji služi kao antikorozivna zaštita. Naime, svi elementi primarnoga kruga u izravnom dodiru s rashladnom vodom moraju biti otporni na koroziju da bi se smanjila koncentracija korozijskih proizvoda u vodi, a time i njihovo aktiviranje prilikom cirkulacije kroz jezgru.

Priključci ulaznih i izlaznih cjevovoda izrađuju se kovanjem prstenastog segmenta. Smješteni su na istoj horizontalnoj ravnini. Broj priključaka ovisi svakako o broju rashladnih petlji.



Slika 3.3.2. Tlačni pokus reaktorske posude NE Krško u tvornici

Zbog njezina izuzetno velikog značenja za sigurnost postrojenja obraća se pri proizvodnji reaktorske posude velika pažnja kontroli i osiguranju kvalitete te ispitivanjima u svim fazama tehnološkog postupka. Svi su postupci utvrđeni propisima. Slika 3.3.2. pokazuje tlačnu probu reaktorske posude za Ne Krško u tvornici.

Osim osiguranja integriteta reaktora u svim uvjetima reaktorska posuda mora omogućiti i niz funkcija neposredno vezanih s njegovim radom. To su:

- podržavanje i učvršćenje gorivnih elemenata
- vođenje rashladnog fluida kroz jezgru
- vođenje i učvršćenje regulacijskih i zaustavnih šipki
- vođenje detektora neutronske toka u jezgri.

Osiguranje navedenih funkcija riješeno je ugradnjom zasebne unutarnje posude u reaktorskoj tlačnoj posudi. Ta je posuda ovješena za unutarnju prirubnicu tlačne posude, što joj osigurava nesmetanu termičku ekspanziju. Obično se sastoji od dva dijela: donjeg, u koji se smještaju gorivni elementi, i gornjeg, koji služi kao vodilica regulacijskih šipki. Izgled donjeg dijela unutarnje posude je prikazan slikom 3.3.3.

Rashladni fluid je nakon ulaska u reaktorsku posudu prisiljen strujati u prstenastom prostoru između unutarnje posude i reaktorske posude prema dolje do donje kalote reaktorske posude, da bi zatim, kroz perforirano dno unutarnje posude, ušao u jezgru i protjecao paralelno s gorivnim šipkama prema gore.

Takvo vođenje rashladnog fluida ima dvije prednosti: prva je u činjenici što je smjer cirkulacije vode kroz jezgru istovjetan sa smjerom njegove prirodne cirkulacije (što poboljšava sigurnost ako pumpe prestanu raditi), a druga što fluid u prstenastom prostoru čini dodatnu zaštitu reaktorske posude od toka brzih neutrona.

Podržavanje i učvršćenje gorivnih elemenata je riješeno profiliranjem unutarnje posude sukladno vanjskom profilu jezgre (koja je sastavljena od kvadratičnih gorivnih elemenata) te onemogućenjem njihovih vertikalnih pomaka elastičnim potporama.

Regulacijske i zaustavne šipke kreću se kroz gornju kalotu reaktorske posude. Šipke su podržavane vodilicama učvršćenim za gornji dio unutarnje posude. Noseće motke regulacijskih i zaustavnih šipki prolaze kroz tlačna kućišta, koja se nastavljaju u tlačne cijevi (u njima je tlak isti kao u reaktorskoj posudi). Tlačna kućišta su učvršćena na gornju kalotu reaktorske posude.

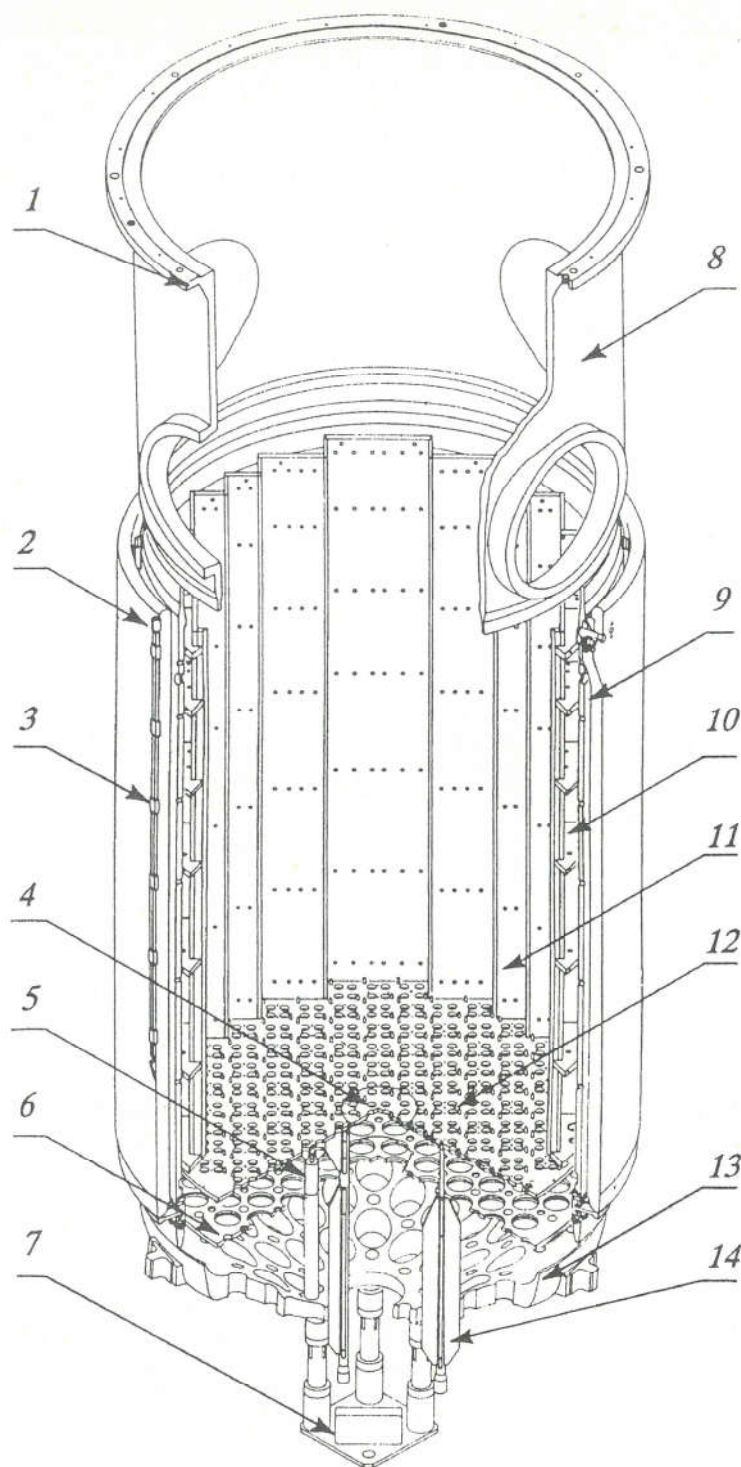
Gornji dio unutarnje reaktorske posude tlakovodnog reaktora u fazi montaže prikazan je slikom 3.3.4.

Pokretni neutronske detektori ulaze u jezgru s donje strane i prolaze kroz donju kalotu reaktorske posude.

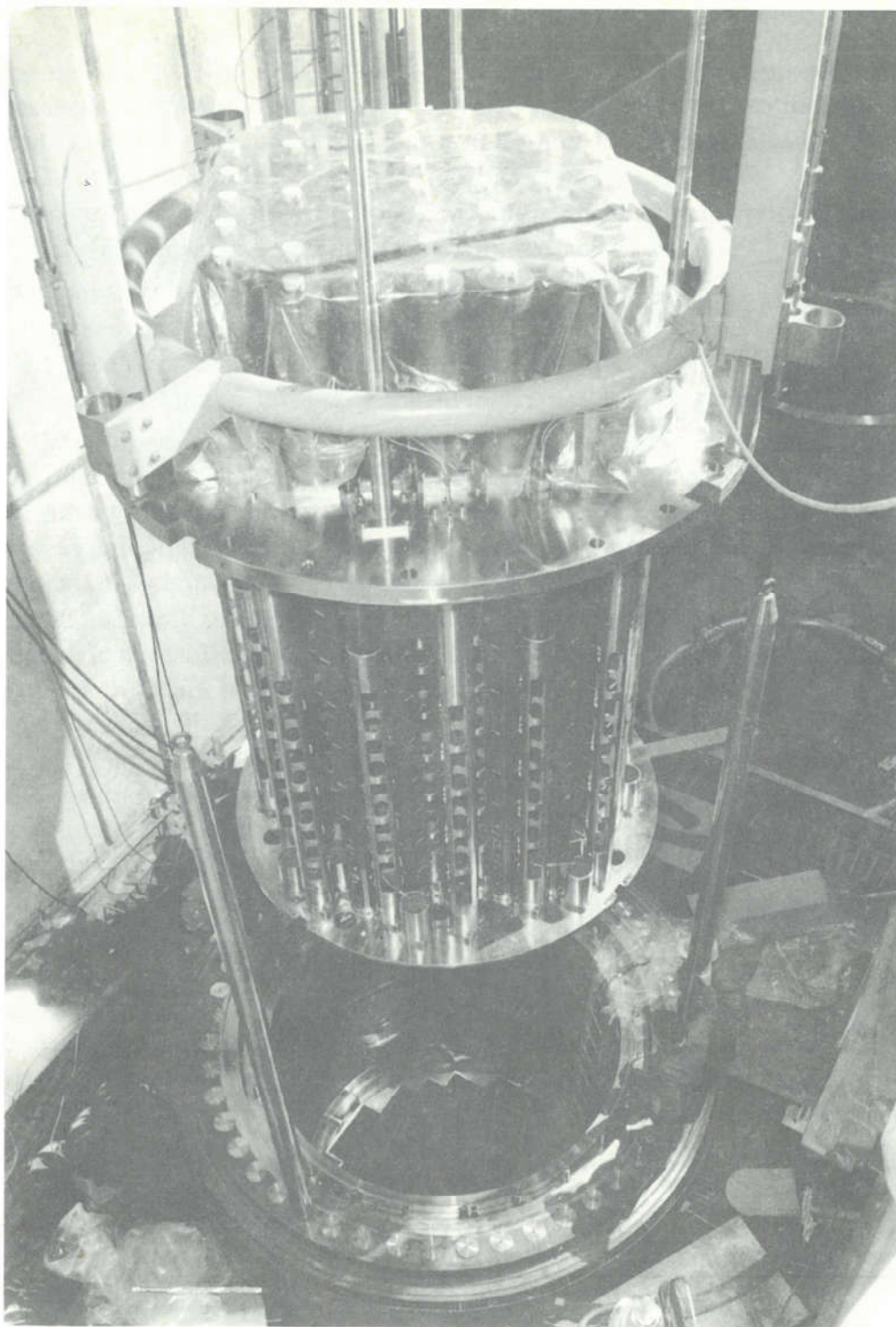
Unutarnja posuda nosi s vanjske strani debeli metalni cilindar, koji reaktorskoj posudi služi kao štiti od neutronske zračenja. U donjem dijelu sadrži sekundarnu potporu jezgre (rezervna potpora jezgre podupire jezgru ako se slomi prirubnica o koju je ovješena unutarnja posuda).

Presjek tlakovodnog reaktora, iz kojeg se vidi smještaj jezgre reaktora i regulacijskih sklopova u reaktorskoj posudi, dan je slikom 3.3.5.

Posude reaktora tipa VVER ponešto se razlikuju od onih za reaktore tipa PWR. Osnovna je razlika u promjeru posude i s tim u vezi u smještaju priključaka za primarne cjevovode. U bivšem SSSR-u je promjer reaktorskih posuda ograničen na 4,5 m kao maksimalnim gabaritom koji dopušta željeznički transport. Manji promjer posude dovodi do potrebe da se priključci za dovodne i odvodne cjevovode smjeste u dvije visine i smanji



Slika 3.3.3. Unutarnja posuda tlakovodnog reaktora (PWR): 1 – prirubnica unutarnje posude, 2 – neutronske štit, 3 – uzorci ozračenog metala, 4 – poklopac, 5 – potporni stupovi, 6 – razdjelnik rashladnog fluida, 7 – sekundarna potpora jezgre, 8 – bočni dio gornjeg dijela unutarnje posude, 9 – donji dio unutarnje posude, 10 – bočna potpora, 11 – potporne ploče gorivnih elemenata, 12 – ploča reaktorske jezgre, 13 – donja potporna ploča, 14 – vodilice neutronske detektora.



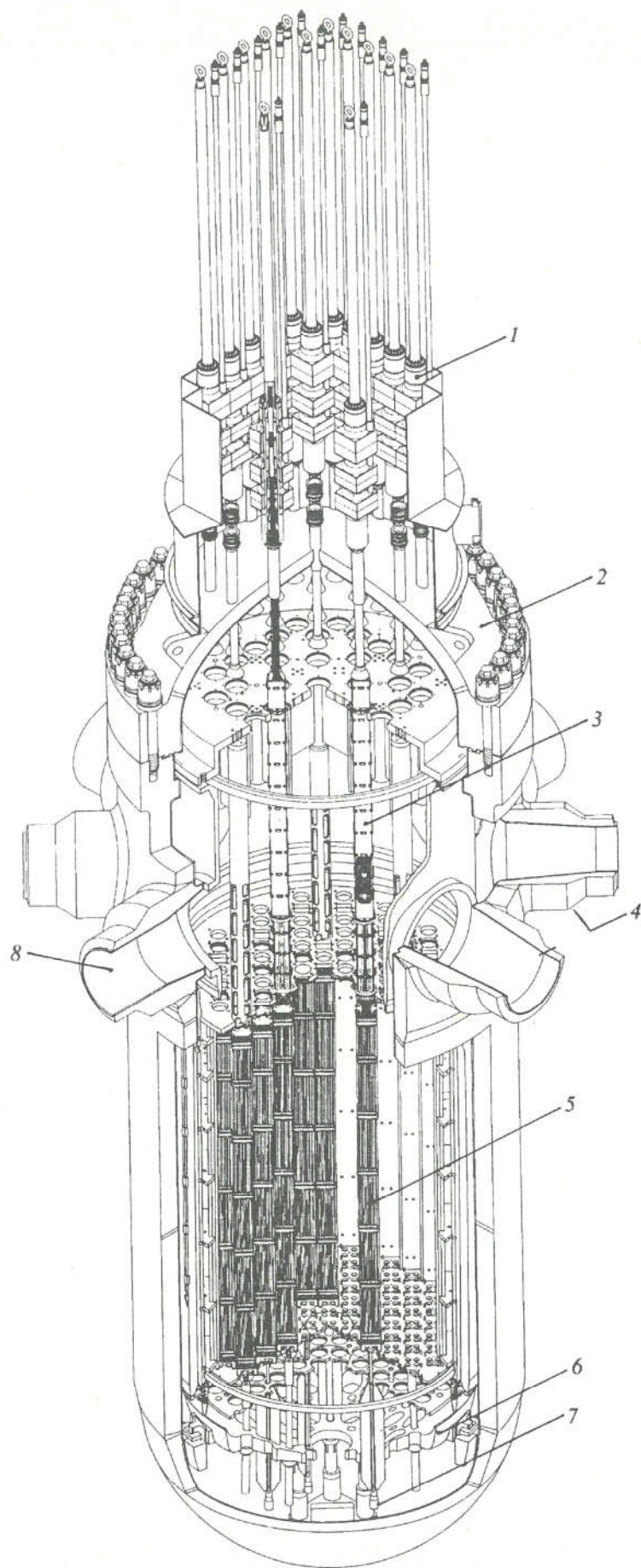
Slika 3.3.4. Ugradnja gornjeg dijela unutarnje posude tlakovodnog reaktora (PWR).

razmak između jezgre i posude (što može dovesti do intenzivnijeg neutronskeg ozračenja materijala posude).

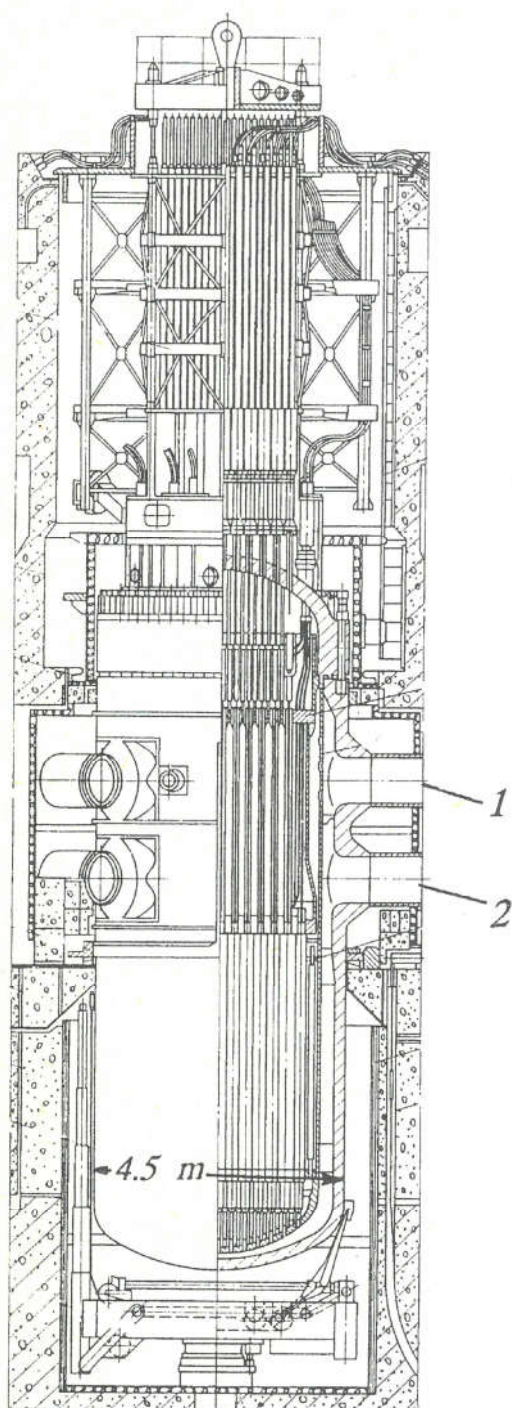
Izgled reaktorske posude za tlakovodni reaktor sovjetske proizvodnje VVER 1000 prikazan je slikom 3.3.6.

Podrobniji prikaz presjeka kroz tu reaktorsku posudu daje slika 3.3.7.

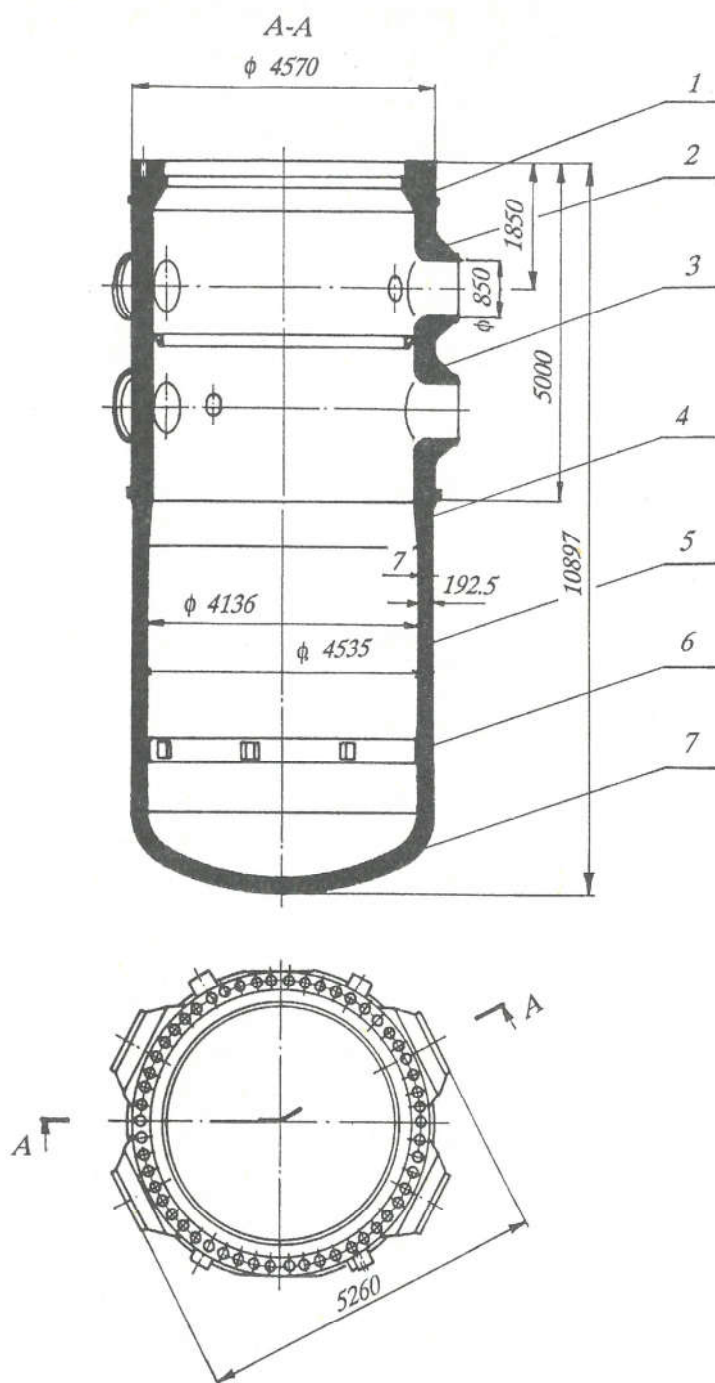
Toplo prešanje prirubnica na prstenastom segmentu reaktorske posude reaktora VVER 1000 u tvornici "Škoda" prikazuje slika 3.3.8.



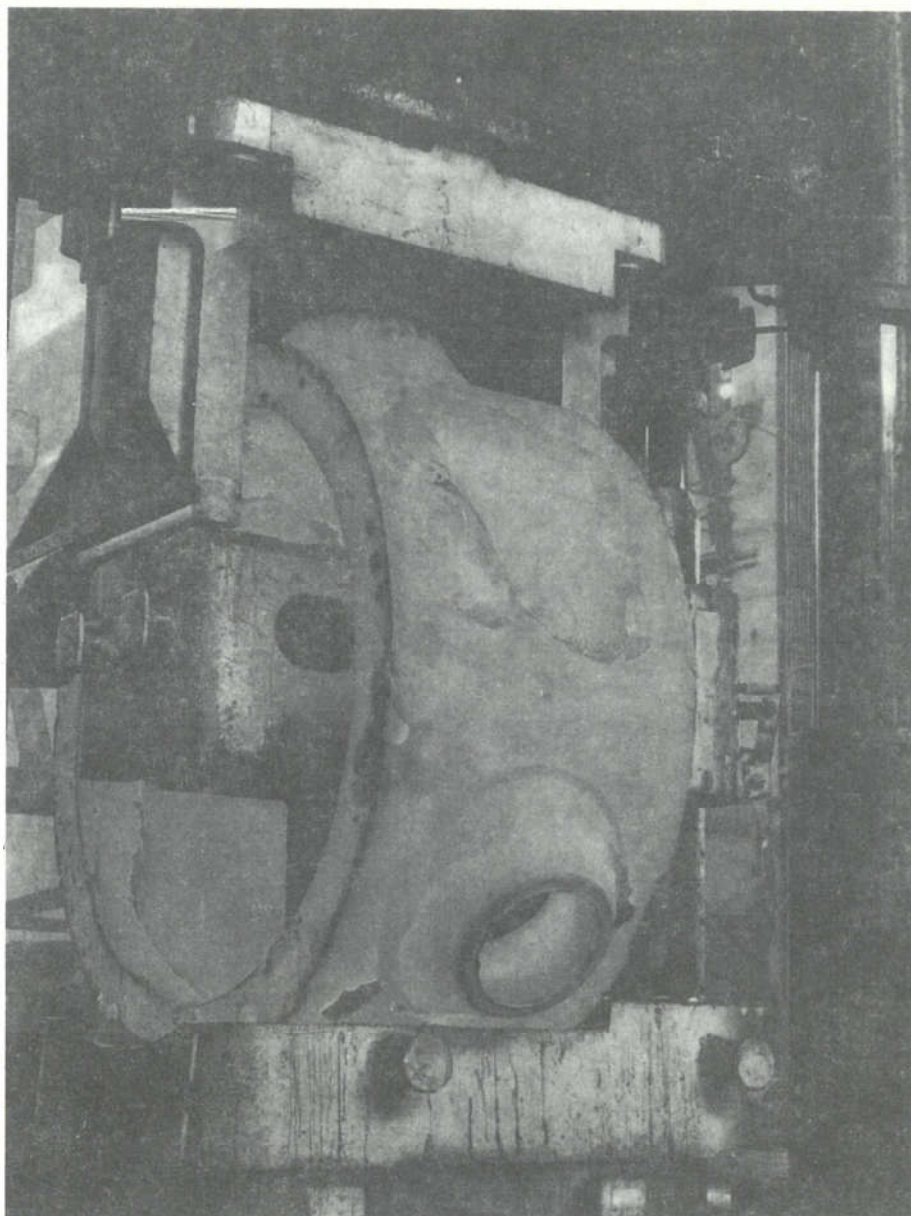
Slika 3.3.5. Tlakovodni reaktor (PWR): 1 – elektromagneti za pogon regulacijskih sklopova, 2 – poklopac reaktorske posude, 3 – vodilice regulacijskih sklopova, 4 – ulaz rashladnog sredstva, 5 – gorivni element, 6 – donja potpora jezgre, 7 – neutronski detektori.



Slika 3.3.6. Posuda reaktora VVER 1000: 1 – izlaz rashladnog sredstva, 2 – ulaz rashladnog sredstva.



Slika 3.3.7. Presjek kroz reaktorsku posudu VVER 1000: 1 – prsten prirubnice, 2 – prsten gornjih priključnih cjevovoda, 3 – prsten donjih priključnih cjevovoda, 4 – potporni prsten, 5 – prsten jezgre, 6 – glatki prsten, 7 – eliptično dno.



Slika 3.3.8. Toplo presanje prstena s priključcima za cjevovode za reaktorsku posudu VVER 1000 u tvornici "Škoda".

Jezgra reaktora

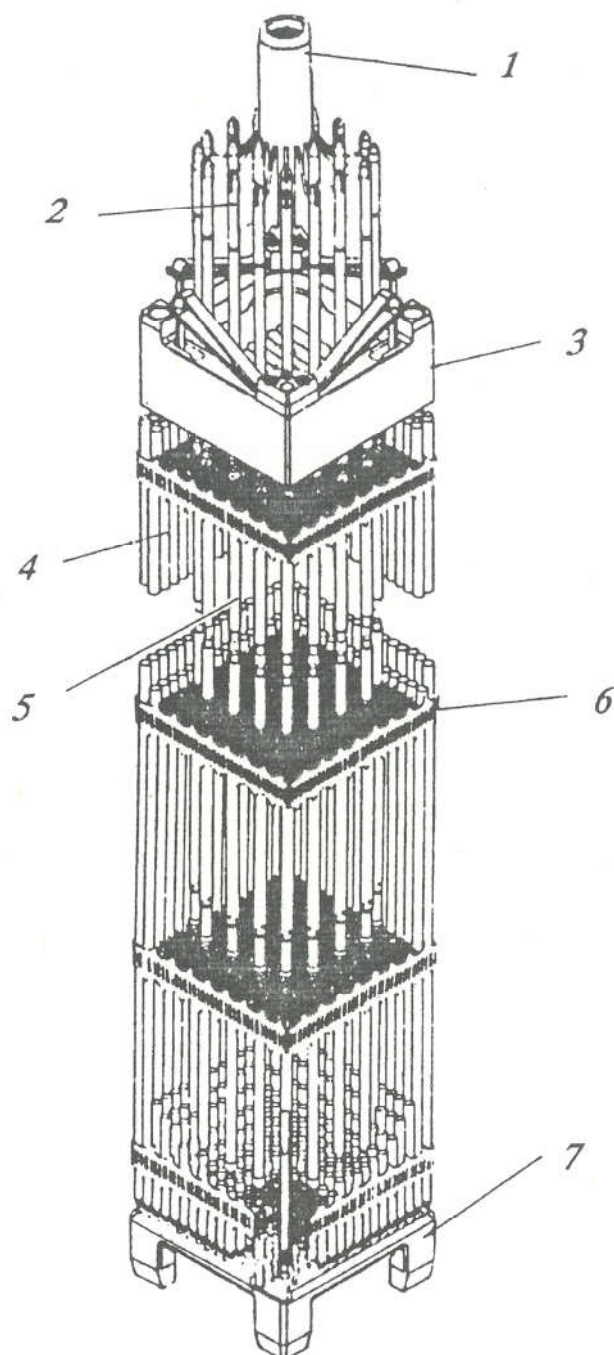
Jezgru reaktora čine gorivni elementi, regulacijske i zaustavne šipke te moderator, rashladni fluid i konstrukcijski elementi. Dakle, svi materijali i sklopovi potrebni za ostvarenje samoodržavanje lančane reakcije, njezinu kontrolu i odvod generirane topline.

Gorivni elementi

Gorivni elementi su složeni mehanički sklopovi, osnovni dijelovi kojih su gorivne šipke i kostur gorivnog elementa.

Gorivna šipka je cijev od cirkonijeve legure (vrlo često upotrebljavana legura poznata pod nazivom Zircalloy 2 sadrži osim cirkonija 1,5% Sn, 0,1% Fe i 0,05% Ni) promjera oko

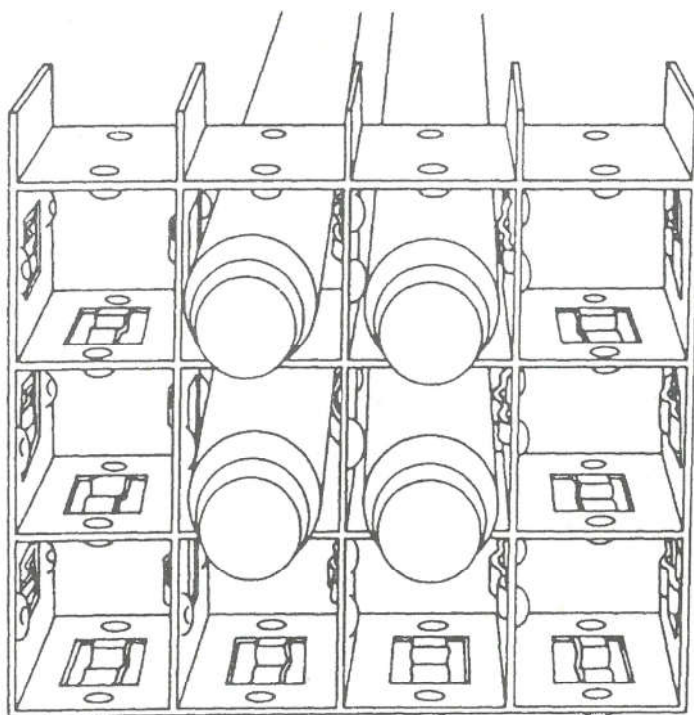
9,5 mm, debljine stijenke oko 0,6 mm te dužine oko 3,6 m ispunjena tabletama UO_2 . Cijev od cirkonijske legure, koja se obično naziva obloga gorivnog elementa, sprečava ispuštanje fisijskih proizvoda u rashladni fluid. Tablete UO_2 dobivaju se sinteriranjem i poliranjem. Visina valjkaste tablete je oko 9 mm, a obje ravne plohe su konkavno obrađene radi kompenzacije termalne ekspanzije. Zazor između tablete i unutarnje stijenke obloge (širok nekoliko stotinki milimetra) radi boljeg vođenja topline puni se helijem.



Slika 3.3.9. Kostur gorivnog elementa tlakovodnog reaktora (PWR): 1 – pogonska motka regulacijskog sklopa, 2 – regulacijska šipka, 3 – gornji zaglavak, 4 – gorivna šipka, 5 – potporne cijevi, 6 – elastična rešetka, 7 – donji zaglavak.

Kostur gorivnog elementa, prikazan slikom 3.3.9., mehanički je sklop kojemu je zadatak podržati gorivne šipke (zbog svoje dužine i malog promjera one su veoma savitljive) i omogućiti vođenje regulacijskih (ili zaustavnih) šipki kroz gorivni element.

Kostur gorivnog elementa sastoji se od donjeg i gornjeg zaglavka, elastične rešetke i cirkonijskih cijevi koje povezuju i učvršćuju cijeli gorivni element. Broj cijevi za učvršćenje je 21 ili 25, a broj elastičnih rešetki, ravnomjerno raspoređenih po visini gorivnog elementa, 7 ili 8. Elastične su rešetke izrađene iz lamela inkonela i sadrže 16 x 16 ili 17 x 17 položaja. Kod gorivnog elementa tipa 16 x 16 (takav imaju nuklearne elektrane s dvije rashladne petlje, uključivši i NE Krško) cijevi za učvršćenje zauzimaju 21 položaj u rešetki, pa za gorivne šipke preostaje $256 - 21 = 235$ položaja. Gorivni elementi tipa 17 x 17 imaju 25 cijevi za učvršćenje i 264 gorivnih šipki. Razmak osi gorivnih šipki u gorivnom elementu je 12 do 13 mm.



Slika 3.3.10. Segment elastične rešetke

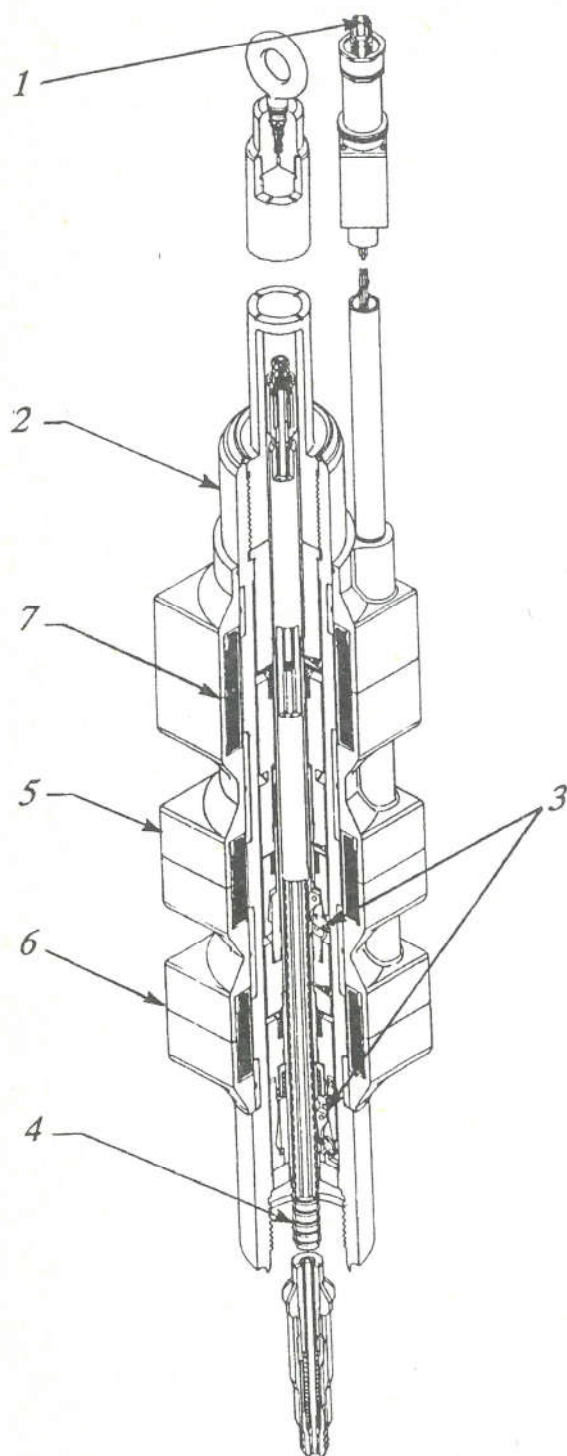
Gorivne su šipke podržavane u elastičnim rešetkama trenjem. Pritisak rešetke na oblogu gorivnog elementa mora biti pažljivo odmjereno, ponajprije da osigura čvrstu vezu u uvjetima vibracije šipki zbog strujanja fluida i njihove termalne ekspanzije, a zatim da ne ošteti obloge gorivnih šipki pri montaži gorivnog elementa kada se one provlače kroz elastične rešetke.

Segment elastične rešetke prikazuje slika 3.3.10.

Gorivni element ima kvadratni horizontalni presjek dimenzija oko 200x200 mm, a masa mu je 500 do 700 kg.

Regulacijske šipke

Regulacijske šipke su povezane u regulacijski sklop, što znači da se sve one koje ulaze u jedan gorivni element kreću kao mehanička cjelina. U gorivni element tipa 16 x 16 ulazi 20



Slika 3.3.11. Pogon regulacijskog sklopa: 1 – električni kabel, 2 – tlačno kućište, 3 – interni mehanizmi za zahvat nazubljene pogonske motke, 4 – nazubljena pogonska motka, 5, 6 – navoji elektromagneta za aktiviranje zahvata regulacijske motke, 7 – navoj elektromagneta za podizanje regulacijske motke.

regulacijskih šipki, a u gorivni element tipa 17x17 24 regulacijskih šipki (po jedna je potporna cijev rezervirana za prolaz pokretnog neutronskeg detektora za mjerenje aksijalne raspodjele snage). Sve regulacijske šipke koje ulaze u jedan gorivni element jesu, kao što je vidljivo na slici 3.3.9., na vrhu povezane s nosećom motkom pomoću metalnog elementa nalik pauku.

Regulacijske šipke su cijevi od nehrđajućeg čelika ispunjene legurom koja u težinskim postocima sadrži 80% srebra, 15% indija i 5% kadmija. Sastav legure izabran je tako da se apsorpcijom pokrije širi spektar energija termalnih i epitermalnih neutrona. Treba se prisjetiti da je kod tog reaktora zbog podmoderacije spektar neutrona odgovornih za pretežan broj fisija prilično tvrd.

Izlaskom iz jezgre regulacijski sklop se kreće kroz vodilice u gornjoj kaloti reaktorske posude. Noseće motke regulacijskih sklopova izlaze iz gornje kalote reaktorske posude u već spomenuta tlačna kućišta od nehrđajućeg čelika, pričvršćena uz gornju kalotu reaktorske posude. Motke su nazubljene i pokretane elektromagnetima čiji su navoji smješteni oko tlačnih kućišta. Pokreću se na principu magnetne dizalice. Za pogon motke služe tri elektromagneta. Aktiviranje jednog od dvaju donjih elektromagneta kotva u tlačnom kućištu pokreće mehanizam koji zahvaća nazubljenu motku. Aktiviranjem ili deaktiviranjem gornjeg elektromagneta podiže se ili spušta kotva, zajedno s motkom, za približno 16 mm. Dva mehanizma za zahvaćanje kotve omogućuju da se njezino zahvaćanje i otpuštanje izvede u stanju bez opterećenja. Time se bitno smanjuju habanje mehanizma i nazubljenja motke. S prekidom napajanja elektromagneta mehanizam otpušta motku i regulacijski sklop uslijed vlastite težine pada u jezgru reaktora. Naizmjeničnim magnetiziranjem i razmagnetiziranjem elektromagneta (pomoću generatora impulsa istosmjerne struje) motka se podiže ili spušta u jednakim koracima od 16 mm, s tim što se vremenski razmak između koraka mijenja

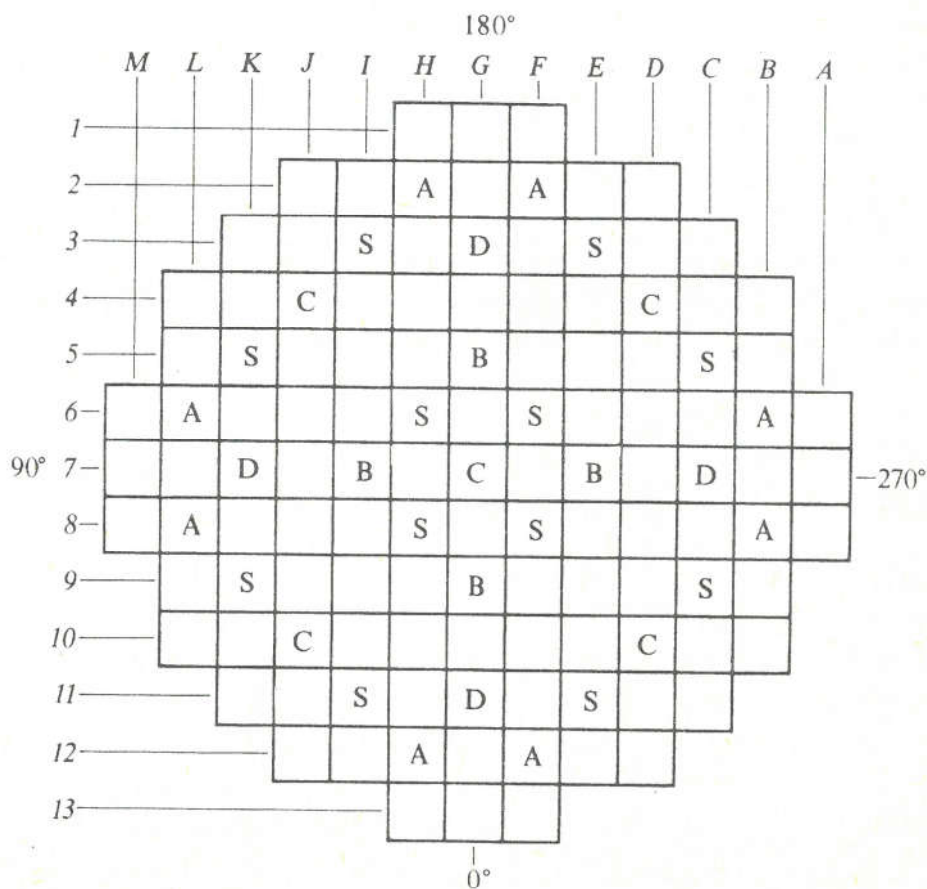
djelovanjem regulacijskog sustava (ovisno o signalu greške). Masa regulacijskog sklopa je oko 100 kg, a vrijeme njegova slobodnog pada u jezgru oko 2 sekunde. Na dnu gorivnog elementa ugrađeni su hidraulički amortizeri koji ublažavaju udar.

Po funkciji se sklopovi apsorpcijskih šipki u jezgri dijele u dvije skupine: zaustavni i regulacijski. Prvi imaju samo zadatak osigurati dovoljnu potkritičnost obustavljenog reaktora i nisu povezani s regulacijskim sustavom. Drugi su vezani u sustav automatske regulacije reaktora.

Zanimljivo je primijetiti da mehanizmi za zahvaćanje nazubljene pogonske motke u tlačnim kućištima neprekidno rade u ambijentalnim uvjetima unutrašnjosti reaktorske posude bez podmazivanja i održavanja tijekom pogona. Iskustvo je dokazalo njihovu veoma visoku pogonsku pouzdanost.

Uređaj za pogon regulacijskih sklopova prikazan je slikom 3.3.11.

Iako su svi gorivni elementi reaktora isti i u svaki se može umetnuti regulacijski sklop, broj regulacijskih sklopova u jezgri reaktora mnogo je manji od broja gorivnih elemenata. Jezgre reaktora elektrana veće snage (900 do 1500 MW) s tri ili četiri rashladna kruga imaju 160 do 200 gorivnih elemenata, a svega 50 do 70 regulacijskih sklopova. Kod manjih elektrana je broj regulacijskih sklopova u jezgri relativno još manji. Primjerice, nuklearna elektrana Krško snage 632 MW i dva rashladna kruga ima 121 gorivni element u jezgri a samo 33 regulacijska i zaustavna sklopa. Zaustavni i regulacijski sklopovi ne mogu se pokretati pojedinačno. Oni su električki povezani u skupine. Svi zaustavni sklopovi pokreću se odjednom (i to samo prilikom kretanja u pogon i pri obustavljanju



Slika 3.3.12. Raspored gorivnih elemenata, zaustavnih (S) i regulacijskih (A, B, C, D) sklopova u jezgri reaktora NE Krško.

pogona elektrane), a regulacijski sklopovi u četiri odvojene skupine. Nešto više o tome biti će rečeno u okviru razmatranja kinetike i pogonskih karakteristika tlakovodnog reaktora.

Na slici 3.3.12., prikazan je raspored gorivnih elemenata (121 gorivnih elemenata označenih kvadratima), te zaustavnih (označenih sa S) i regulacijskih (označenih s A, B, C, D) sklopova u jezgri reaktora NE Krško. Raspored svake vrste apsorpcijskih sklopova je simetričan po kvadrantima jezgre. Položaj svakoga gorivnog elementa je određen koordinatama označenim na slici.

Parogeneratori

Parogeneratori su izmjenjivači topline specijalne izvedbe kojima je zadatak toplinsku energiju nastalu u primarnom rashladnom krugu prenijeti na sekundarni rashladni krug, odnosno na radni medij u turbinskom ciklusu.

Primarni fluid prolazi u cijevnom snopu, a sekundarni fluid je u plaštu parogeneratora.

Primarni, odnosno zagrijevni fluid parogeneratora je rashladni fluid reaktora, pa mu se ulazna i izlazna temperatura približno poklapa s izlaznom i ulaznom temperaturom u reaktor. Iz toga proizlazi da je srednja temperatura primarnog fluida u reaktoru i parogeneratoru približno ista.

Sekundarni fluid u parogeneratoru je kipuća voda. Voda ulazi u parogenerator s temperaturom nešto nižom od temperature zasićenja, pa se u njemu dogrijava i zatim isparava.

Temperaturna razlika između primarnog i sekundarnog fluida je malena kako bi tlak pare bio viši i time i toplinski stupanj djelovanja parnog ciklusa. To se može postići uz ugradnju velike površine prijelaza topline u parogenerator. Kod nuklearnog postrojenja s tlakovodnim reaktorom (PWR) je ogrjevnja površina u parogeneratoru oko 4000 m². Takva se ogrjevnja površina dobiva ugradnjom nešto više od 4000 U-cijevi u cijevni snop visok oko 10 m. Cijevi su od legure inconel 600 (osnovni maseni sastav: 60% Ni, 23% Cr, 14% Fe) ili inconel 690 (osnovni maseni sastav: 60% Ni, 30% Cr, 9,5% Fe) te incalloy 800 (osnovni maseni sastav: 34% Ni, 21% Cr, 43% Fe). Cijevi su promjera oko 20 mm i debljine stijenke oko 1,2 mm. Materijal plašta parogeneratora je niskolegirani kotlovski čelik. Ulazna i izlazna komora primarnog fluida su s unutarnje strane prevučene slojem nehrđajućeg čelika.

Presjek parogeneratora je prikazan slikom 3.3.13.

Najbitniji dijelovi parogeneratora jesu:

- ulazna/izlazna komora primarnog fluida
- cijevni snop
- isparivačka sekcija
- parni prostor

Primarni fluid ulazi u ulazni dio donje komore parogeneratora, zatim u cijevni snop i ponovo izlazi kroz izlazni dio donje komore. Cijevni snop je učvršćen za debelu cijevnu stijenku i po visini ga podržava nekoliko potpornih ploča.

Isparivačku sekciju čini sekundarna strana donjeg dijela parogeneratora. Sekundarna voda tlaka oko 6 MPa isparava u unutrašnjosti cijevnog snopa. Smjesa vode i pare se zbog konvekcije diže prema gornjem dijelu snopa. Para koja sa sobom povlači i dio vode, odlazi u separatore vlage, a voda se uz vanjsku stijenku parogeneratora vraća prema donjem dijelu cijevnog snopa. Na taj se način u isparivačkoj sekciji parogeneratora uspostavlja prirodna cirkulacija sekundarnog fluida.

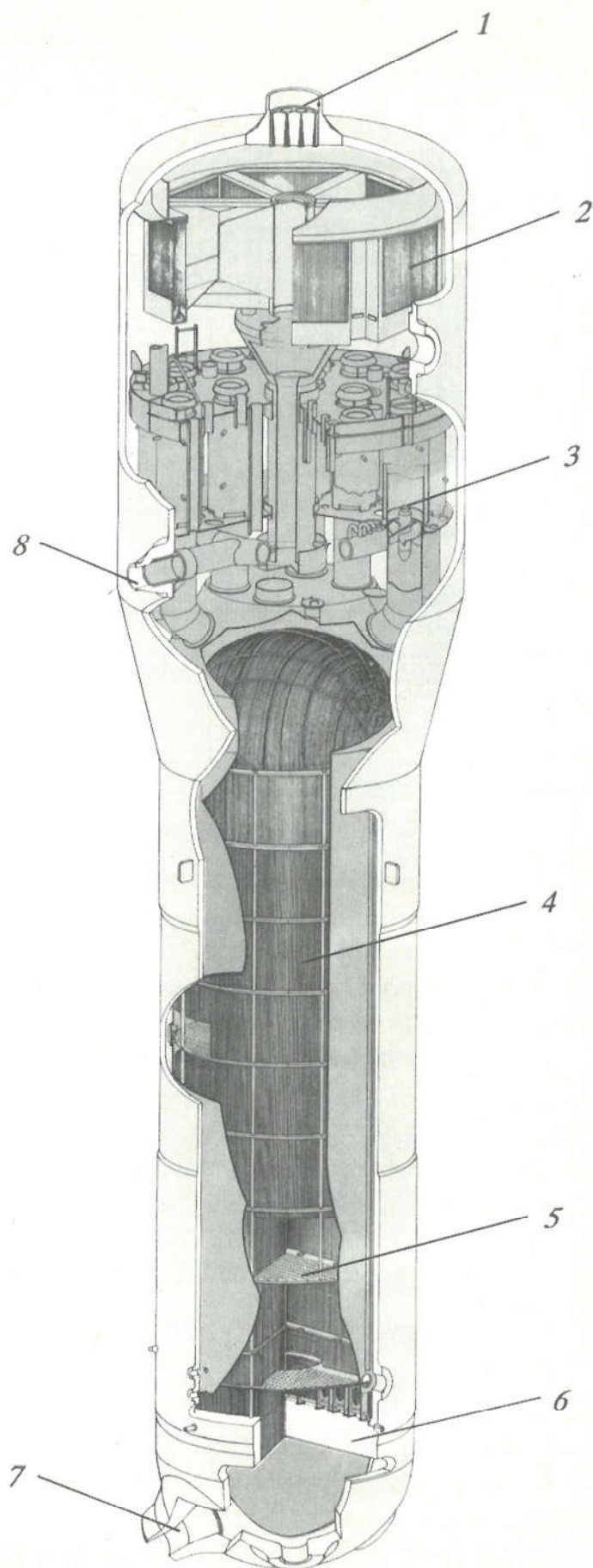
Budući da je za očuvanje turbinskih lopatica potrebna para sa što manje vlage (dopušta se maseni sadržaj vlage u pari od najviše 0,25%), potrebno je sadržaj vodenih kapljica u pari eliminirati primjenom postupka separacije vlage uz dodatno sušenje pare. Zbog toga se para nakon separatora propušta kroz sušionike pare smještene na vrhu parnog prostora parogeneratora.

Para koja izlazi iz parogeneratora je suhozasićena para tlaka oko 6 MPa s vrlo malim sadržajem vlage.

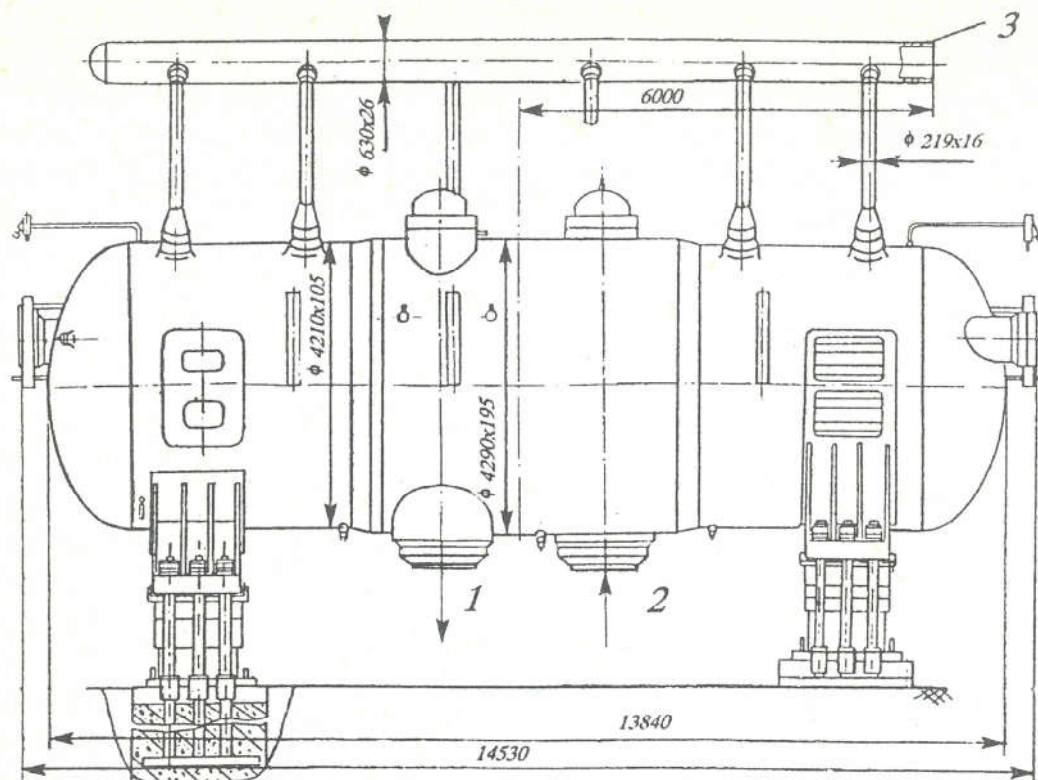
Parogenerator je glomazna komponenta opreme nuklearne elektrane. Visina mu je oko 21 m, promjer u donjem dijelu oko 3,5, a u gornjem oko 4,5 m. Masa suhog parogeneratora je približno 300 t.

Parogeneratori za nuklearne elektrane tipa VVER. Kod nuklearnih elektrana tipa VVER parogeneratori su horizontalni. Vanjski izgled parogeneratorske nuklearne elektrane VVER 1000 s osnovnim dimenzijama vidljiv je iz slike 3.3.14. Smještaj parogeneratorske nuklearne elektrane u zaštitnoj posudi, kao i njihove veze s ostalim komponentama primarnoga kruga mogu se vidjeti na slikama 3.2.7. i 3.2.8.

Primarna voda ulazi (odnosno izlazi) s donje strane u vertikalne valjkaste kolektore parogeneratorske promjera oko 850 mm. Za kolektore su zavarjeni snopovi cijevi smješte-



Slika 3.3.13. Parogenerator nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorom (PWR): 1 – izlaz pare, 2 – separator vlage, 3 – cijevni snop, 4 – ulaz napojne vode, 5 – potporna rešetka, 6 – cijevna stijienka, 7 – ulaz primarnog fluida, 8 – izlaz primarnog fluida.



Slika 3.3.14. Parogenerator nuklearne elektrane VVER 1000: 1 – izlaz rashlađenog fluida, 2 – ulaz rashladnog fluida, 3 – separator pare.

ni horizontalno, povezujući ulazni i izlazni kolektor. Za razliku od parogeneratorsa za tip PWR cijevni snopovi su od nehrđajućeg čelika (promjera 16 mm, debljine stijenke 1,5 mm). Ogrjevná površina je nešto iznad 6000 m². Iznad plašta parogeneratorsa (promjera oko 4,4 i duljine oko 13,8 m) nalazi se parni kolektor promjera 630 mm. Separacija kapljica vode obavlja se u separatoru unutar plašta parogeneratorsa (u parnom prostoru iznad razine vode), prije ulaska pare u kolektor.

Tlačnik

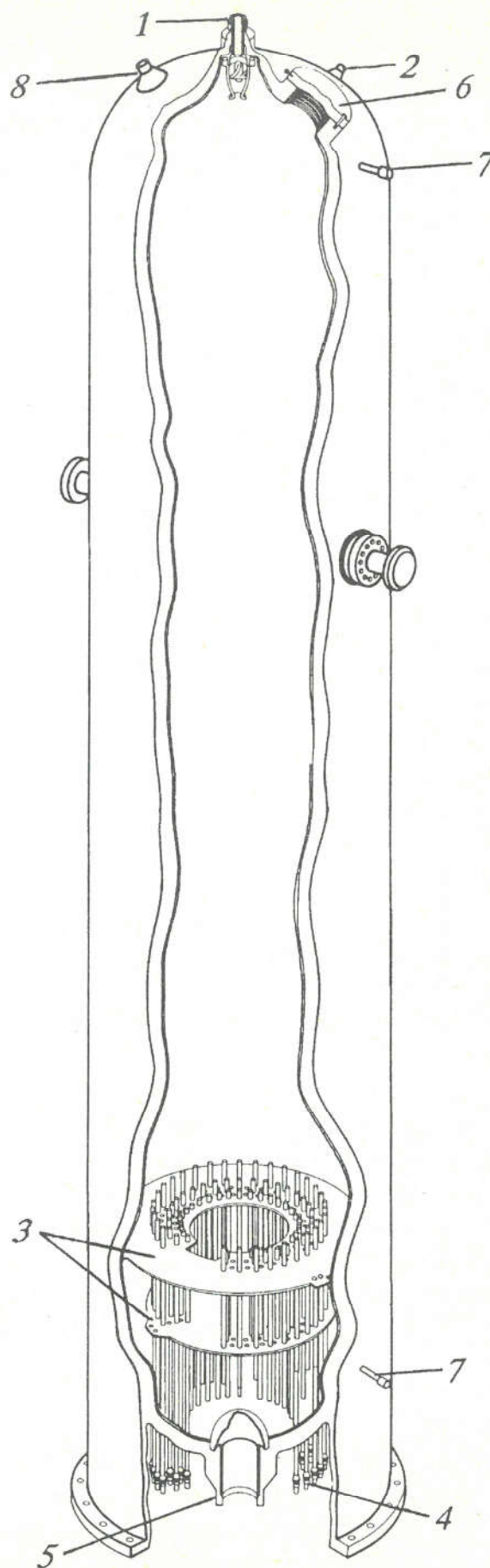
Tlačnik je komponenta primarnoga kruga nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorom kojemu je zadatak da na elastičan način održava tlak u primarnom krugu. Primarni krug je ispunjen vodom pod visokim tlakom (15 do 16 MPa). Specifični volumen vode znatno ovisi o temperaturi (primjerice, specifični je volumen rashladne vode na radnoj temperaturi tlakovodnog reaktora oko 1,43 m³/t, dakle oko 43% veći nego kod hladne vode). U svakoj prijelaznoj pojavi kod koje se smanjuje odvod vode iz primarnoga kruga (npr. pri ispadu opterećenja turbine) povećava se temperatura i zbog toga voda ekspandira u primarnom krugu. Kada bi primarni rashladni sustav bio potpuno ispunjen tekućinom, tj. bez elementa koji može preuzeti promjenu volumena vode bez znatnog povećanja tlaka, svaka bi takva pojava dovela do naglog povećanja tlaka u primarnom krugu, što je nedopustivo sa stajališta sigurnosti.

Tlačnik je u osnovi električni bojler kod kojega tlak pare iznad razine vode elastično održava tlak u primarnom krugu. Ekspanzija vode u primarnom krugu povećava visinu

vode u tlačniku (normalno je oko 60% volumena zauzeto vodom), komprimira paru u njegovu gornjem dijelu i time povećava tlak u primarnom krugu, ali ne naglo. Tlak se može smanjiti ubrizgavanjem vode u parni prostor radi kondenzacije pare, kao i smanjenjem snage električnih grijača. Obratno, pri zgušnjavanju vode u primarnom krugu uslijed hlađenja visina vode u tlačniku pada jer voda istječe u primarni krug. Tlak u tlačniku pada, što dovodi do dodatnog isparavanja vode u tlačniku, čime se ublažava pad tlaka. Taj se učinak pojačava povišenjem snage električnih grijača.

Treba napomenuti da tlačnik kompenzira promjene specifičnog volumena vode kod brzih prijelaznih pojava i održava tlak u stacionarnom pogonu. Kod sporog zagrijavanja ili hlađenja primarnoga kruga (poglavito prilikom kretanja u pogon i pri obustavi) volumen vode u primarnom krugu regulira se ili ispuštanjem ili njezinim davanjem iz pomoćnog sustava reaktora (uz održavanje određene visine vode u tlačniku), o čemu će biti riječi pri razmatranju tih sustava.

Izgled tlačnika je prikazan slikom 3.3.15. Volumen posude tlačnika obično varira između 40 i 60 m³ (promjer 2 do 2,5 m, debljina stijenke oko 100 mm), a snaga električnih grijača između 1 i 2 MW. Na osnovi provedene diskusije jasno je da elektrana s većim volumenom vode u primarnom krugu mora imati veći tlačnik. Također je jasno da će elektrana s relativno većim tlačnikom imati manje promjene tlaka u primarnom krugu



Slika 3.3.15. Tlačnik: 1 – ubrizgavanje vode, 2 – sigurnosni ventil, 3 – potporne ploče grijača, 4 – električni grijači, 5 – priključak na primarni krug, 6 – ulaz za održavanje, 7 – priključak za instrumentaciju, 8 – rasteretni ventil.

kod prijelaznih pojava, dakle, bolje će podnositi takve pojave.

Materijal za izradu tlačnika je istovjetan materijalu za izradu reaktorske posude (niskolegirani ugljični čelik s dodatkom mangana i molibdena radi povećanja žilavosti i mehaničke otpornosti). Posuda je iznutra prevučena slojem nehrđajućeg čelika radi povećanja otpornosti na koroziju.

Pumpa rashladnog fluida reaktora

Iz diskusije provedene u 2. poglavlju proizlazi da toplinski stupanj djelovanja turbinskog ciklusa nuklearne elektrane ovisi o prosječnoj temperaturi primarnog rashladnog fluida. Budući da je maksimalna temperatura fluida ograničena dopuštenom temperaturom u reaktoru, nastoji se prosječnu temperaturu rashladnog fluida što više približiti toj temperaturi. To približavanje, uz danu snagu reaktora, znači smanjenje porasta temperature fluida u reaktoru. Smanjenje pak porasta temperature rashladnog fluida u reaktoru je moguće jedino povećanjem njegova protoka. Naime, kod neke snage reaktora i vrste rashladnog fluida produkt porasta temperature i protoka fluida je približno konstantan.

Pumpa mora svladati otpor strujanja u primarnom krugu, pri čemu je snaga pumpe razmjerna s brzinom fluida na treću potenciju.

Snaga pumpe je dakle ograničavajući faktor za smanjenje temperaturne razlike u primarnom krugu. Iz navedenog proizlazi da se većom snagom pumpi može postići bolji termički stupanj djelovanja parnog ciklusa nuklearne elektrane.

Kod tlakovodnih reaktora (PWR) pumpe su jednostupnjevite centrifugalne. Pogonjene su asinkronim motorom s kavezim rotorom. Protok vode kroz pumpu je oko $6,5 \text{ m}^3/\text{s}$, a snaga pogonskog motora 6 do 7 MW. Razlika tlaka fluida na pumpi je 0,9 do 1 MPa.

To su dakle izuzetno velike pumpe. Visina im je oko 8,5 m, a masa približno 100 tona. Izgled pumpe ilustrira slika 3.3.16.

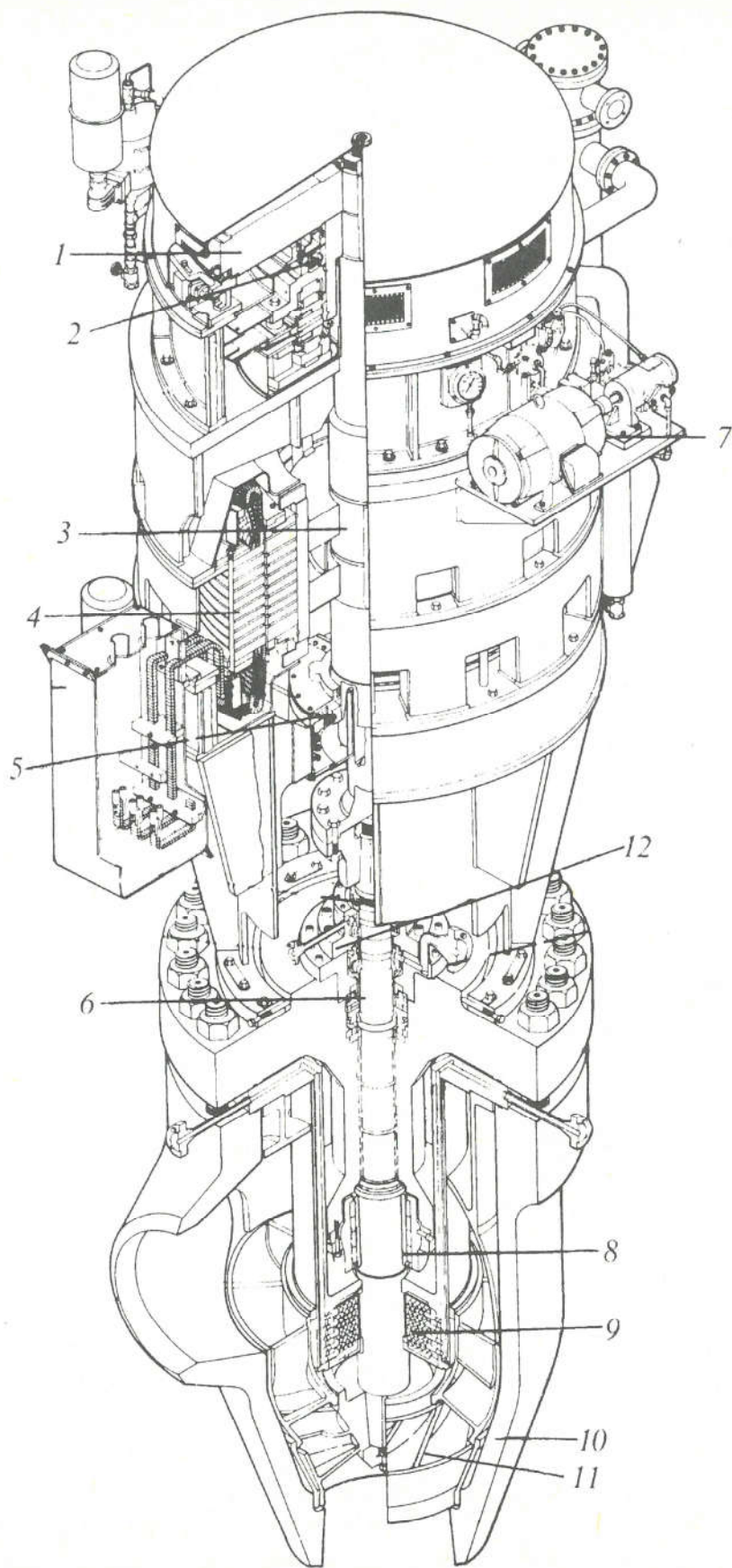
Specifičnost izvedbe pumpe primarnoga kruga ogleda se u zadovoljenju sljedećih zahtjeva:

- propuštanje rashladnog fluida reaktora kroz osovinu pumpe treba svesti na najmanju mjeru (jer rashladni fluid reaktora sadrži određen stupanj radioaktivnosti);
- podmazivanje donjih ležaja pumpe treba riješiti bez klasičnih maziva (takvo bi podmazivanje dovelo do kontaminacije rashladnog fluida reaktora).

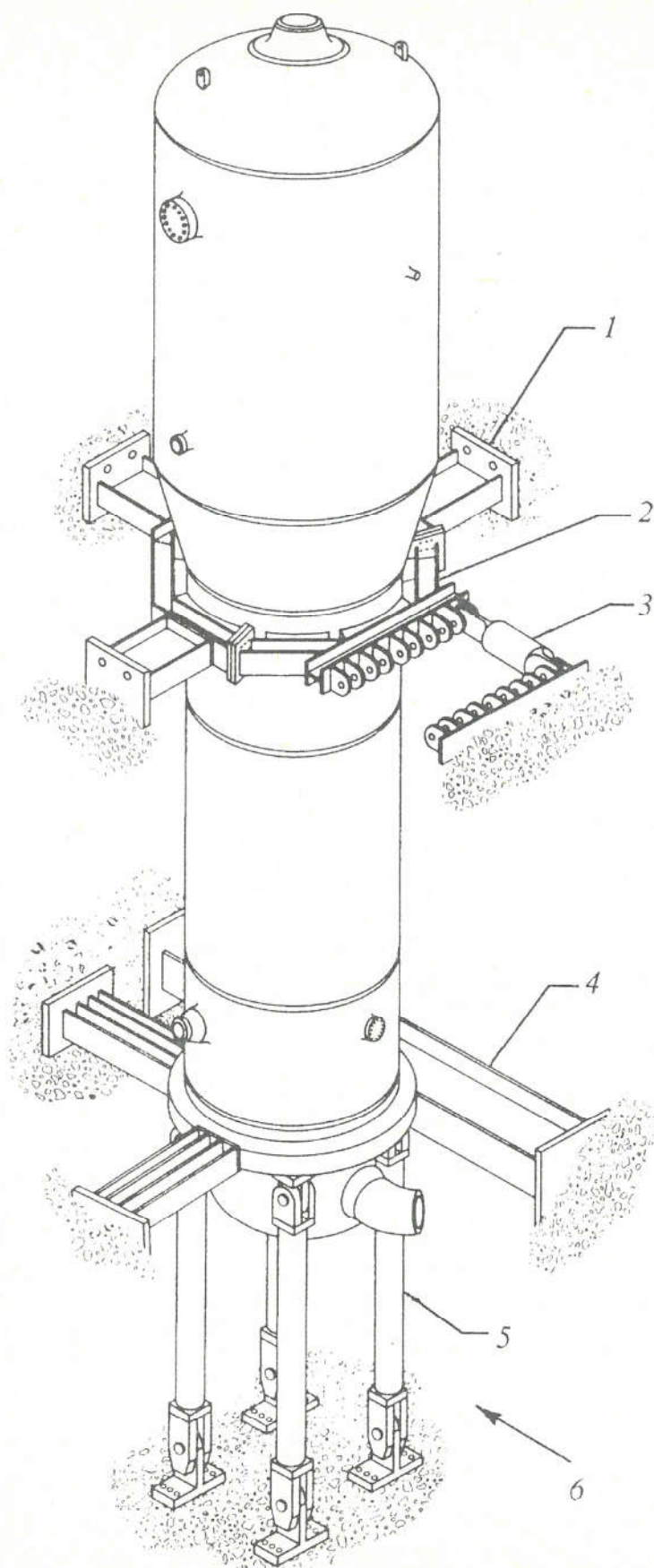
Jedan od načina rješenja prvog zahtjeva je brtvenje protutlakom. U prostor oko rotirajuće osovine između motora i pumpe ubrizgava se nekontaminirana voda pod tlakom većim nego u primarnom krugu. Jedan dio ubrizgane vode prodire kroz pumpu u primarni krug ne dopuštajući propuštanje kontaminirane vode pored osovine. Drugi dio ubrizgane vode prodire na suprotnu stranu gdje se brtvi s tri serijski postavljene brtve (prva nominalno propušta oko 0,6 l/s, druga 0,01 l/s, a treća svega 0,0016 l/s). Važno je primijetiti da neka određena minimalna količina vode mora prolaziti kroz brtve kako se ne bi oštetile. Ta je količina to veća što je tlak u primarnom krugu veći. Zbog toga se pumpa ne smije pustiti u pogon dok tlak u primarnom krugu ne postigne neku minimalnu propisanu vrijednost (oko 3 MPa).

Donji ležaj pumpe, izrađen od grafita, podmazuje se ubrizganom vodom, dakle radi bez primjene klasičnih maziva.

Treba primijetiti da se u nuklearnim energetskim postrojenjima za pumpanje radioaktivnih tekućina vrlo često primjenjuju tzv. oklopljene pumpe. Kod tih je pumpi (obično se radi o pumpama manje snage) brtvljenje osovine riješeno na drugi način nego što je



Slika 3.3.16. Pumpa rashladnog fluida reaktora: 1 – zamašnjak, 2 – gornji radijalni ležaj, 3 – osovina motora, 4 – donji radijalni ležaj, 6 – osovina pumpe, 7 – pumpa za ulje, 8 – ležaj pumpe, 9 – hladnjak, 10 – kućište pumpe, 11 – brtve na osovini.



Slika 3.3.17. Učvršćenje parogeneratora: 1, 2 – gornje bočne potpore, 3 – amortizeri oscilacija, 4 – donja bočna potpora, 5 – stupovi s zglobovima, 6 – smjer termičke dilatacije.

opisano. Kod njih je rotor elektromotora metalnom čahuricom odvojen od statora i potopljen u istom fluidu kao i propeler pumpe, tako da rotirajuća osovina ne izlazi iz kućišta pumpe. Oklopljene pumpe predložene su za primjenu kao primarne reaktorske pumpe kod nekih novijih izvedbi tlakovodnih reaktora (kao što je Westinghouseov AP600).

Cjevovodi primarnoga kruga

Cjevovodi primarnoga kruga povezuju reaktor, parogeneratore i primarne pumpe. Sastoje se od triju grana: tople (između reaktora i parogeneratorske), hladne (između pumpe i reaktora) i poprečne (između parogeneratorske i pumpe). Promjer cjevovoda je oko 700 mm, s tim što je nešto veći u toploj nego u hladnoj grani. Debljina stijenke cjevovoda je oko 70 mm.

Cjevovodi se izrađuju iz nehrđajućeg čelika u potpuno zavarenoj izvedbi. Kod nuklearnih elektrana tipa PWR u primarnom krugu nema ventila. Nasuprot tome, nuklearne elektrane tipa VVER imaju u svakom rashladnom krugu ventile koji dopuštaju izolaciju rashladnog kruga.

Učvršćenje komponenata primarnoga kruga

Integritet komponenata primarnoga kruga je bitan element nuklearne sigurnosti. Osim primjene strogih propisa za izradu, montažu te kontrolu i osiguranje kvalitete tih komponenata važan faktor za garanciju integriteta primarnih komponenata je i način njihova učvršćenja za noseću konstrukciju.

Rashladni se krugovi smještaju simetrično s obzirom na reaktor (vidi slike 3.2.2. i 3.2.3). Toplinska rastezanja cjevovoda treba omogućiti bez izazivanja većih naprezanja u materijalu. Problem se rješava tako da je reaktorska posuda određena kao fiksna točka u primarnom krugu. Dilatacija cjevovoda odvija se radijalno i simetrično s obzirom na reaktorsku posudu. Učvršćenje parogeneratorske i pumpe mora omogućiti njihov pomak u smjeru dilatacije cjevovoda.

Slika 3.3.17. pokazuje način učvršćenja parogeneratorske (na sličan je način učvršćena i pumpa). Parogenerator stoji na stupovima čiji zglobovi omogućuju pomak u smjeru dilatacije cjevovoda. U gornjem dijelu je podržavan metalnom konstrukcijom nalik na ogrlicu kojom je ograničen radijalni pomak tog dijela parogeneratorske.

Veoma je važan i način učvršćenja primarnih komponenata kojim se ograničavaju naprezanja u slučaju potresa. Zbog velike visine i težine i parogenerator i pumpa su poput velikoga klatna podložni njihanju ako su pobuđeni potresom. Osim mehaničke čvrstoće potporna konstrukcija mora sadržavati i elemente koji ograničavaju to njihanje. U tu se svrhu ugrađuju amortizeri. Na slici 3.3.17. ti su amortizeri vidljivi, kao i način njihove ugradnje u gornju metalnu konstrukciju.

3.4. Pomoćni tehnološki sustavi reaktorskog postrojenja

Tehnički ispravan i pogonski siguran rad reaktorskog postrojenja zahtijeva da, osim glavnog rashladnog sustava reaktora (koji je opisan u poglavljima 3.2. i 3.3.), u pogonski ispravnom stanju budu i drugi sustavi, poznati kao pomoćni sustavi reaktora. Ti sustavi moraju osigurati rad nuklearne elektrane u normalnom pogonu i zaštitu reaktora kod kvarova.

Djelovanje pomoćnih sustava reaktora tijekom normalnog pogona

Najbitnije funkcije pomoćnih sustava u normalnom pogonu jesu:

- hlađenje reaktora u obustavljenom stanju (odvod ostatne topline),
- održavanje propisane kvalitete vode u primarnom krugu,
- dodavanje i oduzimanje tekućeg apsorbira (borne kiseline) iz primarnoga kruga,
- odvođenje topline iz komponenata primarnoga kruga (pumpe i izmjenjivači topline) i bazena za istrošeno gorivo,
- osiguranje vode za brtve primarnih pumpi,
- pripremanje demineralizirane vode,
- odlaganje radioaktivnog otpada,
- ventilacija i klimatizacija postrojenja.

Posebna je uloga pomoćnih sustava reaktora kod kvarova. Postoji li kvar na komponentama primarnoga kruga (pri čemu se kao granični projektom predviđeni kvar smatra lom primarnog cjevovoda), sekundarnoga rashladnog kruga (gdje je najopasniji lom glavnog parovoda ili glavnog cjevovoda napojne vode), kao i specificirani pogonski poremećaji, pomoćni sustavi reaktora moraju osigurati hlađenje jezgre reaktora, a time i zaštititi okolinu od ispuštanja fisijskih proizvoda.

Podrobno razmatranje svih pomoćnih sustava tlakovodnog reaktora prelazi svrhu ove knjige. Osvrnut ćemo se stoga ukratko samo na najbitnije karakteristike i funkcije nekoliko važnijih pomoćnih sustava.

To su:

- sustav za odvođenje ostatne topline
- sustav za volumnu i kemijsku kontrolu
- sustav za hlađenje komponenata
- sustav za sigurnosno ubrizgavanje
- sustav za tuširanje unutrašnjosti zaštitne posude
- pomoćni sustav napojne vode.

Sustav za odvođenje ostatne topline

Zbog radioaktivnog raspada fisijskih proizvoda i teških nuklida sadržanih u nuklearnom gorivu u jezgri reaktora proizvodi se toplinska energija i nakon obustave pogona (UNE, 10.2).

Odnos proizvedene P nakon obustave reaktora i snage prije obustave P_0 može se ocijeniti iz tablice 3.4.1.

Tablica 3.4.1.

Vrijeme nakon obustave reaktora	Ostatna toplina u nuklearnom reaktoru					
	10 s	1 min	1 h	1 dan	1 mjes	1 god
Odnos P/P_0 % zbog doprinosa:						
- fisija	6,0	0,16	0,0	0,0	0,0	0,0
- raspada teških nuklida	0,32	0,31	0,18	0,12	0,01	0,0
- raspada fisijskih proizvoda	6,0	4,3	1,5	0,61	0,23	0,10
Ukupno P/P_0 %	12,3	4,8	1,7	0,73	0,24	0,10

Koje su tehničke mogućnosti za odvođenje topline obustavljenog reaktora u kojemu snaga ovisi o vremenu pada sukladno tablici 3.4.1. ?

Na raspolaganju nam je glavni rashladni sustav reaktora (reaktorske pumpe i parogeneratori). Taj sustav moramo držati u pogonu dok tlak u primarnom krugu u procesu hlađenja reaktora ne padne ispod granice kod koje treba obustaviti reaktorske pumpe (vidi poglavlje 3.3). Dalje hlađenje mogli bismo nastaviti samo prirodnom cirkulacijom primarnog fluida. Taj se način hlađenja zaista i primjenjuje kao nužna mjera ako pumpe ispadnu iz pogona. Treba međutim uzeti u obzir da je hlađenje prirodnom cirkulacijom preko parogeneratora moguće samo ako je primarni rashladni sustav reaktora zatvoren i kada postoji hlađenje parogeneratora na sekundarnoj strani. U periodu izmjene goriva rashladni sustav reaktora je otvoren i zbog toga moramo imati na raspolaganju poseban sustav za odvođenje ostatne topline. I kada je reaktor u stanju tzv. hladne obustave, iako je tada primarni rashladni krug zatvoren, proizvodnja snage je malena, a tlak rashladnog fluida nizak, se za odvođenje proizvedene topline u jezgri koristimo sustavom za odvodnju ostatne topline. U tom slučaju prirodna cirkulacija ostaje kao rezervni način hlađenja reaktora. Ne treba zaboraviti da tijekom remonta postrojenja, kod otvorenoga primarnog rashladnog kruga, hlađenje reaktorske jezgre ovisi jedino o radu sustava za odvod ostatne topline.

U praksi se reaktori, ako je pogon obustavljen, hlade na sljedeći način:

Nekoliko sati nakon obustave reaktora on se i dalje hladi glavnim rashladnim sustavom preko parogeneratora. Istodobno se smanjuje tlak u primarnom krugu (u koliko se ne radi o tzv. toploj obustavi reaktora). Za to vrijeme odnos P/P_0 pada na manje od 1%, a tlak na manje od četvrtine nominalnog tlaka. Tek nakon postizavanja takvih uvjeta možemo isključiti iz pogona glavni rashladni sustav i nastaviti hlađenje jezgre sustavom za odvođenje ostatne topline. Zbog toga je dovoljno sustav za odvod ostatne topline dimenzionirati za odvođenje 0,8 - 1% nominalne termičke snage reaktora i za tlak niži od 25% nominalnog tlaka. Pojednostavljena shema sustava za odvođenje ostatne topline prikazana je slikom 3.4.1.

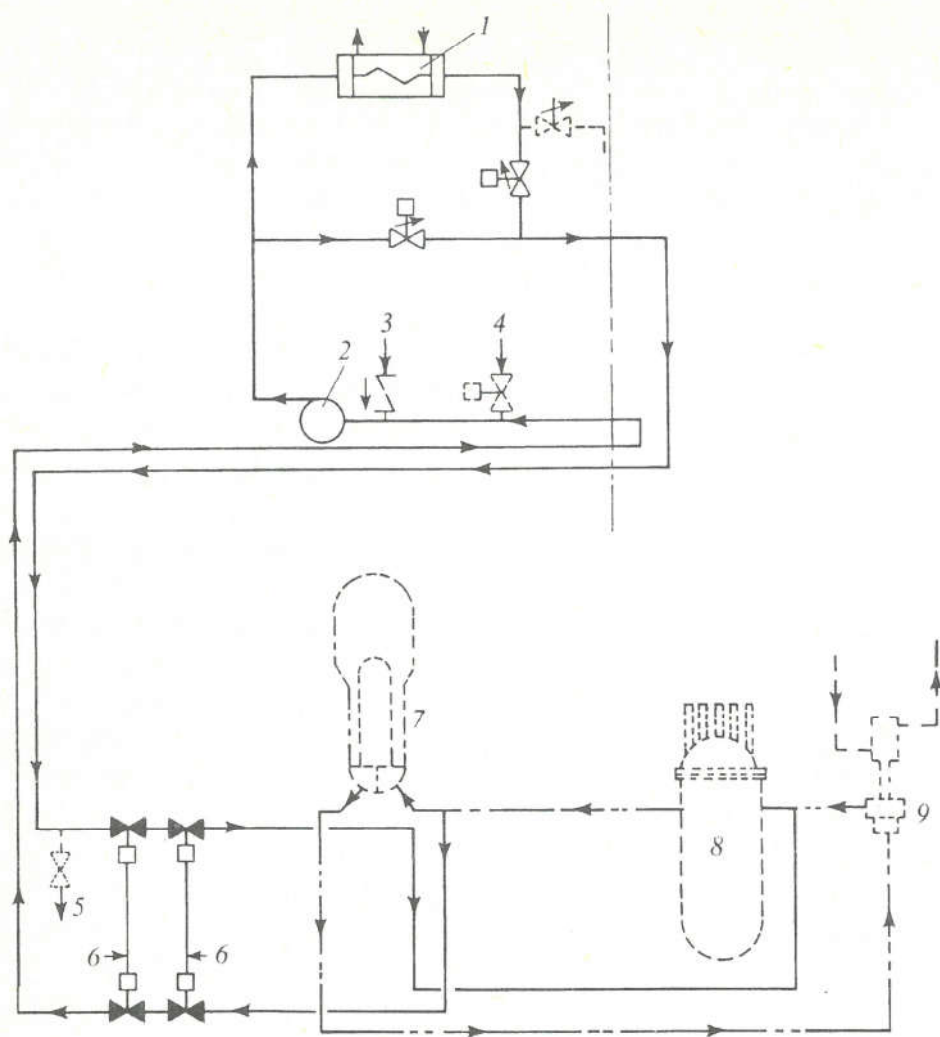
Iz slike se vidi da je sustav za odvođenje ostatne topline priključen paralelno s glavnim rashladnim krugom. Voda za hlađenje se oduzima iza parogeneratora, a vraća ispred reaktora. Zbog velikog značenja za sigurnost sustav za odvođenje ostatne topline sadrži po dvije identične pumpe i dva izmjenjivača topline koji se prespajanjem mogu međusobno zamjenjivati (na slici je prikazana samo jedna pumpa i jedan izmjenjivač topline).

Sustav za odvođenje ostatne topline ne može se uključiti u rad kod nominalnog tlaka sustava i zbog toga je od glavnoga rashladnog kruga odvojen dvostrukim izolacijskim ventilima. Kod nekih kvarova (kada treba reaktor hladiti kod punog tlaka jer se tlak ne može brzo smanjiti) takvo rješenje nije poželjno. Zbog toga se kod nekih najnovijih tlakovodnih reaktora ugrađuje taj sustav za puni tlak i veću toplinsku snagu.

Sustav za odvođenje ostatne topline raspolaže s dvije pumpe relativno velikog kapaciteta (svaka po kojih 450 m³/h). Razlika tlaka izlaznog i ulaznog fluida (koji svladava otpor strujanja u zatvorenoj petlji) je oko 0,8 MPa. Osim za odvođenje ostatne topline, te pumpe mogu i u normalnom pogonu i nakon kvarova poslužiti i za nekoliko drugih funkcija.

U normalnom se pogonu sustav može iskoristiti za punjenje i pražnjenje prostora iznad reaktora boriranom vodom prije otvaranja reaktorske posude radi izmjene goriva.

Dođe li do loma primarnog cjevovoda, sustav je predviđen za potapanje jezgre i recirkulaciju vode koja se u takvu slučaju slijeva u zaštitnu posudu reaktora. Recirkulacija



Slika 3.4.1. Sustav za odvođenje ostatne topline: 1 – izmjenjivač topline, 2 – pumpa, 3 – priključak na spremnik ostatne topline, 4 – priključak na recirkulaciju, 5 – priključak na sustav za zaštitno hlađenje jezgre, 6 – izolacijski ventili, 7 – parogeneratori, 8 – reaktor, 9 – primarna pumpa.

je faza zaštitnog hlađenja jezgre nakon što je tlak u primarnom krugu pao na tlak u unutrašnjosti zaštitne posude.

Kada je tlak u primarnom rashladnom krugu reaktora viši od radnog tlaka sustava za odvođenje ostatne topline, pumpe tog sustava mogu se iskoristiti za stvaranje usisnog predtlaka pumpama u sustavu za zaštitno hlađenje jezgre.

Sustav za volumnu i kemijsku kontrolu

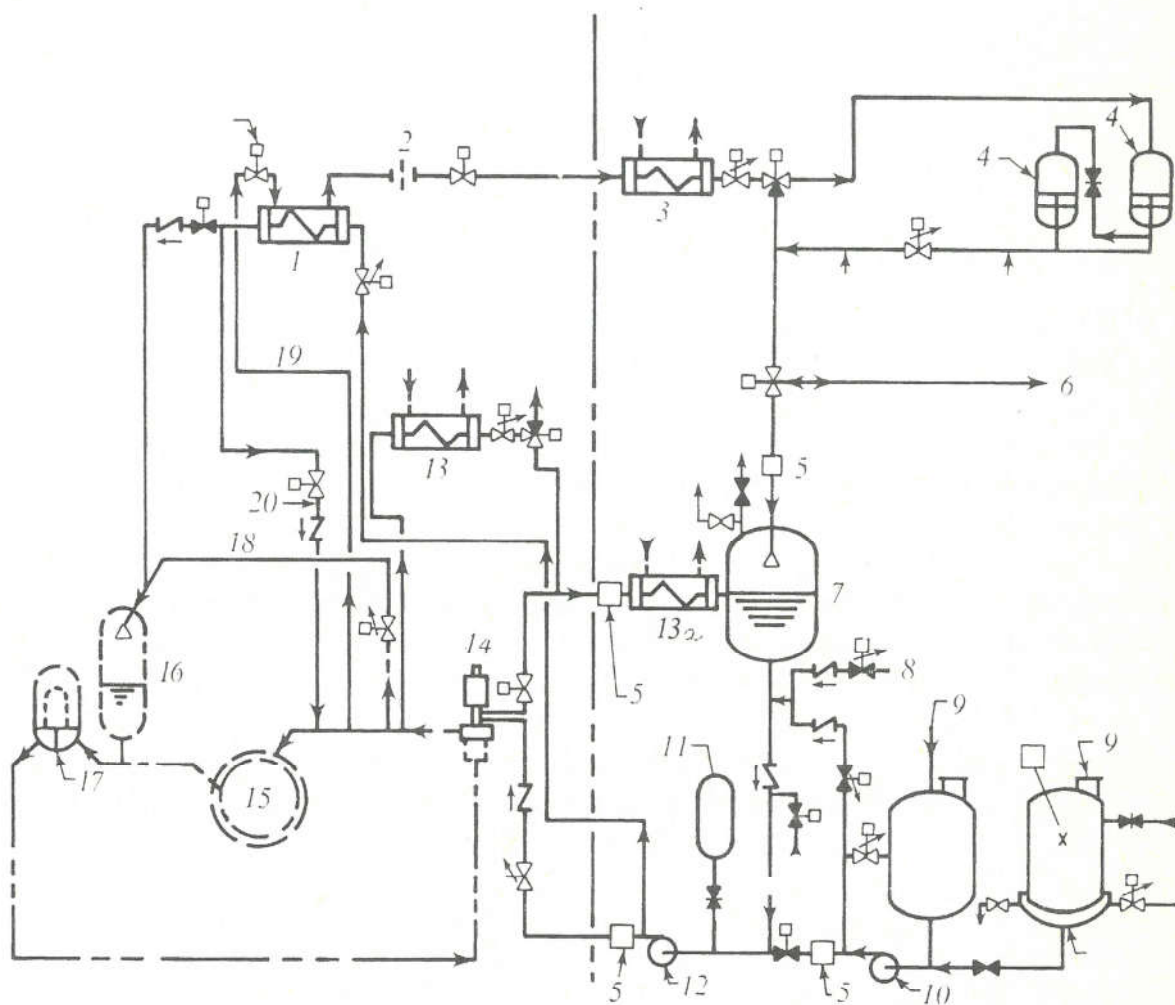
Vodu primarnoga kruga treba tijekom pogona čistiti od korozivskih i fizijskih proizvoda. U njoj treba regulirati koncentraciju bora ovisno o stupnju zatrovanja ksenonom i samarijem i odgoru goriva.

Nadalje, volumen vode u primarnom krugu varira ovisno o njezinoj prosječnoj temperaturi. Prosječna pak temperatura ovisi o snazi na kojoj reaktor radi i o odnosu proizvedene i odvedene topline iz primarnog kruga. Ako bismo masu vode u primarnom krugu održavali konstantnom, razina vode u tlačniku varirala bi u tolikom rasponu koji

tlačnici postojećih nuklearnih elektrana ne bi mogli svladati. Radi ilustracije, volumen vode u primarnom krugu nuklearne elektrane snage oko 1000 MW (tri rashladne petlje) je oko 280 m^3 , a promjena volumena te vode pri zagrijavanju od hladnog stanja do pogonske temperature je oko 85 m^3 (jer gustoća vode pada s 1000 kg/m^3 na oko 700 kg/m^3). Volumen tlačnika u elektrani je oko 40 m^3 , a dio volumena raspoloživ za kompenzaciju promjene volumena vode tijekom pogona najviše trećina te vrijednosti.

Iz navedenih podataka proizlazi da se za kompenzaciju promjene volumena primarne vode moramo oslanjati uglavnom na sustav za volumnu kontrolu, jer taj sustav omogućava kontinuirano ispuštanje i dodavanje vode u primarni krug. Raspoloživi prostor za kompenzaciju volumena rashladnog fluida u tlačniku može poslužiti samo za savladavanje brzih promjena volumena koje se javljaju kod prijelaznih pojava.

Pojednostavljena principijelna shema sustava za volumnu i kemijsku kontrolu je prikazana slikom 3.4.2.



Slika 3.4.2. Sustav za volumnu i kemijsku kontrolu: 1 – regenerativni izmjenjivač topline, 2 – prigušnica, 3 – dodatni hladnjak, 4 – ionski izmjenjivači, 5 – filter, 6 – priključak na spremnik reaktorskog hladila, 7 – spremnik sustava za volumnu kontrolu, 8 – dodavanje demineralizirane vode, 9 – spremnik borne kiseline, 10 – pumpa borne kiseline, 11 – spremnik kemikalija za reguliranje pH vrijednosti, 12 – visokotlačna pumpa, 13 – hladnjak dodatno ispuštenog rashladnog sredstva, 13a – hladnjak brtvene vode, 14 – primarna pumpa, 15 – reaktor, 16 – tlačnik, 17 – parogenerator, 18 – priključak na prskalicu tlačnika, 19 – ispuštanje vode iz primarnog kruga, 20 – vraćanje vode u primarni krug.

Tokove fluida i funkcije sustava možemo popratiti neposredno iz slike.

Ispuštenu vodu iz primarnoga kruga moramo najprije ohladiti da bismo joj mogli spustiti tlak. U tu svrhu ona se propušta kroz dva izmjenjivača topline, iza kojih su redukcijski ventili tlaka. Prvi izmjenjivač je regenerativni. U njemu voda ispuštena iz primarnog kruga prenosi dio topline vodi koja se u taj krug vraća. Drugi se izmjenjivač hladi vodom iz sustava za hlađenje nuklearnih komponenata. Ako je temperatura vode nakon oba izmjenjivača topline dovoljno niska (oko 330 K), ona se može propustiti kroz ionoizmjenjivačke mase. Ionoizmjenjivači su miješani (*mixed bed*) i kationski s tim da u normalnom pogonu za čišćenje korozivskih i fisijskih proizvoda služe samo miješani ionoizmjenjivači. Uloga kationskih ionoizmjenjivača ograničava se na odstranjenje litija iz vode, koji joj se dodaje za kontrolu pH faktora. Kapacitet sustava dopušta da se cijeli volumen vode primarnoga kruga propusti kroz ionoizmjenjivače otprilike za 20 sati. Alternativno kontrolni ventil propušta vodu izravno u spremnik za volumnu kontrolu ili, ako se radi o većim količinama, u spremnik reaktorskog hladila.

Iz spremnika za volumnu kontrolu voda se šalje na usis visokotlačnih pumpi, koje ju preko regenerativnog izmjenjivača potiskuju natrag u primarni krug reaktora. Ako se treba mijenjati koncentracija borne kiseline u primarnom rashladnom krugu, ispred usisa visokotlačnih pumpi dodaje se borirana ili demineralizirana voda. Priprema borirane vode kao i njezino uskladištenje obavlja se u spremnicima koji su dio sustava za kemijsku i volumnu kontrolu. Nadalje je moguće, korištenjem posebnog spremnika, dodavati vodi otopinu litija.

Visokotlačne pumpe imaju dobavni tlak viši od tlaka u primarnom rashladnom krugu reaktora i kapacitet od približno 15 m³/h svaka. Visoki dobavni tlak pumpi omogućuje da se one u normalnom pogonu, paralelno s vraćanjem vode izravno u primarni krug još iskorišćuju i za dobavu vode brtvama reaktorskih pumpi (vidi poglavlje 3.3.) radi brtvenja protutlakom, hlađenja i podmazivanja.

Budući da punjenje primarnoga kruga čini zbroj izravno dobavljene vode i one koja je u taj krug ušla kroz osovine reaktorskih pumpi, možemo višak vode vratiti u spremnik volumne kontrole preko izmjenjivača topline za prekomjerno ispušteni fluid.

Voda visokog tlaka može se također upotrijebiti i za dodatno tuširanje parnog prostora u tlačniku kada treba brzo oboriti tlak u primarnom krugu.

Postojanje visokotlačnih pumpi za dobavu vode u primarni krug omogućava da se sustav za volumnu i kemijsku kontrolu upotrijebi i u nenormalnim pogonskim okolnostima. Naime, ako dođe do manjeg propuštanja vode iz primarnoga kruga (npr. lom jednog cjevovoda za procesnu instrumentaciju), moguće je dodavanjem visokotlačne vode potpuno ili djelomično kompenzirati gubitak vode iz primarnoga kruga. Tako se može spriječiti ili bar ublažiti pad tlaka u primarnom krugu.

Sustav za hlađenje nuklearnih komponenata

U primarnom krugu nuklearne elektrane postoje mnoge pumpe i izmjenjivači topline iz kojih je potrebno odvoditi toplinu. Primjerice, neke od bitnijih komponenti koje treba hladiti jesu izmjenjivači topline sustava za odvođenje ostatne topline, izmjenjivači topline sustava za hlađenje bazena za ozračeno gorivo, izmjenjivači topline u sustavu za volumnu i kemijsku kontrolu, primarne reaktorske pumpe, pumpe za zaštitno hlađenje jezgre itd. Sve te komponente u kontaktu su s primarnim rashladnim fluidom koji sadrži izvjesnu koncentraciju radioaktivnih tvari (korozivski i fisijski proizvodi).

Zbog toga postoji potencijalna mogućnost kontaminacije rashladne vode koja hladi te komponente i, kada bi se radilo o rashladnoj vodi dobavljenoj izravno iz okoline, mogućnost nekontrolirane kontaminacije okoline.

Stoga se u nuklearnoj elektrani hlađenje nuklearnih komponenata odvija posredno primjenom zatvorenoga rashladnog kruga iz kojeg se toplina odvodi sirovom vodom preko izmjenjivača topline. Sve eventualno ispuštene radioaktivne tvari ostaju u zatvorenom sustavu za hlađenje nuklearnih komponenata, iz kojega se nakon detekcije odstranjuju.

Sustav za hlađenje nuklearnih komponenata od bitnog je značenja za sigurnost okoliša kod rada nuklearnog reaktora i nuklearne elektrane, kako u pogonskim uvjetima tako i nakon obustave pogona.

Djelovanje pomoćnih sustava reaktora u akcidentalnim uvjetima. Opisani pomoćni sustavi su bitni za siguran i pravilan rad nuklearnog energetskog postrojenja u uvjetima kada integritet primarnoga kruga nije u većoj mjeri narušen.

Međutim, u projektu nuklearnog postrojenja računa se s hipotetskom mogućnošću velikoga gubitka integriteta primarnoga kruga, pri čemu se kao ekstremni slučaj javlja lom glavnog cjevovoda (analize pokazuju da je u tom pogledu najteži slučaj, tj. slučaj pri kojem nastaje najbrži gubitak mase vode iz primarnoga kruga, odrez cjevovoda u dijelu koji povezuje pumpu i reaktor).

Zaštita jezgre u takvu je slučaju povjerena posebnom pomoćnom sustavu poznatom kao sustav za zaštitno hlađenje reaktorske jezgre.

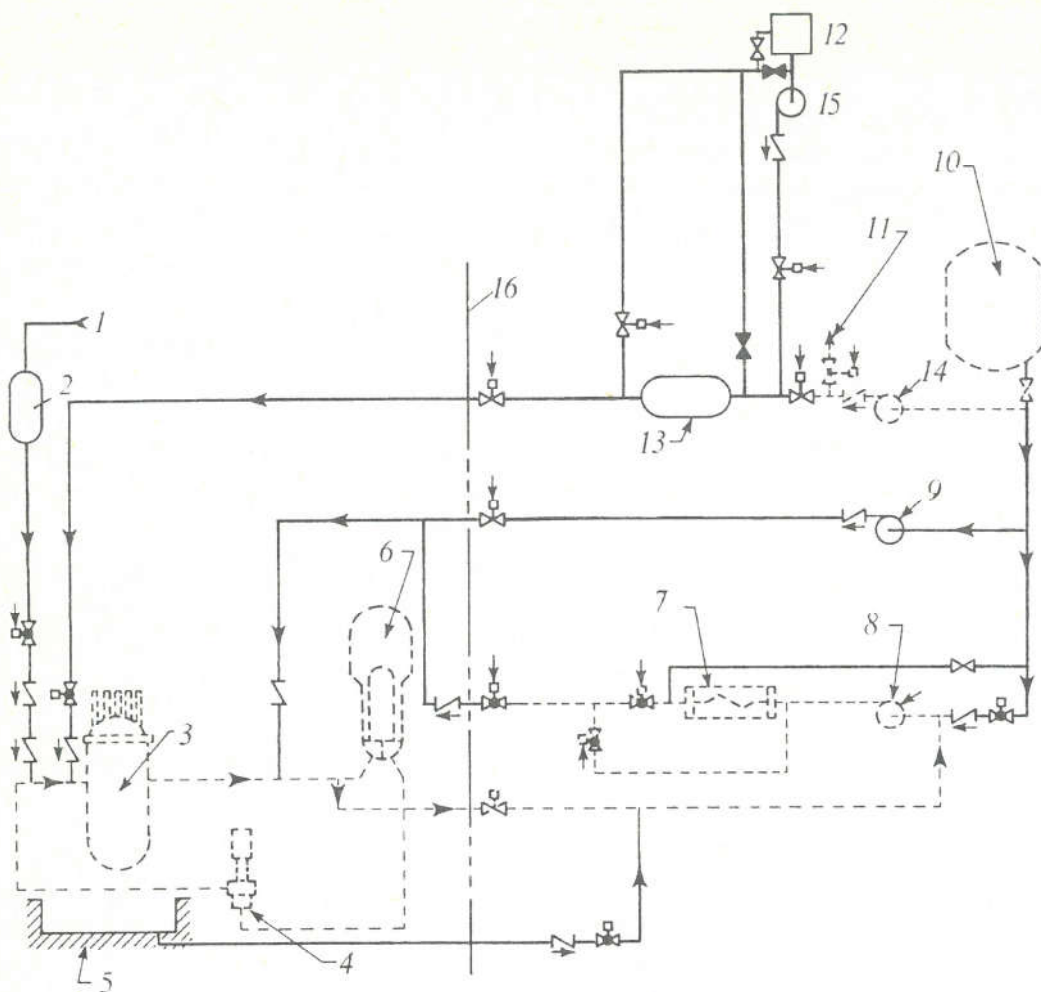
Sustav za zaštitno hlađenje reaktorske jezgre

Sustav za zaštitno hlađenje reaktorske jezgre osigurava dobavu borirane vode u reaktor, radi hlađenja jezgre nakon gubitka hermetičnosti primarnoga kruga. Sustav sadrži pasivne i aktivne komponente. Pasivne komponente su spremnici s boriranom vodom pod tlakom dušika koji svoj sadržaj prazne u jezgru čim tlak u njoj padne ispod tlaka dušika (koji je oko 5 MPa). Prednost tog sustava je u brzini dobave vode u jezgru; ona stiže u jezgru prije rashladne vode koju dobavlja aktivni dio sustava. Ta funkcija dolazi osobito do izražaja kada je na primarnom rashladnom krugu granični kvar. Međutim, funkcija sustava za zaštitno hlađenje jezgre dolazi do izražaja i u cijelom nizu kvarova na primarnoj strani nuklearne elektrane kod kojih dolazi do gubitka mase rashladnog fluida kao i kvarova na sekundarnoj strani (najozbiljniji takav kvar je lom glavnog parovoda), kod kojih zbog intenzivnog hlađenja parogeneratorske vode pada tlak u primarnom krugu.

Aktivni dio sustava za zaštitno hlađenje jezgre dobavlja vodu u jezgru na tri razine tlaka: visokom, srednjem i niskom.

Pri tome treba uzeti u obzir da je zapravo samo sustav predviđen za dobavu vode u jezgru na srednjem tlaku sastavni dio sustava za zaštitno hlađenje jezgre. Na visokom tlaku to čine prije spomenute visokotlačne pumpe sustava za volumnu i kemijsku kontrolu, a na niskom tlaku pumpe sustava za odvod ostatne topline. Za izvršenje tih funkcija treba, dakako na odgovarajući način, prespojiti priključne cjevovode, kao što je naznačeno na slici 3.4.3.

Iz slike se može razabrati da pumpe za sve tri tlačne razine crpu vodu iz spremnika borirane vode i tlače je u primarni cjevovod ispred i iza reaktora. Pri tome treba uočiti da visokotlačne pumpe, kada počnu raditi u sustavu za zaštitno hlađenje jezgre, potiskuju sadržaj spremnika s otopinom borne kiseline visoke koncentracije (oko 20 000 ppm) u reaktor. Kod NE Krško tu funkciju obavljaju pumpe srednjeg tlaka. Svrha tog dodatnog



Slika 3.4.3. Sustav za zaštitno hlađenje reaktorske jezgre: 1 – dušik pod tlakom, 2 – spremnik borirane vode, 3 – reaktor, 4 – primarna pumpa, 5 – slivnik zaštitne posude, 6 – parogenerator, 7 – izmjenjivač topline u sustavu za odvod ostatne topline, 8 – pumpa u sustavu za odvod ostatne topline, 9 – pumpa za zaštitno hlađenje jezgre, 10 – spremnik borirane vode, 11 – priključak na rashladni krug u normalnom pogonu, 12, 13 – spremnici borne kiseline visoke koncentracije, 14 – visokotlačna pumpa sustava za volumnu i kemijsku kontrolu, 15 – pumpa za recirkulaciju koncentrirane otopine borne kiseline, 16 – granica zaštitne posude.

ubrizgavanja bora u reaktor je kompenzacija pozitivne reaktivnosti koja nastaje pri naglom pothlađenju primarnoga kruga nakon loma glavnog parovoda. S obzirom na mogućnost taloženja i kristalizacije borne kiseline iz koncentrirane otopine na nižoj temperaturi treba otopinu stalno grijati i cirkulirati u zatvorenoj petlji. U novije vrijeme se na temelju provedenih analiza i dozvole regulatornih organa od ovog načina boriranja reaktora odustaje.

Nakon većeg loma cjevovoda primarnoga rashladnog kruga pumpe sustava za zaštitno hlađenje reaktorske jezgre (posebno niskotlačne pumpe) brzo prazne spremnik borirane vode (kod najvećeg loma to se događa za dvadesetak minuta). Voda se kroz mjesto loma slijeva u zaštitnu posudu. Jezgru reaktora treba hladiti i nakon isteka vremena pražnjenja spremnika s boriranom vodom. Kada razina vode u spremniku padne ispod određene visine, usis niskotlačnih pumpi prebacuje se zbog toga na vod za recirkulaciju. Voda se

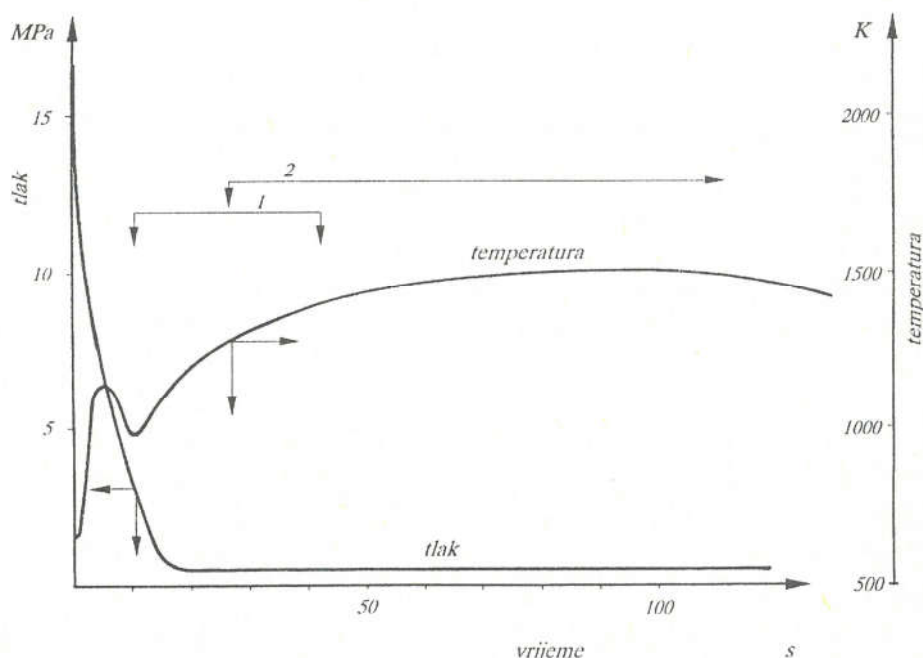
tada crpi iz dna zaštitne posude i vraća u primarni krug, čime se osigurava mogućnost dugotrajnog hlađenja reaktorske jezgre.

Granični projektom predviđeni kvar. Kriterij projektiranja sustava za zaštitno hlađenje jezgre zasniva se na sprečavanju pregrijavanja površine gorivnih elemenata iznad 1470 K (1200°C) pri najnepovoljnijem slučaju loma primarnog cjevovoda (u literaturi je takav kvar poznat kao granični projektom predviđeni kvar DBA-*Design Basis Accident*, dok je sam lom primarnog kruga označen kao LOCA- *Loss Of Coolant Accident*). Tlak u primarnom krugu pada u takvu slučaju veoma brzo pa već za manje od dvadeset sekundi doseže tlak okoline (tj. tlak u unutrašnjosti zaštitne posude). Cijelu pojavu možemo podijeliti na dvije faze. Prva faza je pražnjenje primarnoga kruga zbog velike razlike tlaka prema okolini. Voda naglo isparuje (temperatura vode zbog pada tlaka postaje mnogo veća nego temperatura zasićenja) i para ispunjava unutrašnjost zaštitne posude. U toj fazi prazni se reaktorska posuda i jezgra ostaje bez hlađenja. U drugoj se fazi reaktorska posuda ponovo puni vodom djelovanjem sustava za zaštitno hlađenje jezgre. Da bi se osigurali gorivni elementi od pregrijavanja, od bitnog je značenja brzina ponovnog punjenja jezgre.

Tipična promjena tlaka u primarnom krugu i maksimalne temperature obloge gorivnih elemenata nakon graničnog loma prikazana su slikom 3.4.4.

Drugi tip kvara, odnosno prijelazne pojave kod koje u punoj mjeri dolazi do izražaja sustav za zaštitno hlađenje jezgre je lom glavnog parovoda. Pri tome dolazi do naglog hlađenja i pada tlaka u primarnom krugu.

Brzina gubitka rashladnog fluida iz primarnoga kruga ovisi o ekvivalentnom promjeru nastale pukotine odnosno otvora (to mogu biti i otvoreni rasteretni ventili tlačnika). Kod malih pukotina (ekvivalentnog promjera do kojih 10 mm) gubitak tekućine možemo nadomjestiti normalnom dobavom vode u primarni krug visokotlačnom pumpom. Uz



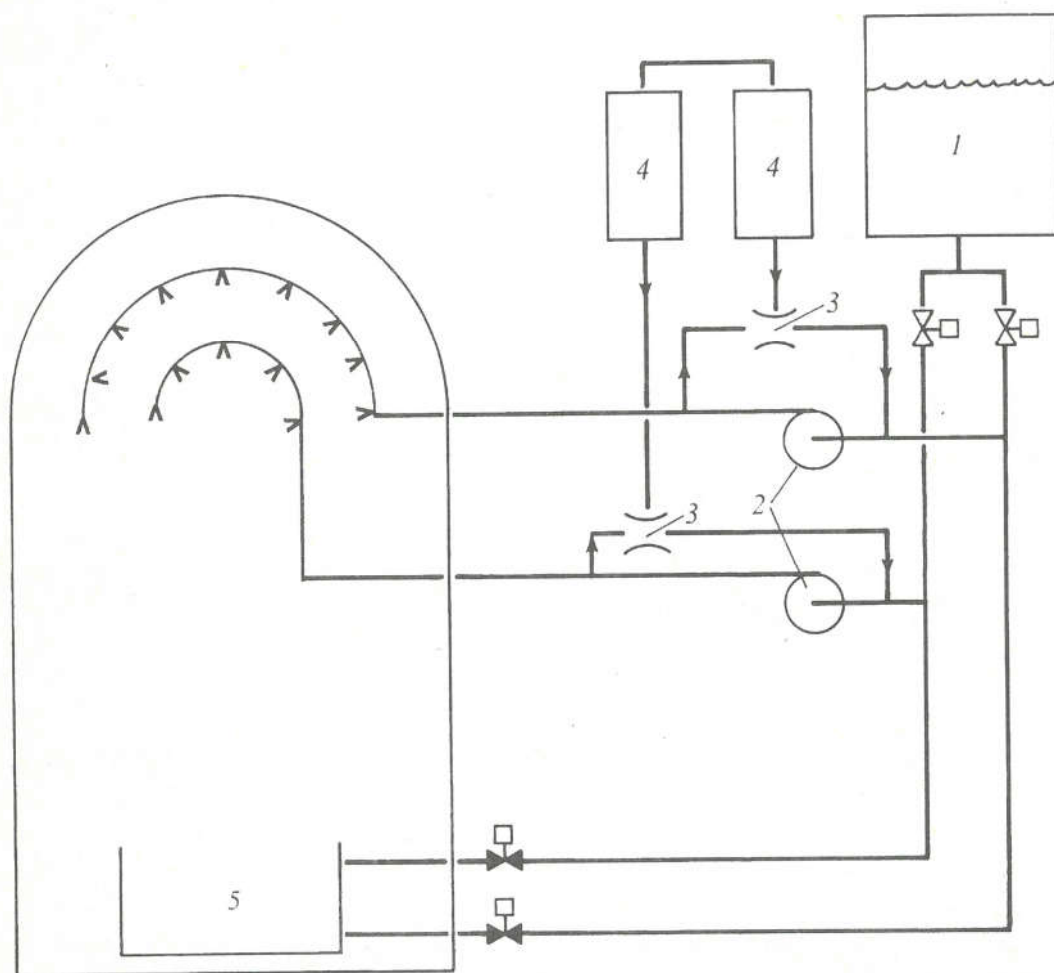
Slika 3.4.4. Tlak u primarnom krugu i najviša temperatura obloge gorivnog elementa nakon graničnog loma primarnog cjevovoda: 1 – vrijeme pražnjenja akumulatora, 2 – vrijeme pogona pumpi za zaštitno hlađenje jezgre.

maksimalnu dobavu vode visokotlačne pumpe mogu nadomjestiti gubitak koji rezultira nastankom pukotine ekvivalentnog promjera do kojih 25 mm. Čak i kod pukotine do 50 mm ekvivalentnog promjera sustav može održavati tlak u primarnom krugu iznad tlaka aktiviranja akumulatora.

Između te veličine pukotine i graničnog loma (kod kojeg dobivamo istjecanje vode kroz dva otvora, od kojih svaki ima promjer oko 700 mm) postoji cijeli spektar mogućih lomova na primarnom krugu. Posljedice svakog od njih moraju biti savladive djelomičnim ili potpunim iskorišćenjem sustava za zaštitno hlađenje jezgre, ne dovodeći u opasnost nuklearnu sigurnost zbog pregrijanja gorivnih elemenata reaktora.

Sustav za tuširanje unutrašnjosti zaštitne posude

Nakon graničnog projektom predviđenog kvara (DBA) voda primarnoga kruga naglo isparuje i para ispunjava zaštitnu posudu. Tlak pare u posudi može doseći 0,3 do 0,4 MPa. Zaštitna posuda je naravno projektirana za tlak viši od tlaka pare koji se u njoj može pojaviti. Međutim, bez obzira na to s nekim se malim propuštanjem posude mora računati (pri projektom tlaku računa se s propuštanjem zaštitne posude od kojih 0,1 % volumnog sadržaja na dan). Doza zračenja u okolini elektrane nakon kvara ovisi o propuštanju



Slika 3.4.5. Sustav za tuširanje reaktorske posude: 1 – spremnik borirane vode, 2 – pumpe, 3 – vodena sisaljka za otopinu NaOH, 4 – posude s otopinom NaOH, 5 – slivnik zaštitne posude.

posude, ali i o sadržaju radioaktivnih tvari (radioaktivni plinovi i aerosoli) u atmosferi u posudi. Radioaktivni plinovi i aerosoli u posudi potječu iz fizijskih proizvoda pa se u rashladnom fluidu mogu naći samo ako postoji izvjesno propuštanje obloga gorivnih šipki. Pri proračunima doza zračenja nakon opisanoga kvara konzervativno računa se s oko 1% oštećenih gorivnih šipki. Taj hipotetski postotak oštećenih gorivnih šipki znatno premašuje postotak koji se kod reaktora tog tipa može mjerenjem potvrditi.

Propuštanje zaštitne posude ovisi o unutarnjem tlaku posude. Može se smanjiti ako se pobrinemo da se tlak pare u njezinoj unutrašnjosti što prije snizi.

Sustav o kojemu je ovdje riječ ima upravo funkciju da kondenzira paru u unutrašnjosti zaštitne posude njezinim tuširanjem hladnom vodom i time što više snizi tlak pare u posudi.

Shema sustava je prikazana slikom 3.4.5.

Pumpe usisavaju vodu iz spremnika borirane vode, ili, alternativno kada se taj spremnik isprazni, iz slivnika sa dna zaštitne posude.

Voda se dobavlja u prskalice koje se nalaze na prstenastim cijevima na vrhu posude. S obzirom na to da radioaktivne tvari u unutrašnjosti zaštitne posude sadrže izotop joda ^{131}I koji najviše pridonosi dozi zračenja u okolini, vodi koja se ubrizgava u zaštitnu posudu dodaje se NaOH, koji veže jod. Lužina ujedno povećava pH faktor ubrizgane tekućine, čime se smanjuje korozija.

3.5. Sekundarni krug nuklearne elektrane

Sekundarni krug nuklearne elektrane u osnovi sliči postrojenju klasične termoelektrane, kod koje parogenerator ima funkciju parnog kotla. Postoje međutim i neke specifičnosti.

Kada je riječ o tlakovodnom reaktoru, one se ponajprije ogledaju u radu turbinskog ciklusa sa zasićenom parom relativno niskog tlaka (6-7 MPa).

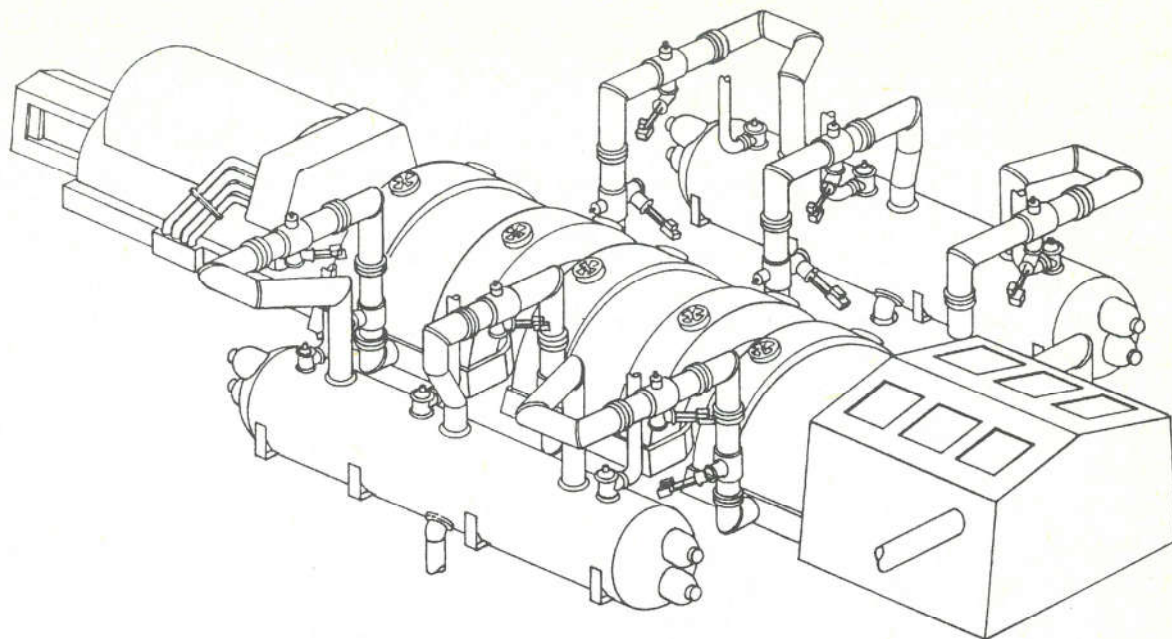
Parametri pare uvjetovani su temperaturom primarnoga kruga i težnjom da se uz takvu temperaturu postigne što bolji stupanj djelovanja turbinskog ciklusa.

Niski tlak pare zahtijeva velik protočni presjek cjevovoda i turbine, posebno njezina niskotlačnog dijela. Niskotlačni dio turbine dijeli se u više sekcija, a najveće dužine lopatica u njemu su 1100 do 1200 mm.

Zasićena para tijekom ekspanzije u turbini doseže vlažnost koja bi mogla znatno erodirati lopatice izlaznog dijela turbine. Zbog toga se nakon djelomične ekspanzije pare u visokotlačnom dijelu turbine ona odvodi u separatore i pregrijače pare, a tek nakon toga vraća u niskotlačni dio turbine.

Treba nadalje uzeti u obzir da je sekundarni krug nuklearne elektrane toplinski ponor reaktorskog postrojenja i da je stoga osiguranje dobave napojne vode parogeneratora važno za nuklearnu sigurnost postrojenja. U izvedbi sekundarnoga kruga se posebna pažnja obraća tom problemu. Osim osnovnog sustava napojne vode postoji u sekundarnom krugu i pomoćni sustav napojne vode. Taj sustav ima prije svega zadatak da osigura hlađenje parogeneratora ako se pojavi kvar na osnovnom sustavu napojne vode, ali i u normalnom pogonu ima primjenu pri stavljanju u pogon i pri obustavi nuklearne elektrane. U mnogim nuklearnim elektranama s tlakovodnim reaktorom (pa tako i u NE Krško) pomoćni sustav napojne vode ima pumpe s električnim pogonom priključene na sigurnosne sabirnice (to su dvostruke sabirnice s višestrukim napajanjem, uključivši i interne dizel-agregate, iz kojih se napajaju sustavi važni za nuklearnu sigurnost) i pumpu na parni pogon koji koristi paru

Slika 3.5.1. Sekundarni krug nuklearne elektrane: 1, 2, 3, 4, – niskotlačni regenerativni zagrijači napojne vode, 5 – visokotlačni regenerativni zagrijači napojne vode, 6 – obilazni cjevovod (bajpas) svježe pare, 7 – napajanje parne turbine za pogon pumpe pomoćne napojne vode, 8 – kondenzator brtvene pare, 9 – kondenzator ejektora, 10 – pumpa kondenzata, 11 – glavna napojna pumpa, 12 – granica zaštitne posude, 13, 14, – pumpe za pomoćnu napojnu vodu na parni i električni pogon, 15 – spremnik kondenzata, 16 – izvor sirove vode, 17 – parogenerator, 18 – separator vlage i pregrijač pare, 19 – rasteretni i sigurnosni ventili.



Slika 3.5.2. Turboagregat u nuklearnoj elektrani sa separatorima vlage i pregrijačima pare.

iz samih parogeneratora. Parni pogon omogućuje rad pumpe pomoćne napojne vode i onda kada u elektrani potpuno nestanu sva napajanja izmjeničnom strujom. Pomoćni sustav napojne vode uzima vodu iz spremnika kondenzata, ali se u nuždi može napajati i sirovom vodom. Sekundarno postrojenje nuklearne elektrane je shematski prikazano slikom 3.5.1.

Izgled turboagregata s dva niskotlačna i jednim visokotlačnim kućištem turbine te s dva separatora i pregrijača pare prikazan je slikom 3.5.2. Takav je turboagregat primijenjen kod nuklearne elektrane Krško.

Pri naglom rasterećenju generatora brzozatvarajući ventili zatvaraju dovod pare u turbinu, a para se šalje preko sustava za obilazak (bypass) pare izravno u kondenzator. Regulacijski sustav u nekim elektranama tog tipa (pa tako i u NE Krško) omogućava zadržavanje turbine i generatora u pogonu na maloj snazi (dovoljnoj za napajanje vlastite potrošnje) kada dođe do ispada vanjske mreže.

Parogeneratori su veoma osjetljivi na kvalitetu vode u sekundarnom krugu. Zbog toga je potrebno poduzeti sve mjere kako bi se kemijski sastav te vode držao u okviru propisanih granica.

3.6. Prostorni raspored objekata nuklearne elektrane

Nakon upoznavanja s opremom i tehnološkim sustavima nuklearne elektrane potrebno je osvrnuti se ukratko na prostorni raspored (odnosno dispoziciju) objekata nuklearne elektrane. Prostorni raspored objekata je važan faktor za osiguranje optimalnih internih veza (trasa cjevovoda i kabela) između tehnoloških cjelina nuklearnog objekta, veza između nuklearne elektrane i vanjskih izvora hlađenja te veza s elektroenergetskim sustavom i prometnicama.

Rješenje optimalne dispozicije objekata nuklearne elektrane na danoj lokaciji zahtijeva podrobnu studiju i veliko iskustvo. Prilično ovisi o specifičnosti lokacije i vrsti nuklearne elektrane.

Kao primjer, nešto ćemo se detaljnije osvrnuti na dispoziciju objekata NE Krško i pri tome navesti neka opća načela kojih se treba držati pri prostornom razmještanju objekata nuklearne elektrane.

Opća orijentacija objekata nuklearne elektrane na lokaciji ovisi o prostornom rasporedu izvora rashladne vode (rijeka, jezero, more, rashladni tornjevi) i vanjskog električnog postrojenja (rasklopno postrojenje i priključni dalekovodi). Osnovni izvor rashladne vode je potreban za hlađenje kondenzatora turbine. Manji je, ali zato neposredno vezan uz nuklearnu sigurnost, izvor vode potreban za hlađenje izmjenjivača topline u sustavu za odvođenje topline iz nuklearnih komponenata (u okviru kojih su najbitnije komponente u sustavu za odvođenje ostatne topline).

Jedan od bitnih kriterija za optimalnu dispoziciju objekata na lokaciji su što kraći kanali za dovod rashladne vode i što kraći i jednostavniji rasplet električnih vodova koji povezuju elektranu s rasklopnim postrojenjem. Moramo uzeti u obzir da se osnovni dovod rashladne vode i vanjski električni vodovi vežu na turbogeneratorsko postrojenje (klasični dio nuklearne elektrane). Jedino je dovod vode za hlađenje nuklearnih komponenata (koji se obično označava kao dovod bitne rashladne vode) vezan na reaktorsko postrojenje.

Čest je slučaj da se rasklopno postrojenje radi povoljnijeg raspjeta odlazećih dalekovoda smješta na suprotnu stranu glavnih objekata s obzirom na izvor rashladne vode. Takav je slučaj i kod NE Krško, kao što je vidljivo iz slike 3.6.1.

Najpovoljniji smještaj turbogeneratorskog postrojenja s obzirom na rasklopno postrojenje rezultirao je zato dužim kanalima za dovod i odvod rashladne vode kondenzatora.

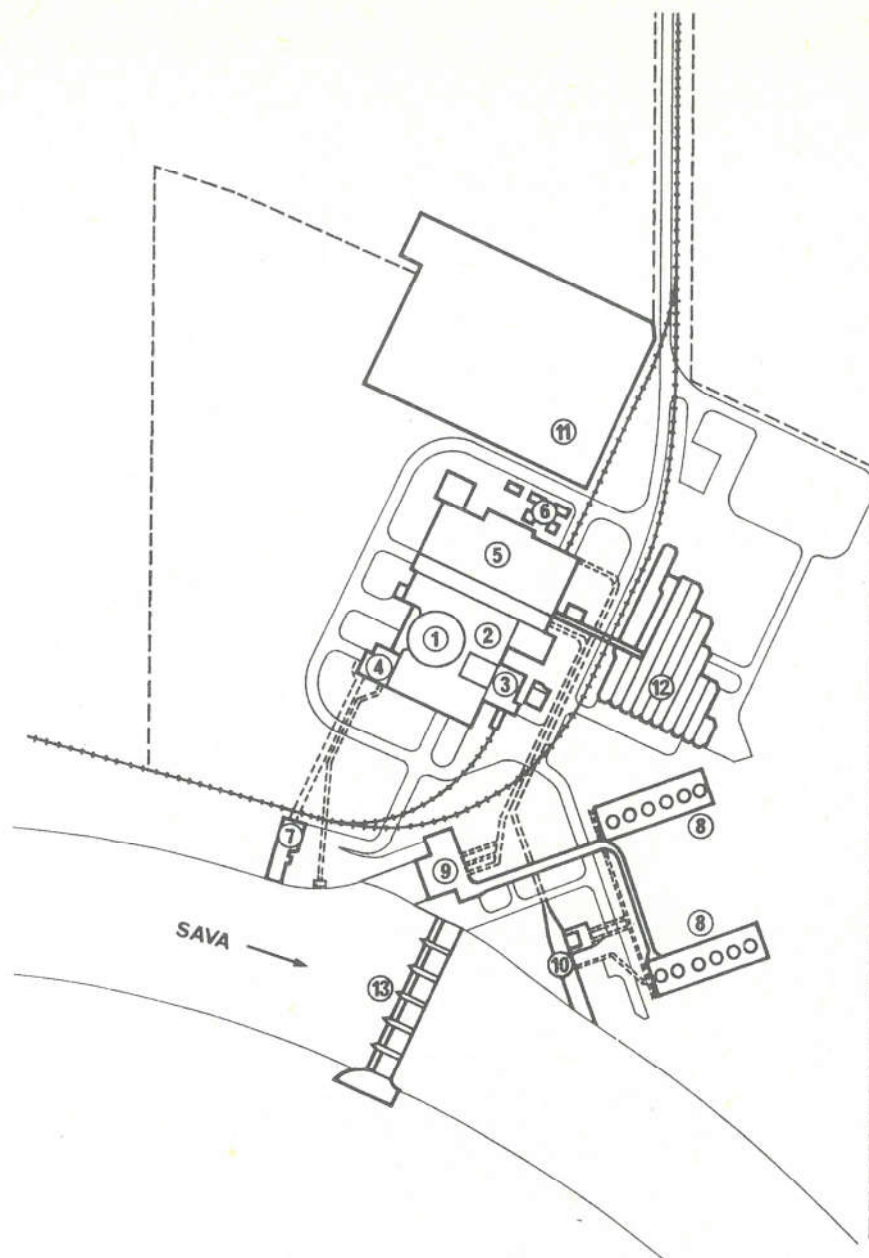
Rasklopno postrojenje je smješteno sjeverno od glavnih objekata. Iz njega, prema projektu, odlaze četiri 380 kV dalekovoda (dva prema Zagrebu, jedan prema Ljubljani, a jedan prema Mariboru), od kojih su izgrađena tri.

Rijeka Sava, koja je izvor rashladne vode, nalazi se južno od elektrane. Iz pumpne stanice se kanalima (na slici označeni crtkano) rashladna voda dovodi i odvodi iz turbinske zgrade. Rashladni tornjevi služe za dohlađivanje ispuštene vode prethodno zagrijane u kondenzatoru, kako bi se smanjilo zagrijavanje savske vode. Brana na Savi osigurava potrebnu dubinu vode za usis rashladnih pumpi. Odvojeno od glavne pumpne stanice izgrađena je pumpna stanica za bitnu rashladnu vodu, jer mora biti izvedena kao građevina u sigurnosnoj klasi.

Općenito se tehnološki objekti tlocrt kojih je prikazan na slici 3.6.1. mogu podijeliti u dvije skupine: objekti sigurnosne klase i objekti izvan sigurnosne klase.

Objekti sigurnosne klase sadrže opremu bitnu za nuklearnu sigurnost. Objekti i oprema sigurnosne klase projektiraju se uz primjenu strogih propisa za gradnju i osiguranje kvalitete. U tu skupinu objekata pripadaju:

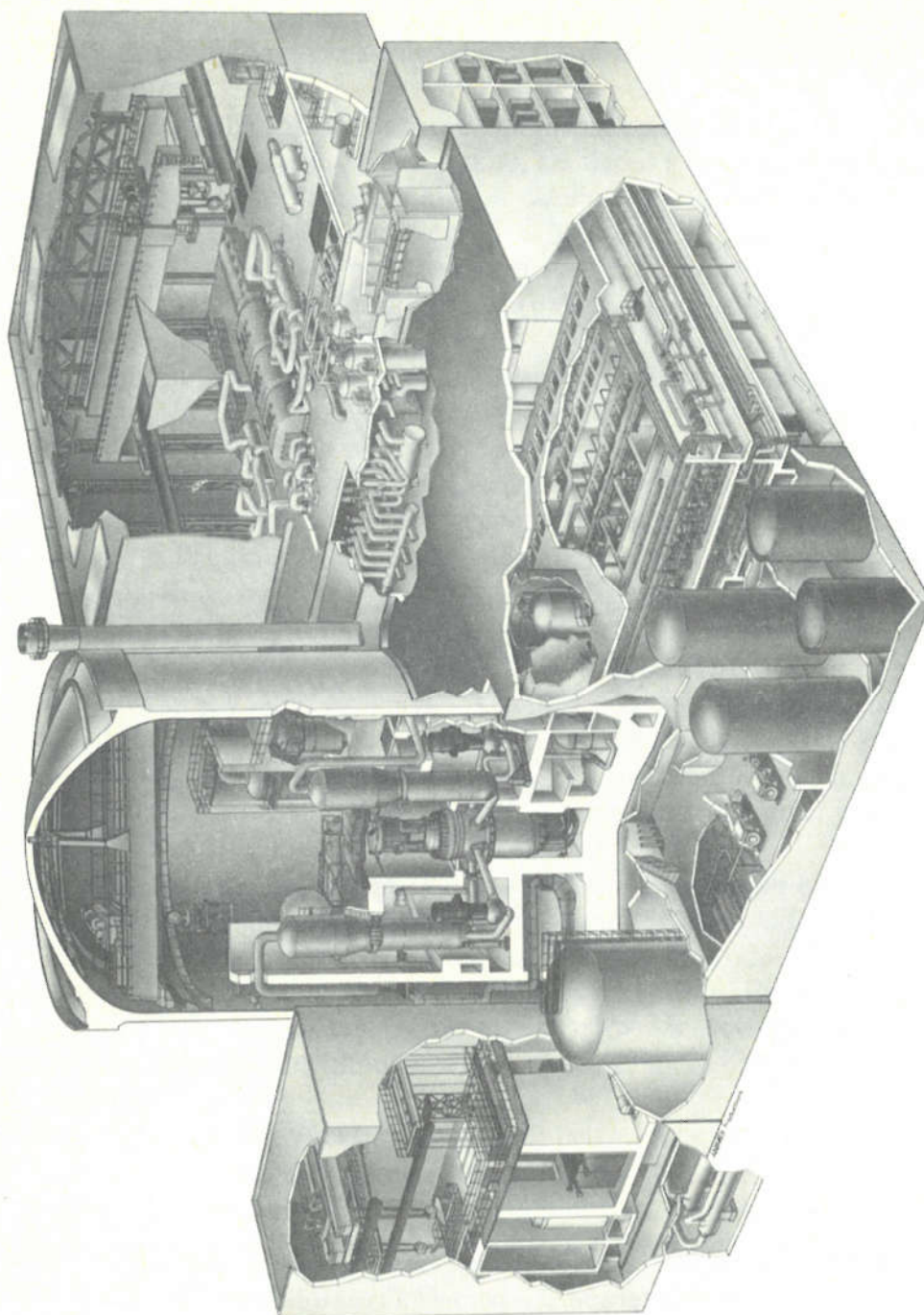
- reaktorska zgrada, koja uključuje zaštitnu posudu i opremu smještenu u njoj,
- pomoćna reaktorska zgrada; sadrži sustave potrebne za siguran pogon nuklearne elektrane (sustav za odvod ostatne topline, sustav za volumnu i kemijsku kontrolu, sustav za zaštitno hlađenje jezgre, komandnu prostoriju, električne sustave za napajanje uređaja značajnih za sigurnost, spremnike za tekući radioaktivni otpad, postrojenje za pripremu krutog radioaktivnog otpada, ventilacijske sustave i pripadajuću opremu),
- zgrada postrojenja za hlađenje nuklearnih komponenata,
- pumpna stanica za bitnu rashladnu vodu,
- zgrada dizel-agregata,
- zgrada za nuklearno gorivo (sadrži bazen za ozraчено gorivo, sustav za hlađenje bazena te prostor za primanje i inspekciju svježeg goriva).



Slika 3.6.1. Dispozicija glavnih objekata nuklearne elektrane Krško: 1 – reaktorska zgrada, 2 – pomoćna reaktorska zgrada, 3 – zgrada za rukovanje gorivom, 4 – zgrada za hlađenje nuklearnih komponenata, 5 – turbinska zgrada, 6 – transformatori, 7 – pumpna stanica za bitnu rashladnu vodu, 8 – rashladni tornjevi, 9 – pumpna stanica za rashladnu vodu kondenzatora, 10 – ispust rashladne vode, 11 – rasklopno postrojenje, 12 – upravna zgrada i radionice, 13 – brana na Savi.

Izvan pomoćne reaktorske zgrade, ali zaštićeni od udara i smrzavanja, nalaze se spremnici sustava za zaštitno hlađenje jezgre, demineraliziranu vodu i kondenzata.

Komandna prostorija nalazi se u pomoćnoj reaktorskoj zgradi u zoni smještenoj između reaktorske u turbinske zgrade kako bi trase signalnih i kontrolnih kabela bile što kraće.



Slika 3.6.2. Presjek standardne nuklearne elektrane s tri rashladne petlje u izvedbi Framatoma (model M310, snaga 1000 MW).

Među glavne tehnološke građevine koje nisu u sigurnosnoj klasi pripadaju:

- turbinska zgrada; sadrži turboagregat, kondenzatore, separatore vlage i postrojenje za termičku i kemijsku pripremu napojne vode,
- pumpna stanica za rashladnu vodu kondenzatora,
- rashladni tornjevi,
- brana na Savi (uz uvjet da rušenje brane ne onemogućuje rad pumpne stanice za bitnu rashladnu vodu),
- rasklopno postrojenje.

Glavni i kućni transformatori smješteni su između turbinske zgrade i rasklopnog postrojenja.

Valja primijetiti da se kod novijih izvedbi nuklearnih elektrana turboagregat smješta okomito na reaktorsku zgradu. Razlog je zaštita reaktora od posljedica eventualnog rasprsnuća turbine.

Presjek glavnih pogonskih objekata nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorom (PWR) i tri rashladna kruga, prema izvedbi Framatoma, prikazan je slikom 3.6.2.

Na slici s lijeve strane vidimo zgradu za nuklearno gorivo, zatim reaktorsku zgradu, ispred koje su spremnici sustava za zaštitno hlađenje jezgre i demineraliziranu vodu. Desno od reaktorske zgrade je pomoćna reaktorska zgrada, a iza nje turbinska zgrada. U međuzgradi, između reaktorske i turbinske zgrade, su rasteretni i sigurnosni ventili i kolektori parovoda. Ispred turbinske zgrade je komandna prostorija.

3.7. Kinetika i pogonske karakteristike tlakovodnog reaktora

Kinetika nuklearnog reaktora razmatra se obično kao dio fizikalne teorije reaktora. Svrha je ovog poglavlja samo da upozori na neke specifičnosti kinetike tlakovodnog reaktora, koje se, dakako, mogu podvesti pod opće zakonitosti kinetike reaktora. Stoga razmatranja u ovom poglavlju treba shvatiti samo kao primjer konkretne primjene poznatih općih načela iz tog područja. Pri pozivanju na temeljne postavke iz kinetike reaktora koristit ćemo se, sukladno navodima iz predgovora, razmatranjima i rezultatima iznesenima u 7. i 8. poglavlju knjige "Uvod u nuklearnu energetiku".

Tlakovodni reaktor ima specifična svojstva, koja određuju pogonske osobine nuklearnih elektrana s tim tipom reaktora. U okviru ovog poglavlja osvrnut ćemo se na neke najbitnije aspekte kinetike tlakovodnog reaktora, pretežno radi razumijevanja bitnih fizikalnih činjenica, uz minimalnu upotrebu matematičke analize (koja je inače nezaobilazna kad se razmatraju teorijske postavke iz tog područja). Da bi se dobila potpunija fizikalna slika o ponašanju jezgre tlakovodnog reaktora, razmatranja su popraćena numeričkim podacima o pogonskim parametrima jezgre (rezerva reaktivnosti u pogonu, utjecaj tekućih i čvrstih apsorbera, temperature, zatrovanja i odgora na reaktivnost). Radi ilustracije primjene podataka danih u dijagramima i tablicama izrađeno je više numeričkih primjera.

Temperaturni koeficijenti reaktivnosti

Temperaturni koeficijent reaktivnosti α možemo definirati kao promjenu reaktivnosti reaktora po jedinici temperaturne razlike, dakle (UNE, 8.6),

$$\alpha = \frac{d\rho}{dT} \approx \frac{1}{k_{\text{ef}}} \frac{dk_{\text{ef}}}{dT}, \quad (3.7.1.)$$

gdje je reaktivnost ρ određena izrazom

$$\rho = \frac{k_{\text{ef}} - 1}{k_{\text{ef}}} \quad (3.7.2.)$$

U tim je izrazima,

k_{ef} efektivni multiplikacijski faktor reaktora
 T temperatura.

Utjecaj temperature na reaktivnost reaktora može se odvojeno promatrati na temelju utjecaja temperature moderatora i utjecaja temperature nuklearnog goriva. Iz tog razloga govorimo obično o **temperaturnom koeficijentu reaktivnosti moderatora i tempera-**

turnom koeficijentu reaktivnosti goriva (taj posljednji često se označuje kao **Dopplerov koeficijent reaktivnosti**).

Značenje jednog i drugog koeficijenta reaktivnosti za sigurnost pogona reaktora predmet je analiza u okviru kinetike reaktora, stoga je suvišno ponavljati ih ovdje. U nastavku ćemo razmotriti te koeficijente uzimajući u obzir specifične karakteristike tlakovodnih reaktora.

Temperaturni koeficijent reaktivnosti moderatora

Efektivni faktor multiplikacije reaktora možemo, prema dvogrupnoj metodi (UNE, 7.6), prikazati izrazom

$$k_{ef} = \frac{k_{\infty}}{(1 + B^2 L^2)(1 + B^2 L_s^2)} \approx \varepsilon p f \eta e^{-B^2 L^2} e^{-B^2 L_s^2} \quad (3.7.3.)$$

Približenje vrijedi jer su faktori $B^2 L^2$ i $B^2 L_s^2$ redovno mnogo manji od jedinice.

Ako izraz logaritmujemo i deriviramo po temperaturi moderatora (uzevši pri tome u obzir da su faktori ε i η neovisni o toj temperaturi) proizlazi

$$\frac{1}{k_{ef}} \frac{dk_{ef}}{dT} \approx \frac{d\rho}{dT} = \alpha_T = \frac{1}{f} \frac{df}{dT} + \frac{1}{p} \frac{dp}{dT} - B^2 \frac{dL^2}{dT} - B^2 \frac{dL_s^2}{dT} \quad (3.7.4.)$$

Iz analize (UNE, 8.6) proizlazi da je prvi član na desnoj strani relacije (3.7.4.) razmjeran s $1-f$, a drugi s $\ln p$. Prvi je član uvijek pozitivan, a drugi uvijek negativan. Posljednja dva člana također su uvijek negativna jer difuzijska dužina i dužina usporavanja rastu s temperaturom moderatora. Negativni temperaturni koeficijent reaktivnosti moderatora možemo osigurati ako se pobrinemo da član $1-f$ bude dovoljno malen, odnosno da f bude dovoljno velik. Drugi član koji je razmjeran s $\ln p$ bit će to negativniji što je p manji. Jedan i drugi uvjet to su bolje ispunjeni što reaktor ima **manji odnos broja atoma moderatora i urana u jezgri**.

Ako radi jednostavnosti zamislimo tlakovodni reaktor kao homogeniziranu mješavinu atoma nuklearnog goriva i vodika (jer ta dva materijala prevladavaju u odvijanju procesa u reaktoru), možemo tvrditi da efektivni multiplikacijski faktor (a time i reaktivnost) ovisi o odnosu broja atoma vodika i urana, H/U . Ako trenutno zanemarimo utjecaj bijega neutrona, ta se ovisnost može izraziti ovisnošću efektivnog multiplikacijskog faktora o produktu faktora iskorištenja termičkih neutrona f i faktora vjerojatnosti izbjegavanja rezonantne apsorpcije p , dakle,

$$k_{ef} = f(H/U) = f(pf) \quad (3.7.5.)$$

(slična se razmatranja vrše i prilikom analize utjecaja odnosa atoma urana i moderatora na reaktivnost homogenog reaktora, UNE, 7.4.).

Efektivni multiplikacijski faktor (a time i reaktivnost) kod nekog odnosa H/U postiže maksimalnu vrijednost, a kod odnosa H/U većeg i manjeg od te vrijednosti pada. Kvalitativan tok funkcije $k_{ef} = f(H/U)$ prikazan je slikom 3.7.1.

Ako reaktor u radnim uvjetima ima veći iznos H/U nego onaj koji odgovara maksimumu k_{ef} , kažemo da je reaktor **nadmoderiran**. Obratno, ako je taj odnos manji nego onaj koji daje najveću reaktivnost, reaktor je **podmoderiran**.

Krivulja $k_{ef} = f(H/U)$ kod tlakovodnih reaktora ima maksimalnu vrijednost kod H/U nešto iznad 7,5.

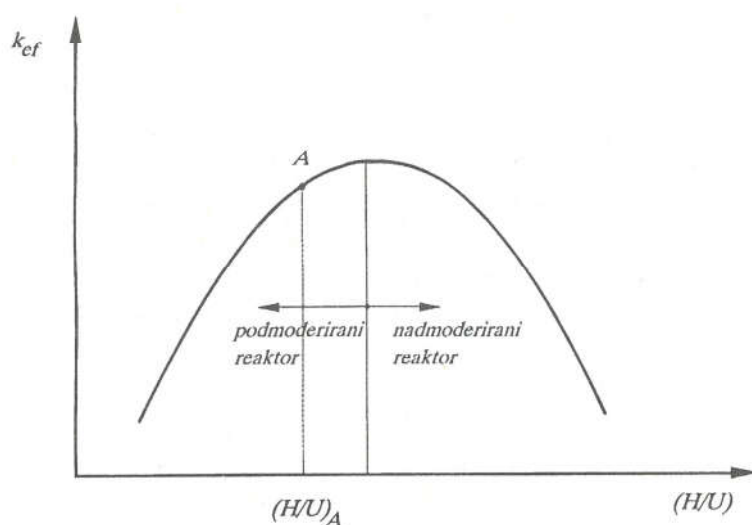
Iz teorije reaktora znamo da povećanje odnosa H/U znači smanjenje faktora iskorištenja termičkih neutrona u reaktoru (tj. smanjenje faktora f), a povećanje faktora vjerojatnosti izbjegavanja rezonantne apsorpcije (tj. povećanje faktora p).

Slika 3.7.1. može poslužiti za ilustraciju uvjeta koji moraju biti ispunjeni da bi reaktor imao pozitivan ili negativan temperaturni koeficijent reaktivnosti moderatora.

Treba se naime prisjetiti da zagrijavanje reaktora, zbog smanjenja gustoće vode, smanjuje odnos H/U u jezgri reaktora. Znači, ako u reaktoru smanjivanje odnosa H/U smanjuje reaktivnost, reaktor ima negativan temperaturni koeficijent reaktivnosti moderatora. Obratno, ako smanjenje odnosa H/U povećava reaktivnost reaktora, on ima pozitivan temperaturni koeficijent reaktivnosti.

Iz slike 3.7.1. nedvojbeno proizlazi da samo **podmoderirani reaktor može imati negativni temperaturni koeficijent moderatora**.

Za dobivanje negativnog temperaturnog koeficijenta reaktivnosti potrebno je imati što veći faktor f , odnosno što manje parazitnih apsorbera termičkih neutrona u jezgri reaktora.



**Slika 3.7.1. Ovisnost efektivnog faktora multiplikacije k_{ef} o odnosu broja atoma moderatora i urana (H/U) .
 $(H/U)_A$ – radna točka tlakovodnog reaktora**

Suglasno obliku krivulje na slici 3.7.1. može se očekivati da će, ovisno o stupnju podmoderacije, temperaturni koeficijent reaktivnosti moderatora pri hlađenju reaktora postati sve manje negativan, postati nula (ako odnos H/U dosegne vrijednost koja odgovara maksimumu k_{ef}), pa čak i postati pozitivan ako H/U poprimi vrijednosti koje odgovaraju nadmoderiranom reaktoru.

Upotreba tekućeg apsorbera

Zatvoreni primarni rashladni krug kod tlakovodnog reaktora dopušta da se kemijski sastav vode u primarnom krugu prilagodi optimalnom funkcioniranju reaktorskog postrojenja, neovisno o sekundarnoj vodi kemijski sastav koje je bitan za rad turbogeneratorskog postrojenja nuklearne elektrane.

Jedna od pogodnosti upotrebe tlakovodnog reaktora je u mogućnosti da se u njemu dio viška reaktivnosti jezgre kompenzira tekućim apsorberom. Tekući apsorber je borna kiselina (H_3BO_3) otopljena u vodi primarnoga kruga.

Prednost upotrebe tekućeg apsorbera s obzirom na krute apsorbere (to su regulacione i zaustavne šipke) je u ravnomjernoj raspodjeli apsorbera u jezgri i u mogućnosti dodavanja i oduzimanja apsorbera kontinuirano tijekom pogona reaktora. Stupanj neravnomjernosti neutronskog toka (koji ovisi o rasporedu apsorbera u jezgri) je ograničen propisima jer neravnomjeran neutronski tok može dovesti do lokalnog pregrijavanja nuklearnog goriva.

Nedostatak primjene tekućeg apsorbera je u nemogućnosti brze promjene reaktivnosti, jer se koncentracija borne kiseline u reaktorskoj vodi ne može naglo mijenjati (posebno kada treba smanjiti koncentraciju).

Regulacijske šipke mijenjaju reaktivnost reaktora u mnogo kraćem vremenu nego što je to moguće učiniti tekućim apsorberima. Zbog razlike u vremenu djelovanja na reaktivnost je upotreba tekućeg apsorbera i regulacijskih šipki podijeljena ovako:

- Brze promjene reaktivnosti koje nastaju zbog promjene temperatura goriva i moderatora nakon promjene snage reaktora (uključivši i obustavu pogona) kompenziraju se regulacijskim šipkama.
- Sporije promjene reaktivnosti zbog zatrovanja reaktora ksenonom i odgora goriva kompenziraju se promjenom koncentracije tekućeg apsorbera, tj. promjenom koncentracije bora u jezgri.

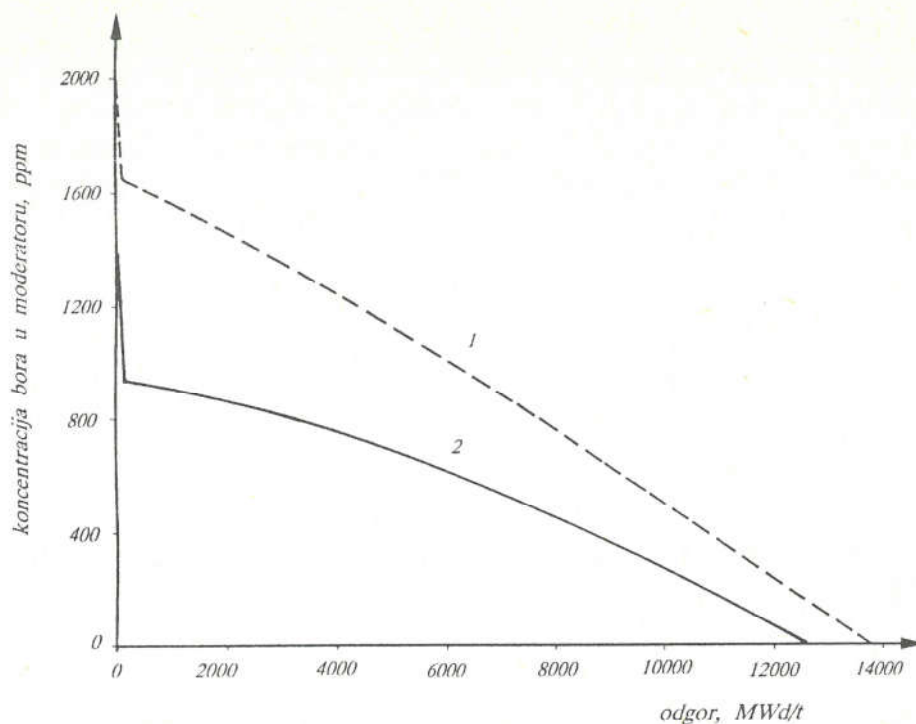
Razmotrimo sada kako se mijenja koncentracija bora u jezgri tlakovodnog reaktora za vrijeme pogona. Zamislimo da reaktor kreće u pogon sa svježim (tj. neistrošenim) gorivom. Višak reaktivnosti ugrađen u reaktor je takav da reaktor u normalnom pogonu izdrži do iduće izmjene goriva (12 do 18 mjeseci). Ugrađena reaktivnost mora biti dovoljna za svladavanje negativne reaktivnosti koja nastaje zbog zatrovanja reaktora ksenonom i drugim proizvodima fisije (UNE, 8.7), a isto tako i za osiguranje potrebnog viška reaktivnosti u pogonu i kod jezgre sa smanjenom reaktivnošću zbog odgora goriva.

Osim toga, tijekom normalnog pogona reaktora, iz razloga koje ćemo razmotriti kasnije, sve zaustavne šipke moraju biti izvučene iz reaktora. To vrijedi i za najveći dio regulacijskih šipki. Iz toga proizlazi da je gotovo cijeli višak reaktivnosti reaktora u normalnom pogonu kompenziran tekućim apsorberom. Reaktor se stavlja u pogon razrjeđivanjem tekućeg apsorbera, pri čemu su zaustavne šipke potpuno, a regulacijske šipke najvećim dijelom izvučene iz jezgre. Regulacijske i zaustavne šipke služe kao rezerva negativne reaktivnosti, potrebne za brzo gašenje reaktora i za brze intervencije kod prijelaznih pojava.

Tijekom pogona smanjuje se reaktivnost goriva, pa se suglasno tome mora smanjivati i koncentracija bora u jezgri reaktora. Promjena koncentracije bora u funkciji odgora kod tipičnog tlakovodnog reaktora prikazana je slikom 3.7.2.

Početni nagli pad koncentracije bora prikazan na slici treba pripisati potrebi kompenzacije zatrovanja ksenonom koja doseže svoju ravnotežu nakon četrdesetak sati (UNE, 8.7.). Nakon toga se koncentracija bora u jezgri u funkciji odgora goriva postupno smanjuje prema nuli. U skladu s navedenim razlikovat ćemo svježju jezgru (kratica SJ), kod koje je koncentracija bora maksimalna i istrošenu jezgru (skraćeno IS), kod koje je ta koncentracija približno ravna nuli.

Koncentracija bora smanjuje se dodavanjem demineralizirane vode u primarni krug uz ispuštanje odgovarajuće količine borirane vode. Budući da je smanjenje količine bora u primarnom krugu po jedinici volumena zamijenjene tekućine obrnuto razmjerna koncentraciji bora, jasno je da će kod malenih koncentracija bora (prema slici 3.7.2. to nastaje pri kraju gorivnog ciklusa) smanjenje određene količine bora u jezgri zahtijevati zamjenu velike količine tekućine. To stvara probleme pri uskladištenju i preradi tekućeg radioaktivnog otpada.



Slika 3.7.2. Koncentracija bora u moderatoru (C_B) kod kritičnog reaktora na nominalnoj temperaturi s izvučenim regulacijskim šipkama s izgorljivim apsorberima i bez njih: 1 – bez izgorljivih apsorbera, 2 – s izgorljivim apsorberima.

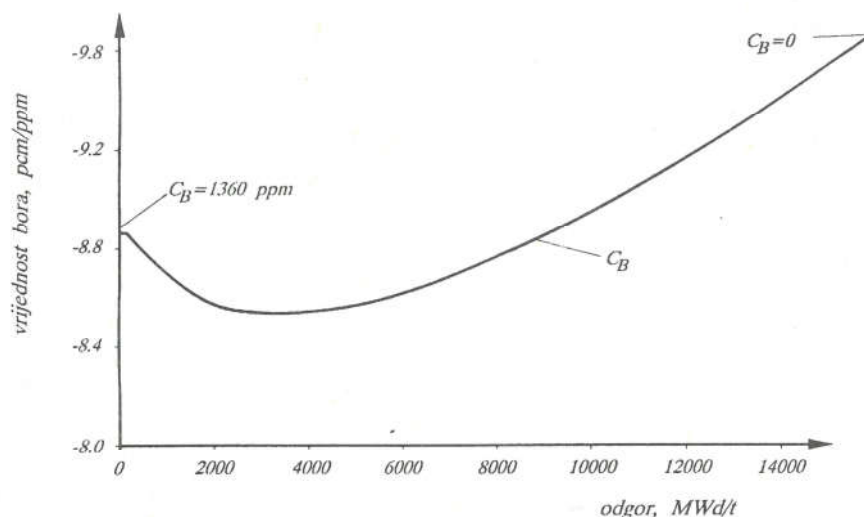
Tipičan primjer potrebne koncentracije bora u rashladnom fluidu tlakovodnog reaktora u raznim pogonskim situacijama dan je u tablici 3.7.1.

Tablica 3.7.1. Koncentracija bora u tlakovodnom reaktoru

Pogonska stanja	C_B (ppm)
Izmjena goriva, sve šipke u jezgri, $k_{ef} < 0,95$	1236
Reaktor u hladnoj obustavi, sve šipke u jezgri, bez zatrovanja, $k_{ef} \approx 0,99$	940
Reaktor u toploj obustavi, sve šipke u jezgri, bez zatrovanja, $k_{ef} \approx 0,99$	593
Reaktor u hladnoj obustavi, sve šipke izvan jezgre, bez zatrovanja, $k_{ef} \approx 0,99$	1435
Reaktor u toploj obustavi, sve šipke izvan jezgre, bez zatrovanja, $k_{ef} \approx 0,99$	1408
Reaktor na nultoj snazi, kritičan, bez zatrovanja, sve šipke izvan jezgre, $k_{ef} = 1$	1307
Reaktor na punoj snazi, bez zatrovanja, sve šipke izvan jezgre, $k_{ef} \approx 1$	1178
Reaktor na punoj snazi, ravnotežno zatrovanje ksenonom, odgor oko 150 MWd/t	882
Reaktor na punoj snazi, ravnotežno zatrovanje ksenonom i samarijem, odgor oko 1000 MWd/t	868

Od interesa je poznavati odnos promjene reaktivnosti i promjene koncentracije bora u jezgri reaktora. Taj je odnos poznat kao vrijednost bora, a ovisi o odgoru prema slici 3.7.3.

Uobičajeno je koncentraciju bora u moderatoru mjeriti u ppm. Ta jedinica (kratica za *part per million*) je jedan težinski dio na milijun ili jedan miligram po kilogramu. Reaktivnost se obično izražava u $\text{pcm} = 10^{-5} = 0,001\%$, pa se vrijednost bora mjeri jedinicom pcm/ppm .



Slika 3.7.3. Vrijednost bora u ovisnosti o odgoru.

Vrijednost bora kod manjih vrijednosti odgora pada s porastom odgora. Nakupljeni fizijski proizvodi u gorivu apsorbiraju sve više neutrona, pa relativni doprinos toj apsorpciji po jedinici dodatne koncentracije bora postaje sve manji. Kod visokog odgora vrijednost bora ponovo raste jer je tada koncentracija bora malena, pa utjecaj promjene jedinične koncentracije bora postaje sve veći. U praksi se često barata s prosječnom vrijednošću bora u tlakovodnom reaktoru od kojih 8-9 pcm/ppm .

Primjer 3.7.1.

Na koji se iznos može, na temelju promjene koncentracije bora, procijeniti negativna reaktivnost koju u jezgri reaktora unosi nakupljanje ksenona do ravnotežne koncentracije nakon što je reaktor pušten u pogon i postigao punu snagu?

Rješenje

Iz tablice 3.7.1. odčitavamo podatke za koncentraciju bora u jezgri kod zadanih pogonskih stanja u ppm:

reaktor na punoj snazi, bez zatrovanja,	
sve šipke izvan jezgre, $k_{\text{ef}} \approx 1$	1178
reaktor na punoj snazi, ravnotežno	
zatrovanje ksenonom, odgor oko 150 MWd/t	882

Razlika u koncentraciji bora koju prouzrokuje nakupljanje ksenona u jezgri je $1178 - 882 = 296$ ppm. Iz slike 3.7.3. proizlazi da je kod približno svježe jezgre vrijednost bora oko 8,8 pcm/ppm .

Promjenu reaktivnosti jezgre što je izaziva nakupljanje ksenona možemo na temelju danih podataka procijeniti na

$$\Delta\rho \approx 296 \times 8,8 = 2605 \text{ pcm} = 2,6 \%$$

Primjer 3.7.2.

U primarnom krugu neke nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorom je oko 120 m^3 rashladne vode. Koliko m^3 vode moramo zamijeniti demineraliziranom vodom zbog zatrovanja reaktora ksenonom ako reaktor kreće u pogon sa svježom jezgrom i ako ima jezgru u kojoj je zbog odgora nuklearnoga goriva koncentracija bora pala na 500 ppm? Volumen vode u primarnom krugu u oba slučaja ostaje neizmjenjen.

Rješenje

Na temelju analize iz primjera 3.7.1. pokazano je da se nakupljanje ksenona do ravnotežnog stanja kod svježe jezgre može kompenzirati smanjenjem koncentracije bora od 1178 ppm na 882 ppm. To bi se smanjenje koncentracije moglo postići dodavanjem reaktorskoj vodi demineralizirane vode u količini tolikoj da ukupni volumen vode postane $120 \times 1178/882 = 160,3 \text{ m}^3$. Iz primarnog kruga moramo dakle ispustiti $40,3 \text{ m}^3$ vode. Ako uzmemo nadalje u obzir da je gustoća reaktorskog hladila na nominalnoj temperaturi oko 700 kg/m^3 , masa demineralizirane vode koju moramo dodati u primarni krug iznosi oko 28,2 t.

Prema slici 3.7.2. koncentraciji bora u jezgri od kojih 500 ppm odgovara odgor od približno 7400 MWd/t. Za taj odgor slika 3.7.3. određuje vrijednost bora od kojih 8,7 pcm/ppm.

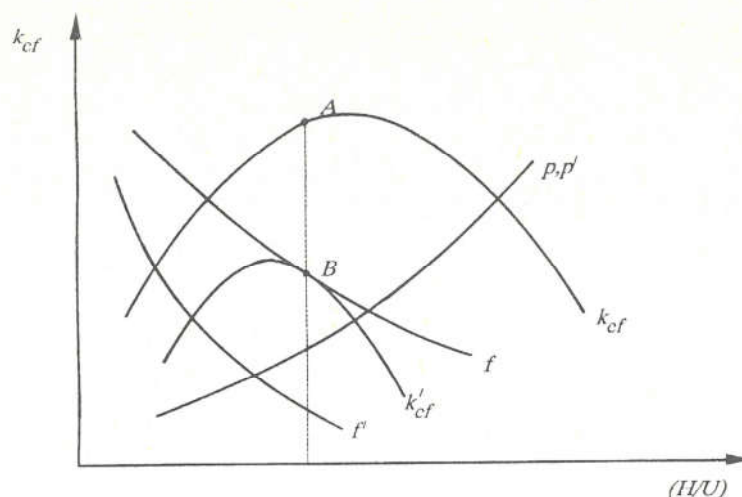
Ako reaktor i u tom slučaju kreće u pogon s jezgrom bez ksenona (odnosno ako je vrijeme obustave bilo dovoljno dugo da se ksenon raspao) možemo u prvoj aproksimaciji pretpostaviti da je promjena reaktivnosti jezgre zbog nakupljanja ksenona do ravnotežne koncentracije ista kao kod svježe jezgre. Ta je reaktivnost u primjeru 3.7.1. bila određena iznosom 2605 pcm. Promjena koncentracije bora za kompenzaciju te reaktivnosti iznosi $2605/8,7 = 299 \text{ ppm}$. Koncentracija bora nakon početka rada reaktora s jezgrom kojoj je odgor reda 7400 MWd/t mijenja se dakle približno s vrijednosti $500 + 299 = 799 \text{ ppm}$ na 500 ppm. Sukladno ranijoj računici, količina vode koju moramo ispustiti iz primarnog kruga radi razrjeđenja bora iznosi $120 \times 299/500 = 72 \text{ m}^3$, a masa demineralizirane vode koju treba dodati primarnom krugu 50,4 t.

Iz tog je primjera očigledno da postupak razrjeđenja bora u jezgri reaktora kod većeg odgora nuklearnog goriva (odnosno kod manje koncentracije bora u jezgri) zahtijeva ispuštanje veće količine vode iz primarnog kruga u sustav za preradu radioaktivnih tekućina.

Sada možemo razmotriti vezu između koncentracije tekućeg apsorbera u jezgri reaktora i temperaturnog koeficijenta reaktivnosti moderatora. U prije provedenoj diskusiji izraza 3.7.4. naveli smo da je pozitivan doprinos temperaturnom koeficijentu reaktivnosti moderatora razmjeran s 1-f. Tekući apsorber u jezgri smanjuje faktor f (jer povećava parazitnu apsorpciju termičkih neutrona). Iz toga možemo zaključiti da će reaktor kojemu dodajemo tekući apsorber imati pozitivan (ili bar manje negativan) temperaturni koeficijent reaktivnosti moderatora. Dodavanjem tekućeg apsorbera u jezgru smanjujemo dakle pogonsku sigurnost i stabilnost reaktora. To bismo mogli smatrati dodatnim nedostatkom upotrebe tekućeg apsorbera.

Utjecaj tekućeg apsorbera na temperaturni koeficijent reaktivnosti moderatora može se ilustrirati i slikom 3.7.4.

Krivulja $k_{\text{ef}} = f(H/U)$ na slici 3.7.1. je proporcionalna krivulji $pf = f(H/U)$. Obje krivulje imaju maksimum kod iste vrijednosti H/U . Dodavanjem otopine borne kiseline u moderator veoma malo utječemo na faktor p (sposobnost usporavanja neutrona ostaje praktički neizmijenjena), ali bitno utječemo na faktor f. Faktor f naglje pada s povećanjem odnosa H/U jer je svakom atomu vodika (odnosno svakoj molekuli vode) pridodan dodatni apsorber. Maksimum krivulje pomiče se prema manjim vrijednostima H/U , tako da reaktor koji je prije dodavanja borne kiseline bio podmoderiran može nakon dodavanja postati nadmoderiran i time dobiti pozitivan temperaturni koeficijent reaktivnosti moderatora.



Slika 3.7.4. Efektivni multiplikacijski faktor k_{eff} u ovisnosti od odnosa broja atoma vodika i urana (H/U) u jezgri, koja sadrži i koja ne sadrži bornu kiselinu.

k_{eff} , f , p jezgra bez borne kiseline

k'_{eff} , f' , p' jezgra s bornom kiselinom

$A \rightarrow B$ preobražaj podmoderiranog reaktora u nadmoderirani zbog dodavanja borne kiseline

Fizikalno možemo tu pojavu jednostavno shvatiti činjenicom da prilikom temperaturne ekspanzije vode uslijed zagrijavanja iz jezgre ne izlaze samo atomi vodika nego i bora, čime se povećava njezina reaktivnost.

Promjena temperaturnog koeficijenta reaktivnosti moderatora mijenja se s odgorom slično kao i koncentracija tekućeg apsorbira, što je prikazano slikom 3.7.5.

Kombinirani utjecaj koncentracije tekućeg apsorbira i temperature na temperaturni koeficijent reaktivnosti moderatora ilustrira slika 3.7.6. Iz slike se jasno uočava prije objašnjena pojava da smanjenje temperature i povećanje koncentracije bora u jezgri pomiče temperaturni koeficijent reaktivnosti moderatora prema pozitivnim vrijednostima.

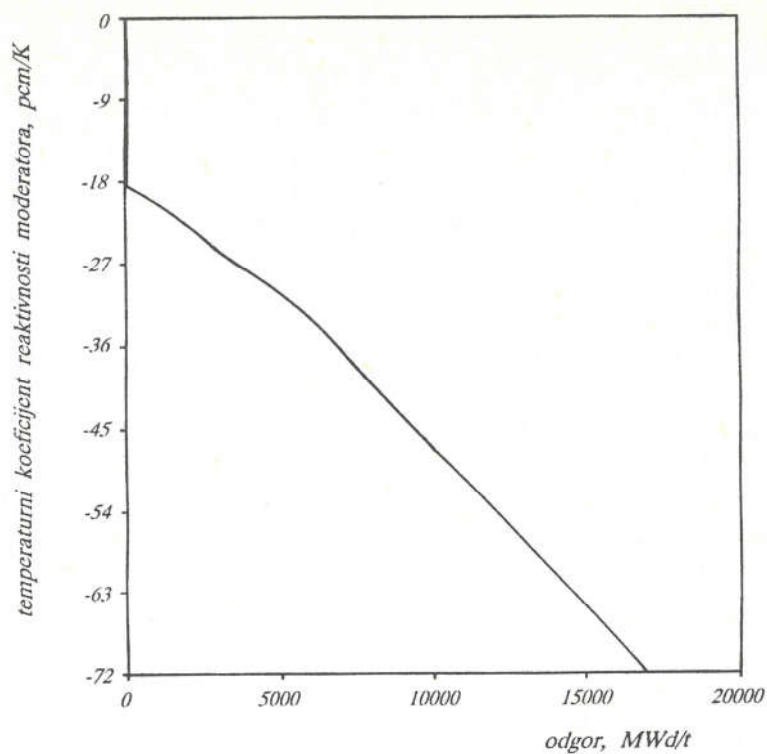
Na slici 3.7.6. dana je i krivulja koja se odnosi na svježju jezgru bez tekućih apsorbira, iako nema praktičnog značenja. Iz te je krivulje vidljivo da, ako i isključimo utjecaj bora, istrošena jezgra ima negativniji temperaturni koeficijent reaktivnosti nego svježja jezgra. Razlog je toj pojavi u jačem zakrivljenju neutronske toke, a time i u većem bijegu neutrona iz istrošene jezgre. U takvu slučaju utjecaj posljednjih dvaju članova u relaciji (3.7.4.) jače dolazi do izražaja. Kod istrošene se jezgre, naime, proizvodnja snage pomiče više prema periferiji zbog jačeg odgora goriva u sredini jezgre.

Primjer 3.7.3.

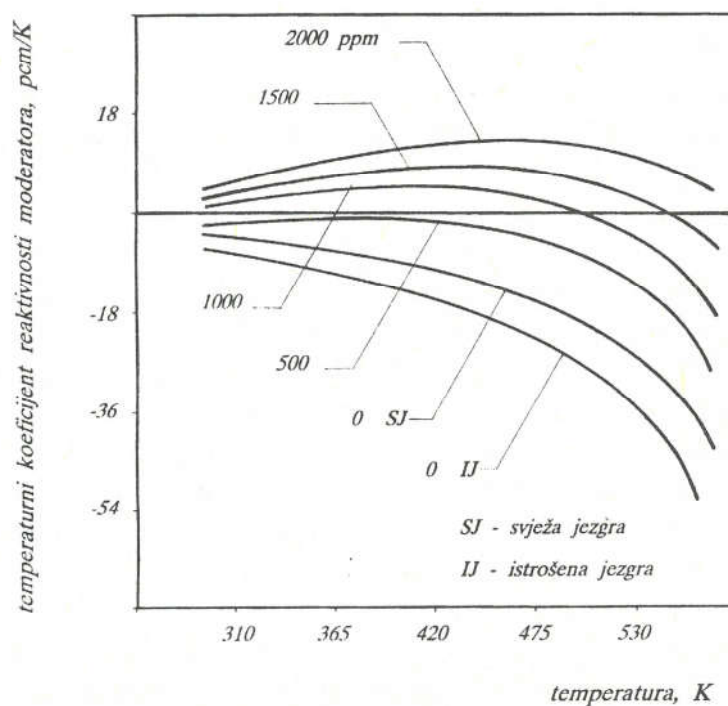
Tlakovodni reaktor sadrži nuklearno gorivo kojemu je prosječni odgor 5000 MWd/t. Na koji bi se iznos mogla ocijeniti promjena reaktivnosti tog reaktora ako se moderator s prosječnom pogonskom temperaturom 570 K ohladi tijekom prijelazne pojave za 10 K ?

Rješenje

Iz slike 3.7.2. možemo ocijeniti da je koncentracija bora u jezgri kod zadanog odgora oko 700 ppm. S druge strane, slika 3.7.6. pokazuje da se temperaturni koeficijent moderatora s



Slika 3.7.5. Temperaturni koeficijent reaktivnosti modera-
tora ovisan o odgoru nuklearnog goriva za kritičan reaktor
u kojemu koncentracija bora odgovara nominalnoj tem-
peraturi i izvučenim regulacijskim šipkama.



Slika 3.7.6. Temperaturni koeficijent reaktivnosti mo-
deratora ovisan o temperaturi i koncentraciji bora.

hlađenjem, posebno u blizini pogonskih temperatura (desni kraj slike) naglo mijenja prema manje negativnim vrijednostima.

Rješenje zadatka morali bismo potražiti integriranjem funkcije temperaturnog koeficijenta moderatora $\alpha_M(T)$ unutar danih temperatura $T_1 = 570$ K i $T_2 = 560$ K, tj. kao

$$\Delta\rho = \int_{T_1}^{T_2} \alpha_M(T) dT$$

Funkcija $\alpha_M(T)$ nije nam poznata (tim podatkom raspolaže projektant specifičnog nuklearnog postrojenja), stoga zadatak možemo riješiti samo veoma grubo. Zbog malene temperaturne razlike (10 K) smatrat ćemo da se funkcija $\alpha_M(T)$ u tom temperaturnom intervalu mijenja linearno. Slika 3.7.5. pak pokazuje da je kod označenog odgora i nominalne pogonske temperature temperaturni koeficijent moderatora približno -29 pcm/K. Na temelju tog podatka i slike 3.7.6., procijeniti ćemo da je srednja vrijednost temperaturnog koeficijenta moderatora u zadanom temperaturnom intervalu oko -20 pcm/k.

Uz takvu pretpostavku možemo ocijeniti da će hlađenjem moderatora za 10 K u reaktoru porasti reaktivnost za približno 200 pcm.

Izgorljivi apsorberi

S povećanjem koncentracije tekućeg apsorbera u jezgri reaktora pomiče se temperaturni koeficijent moderatora prema pozitivnijim vrijednostima. Ta pojava prati i hlađenje moderatora (vidi slike 3.7.4. i 3.7.6.).

Puštanje reaktora u pogon koji ima pozitivan temperaturni koeficijent moderatora nije propisima dopušteno. Stoga treba pronaći način da se smanji koncentracija tekućeg apsorbera kod svježje jezgre (kada je njegov utjecaj naizrazitiji).

Valja podsjetiti da usprkos nepovoljnom utjecaju na temperaturni koeficijent moderatora upotreba tekućih apsorbera ima mnogo više prednosti nego mana (ta je prednost pokazana i na reaktoru tipa VVER, koji kod prve serije nisu imali tekuće apsorbere, da bi ih kod kasnijih jedinica prihvatili kao standardno rješenje). Rješenje kojim se ublažavaju poteškoće kod primjene tekućih apsorbera (zbog pomaka temperaturnog koeficijenta moderatora prema pozitivnijim vrijednostima) je ugradnja krutih izgorljivih apsorbera u jezgru reaktora.

Izgorljivi apsorberi su metalne cijevi koje sadrže borosilikatno staklo. Istog su promjera kao i gorivne šipke i ugrađuju se u cijevi za učvršćenje kostura gorivnih elemenata. Ugradnjom izgorljivih apsorbera može se, za kompenzaciju iste reaktivnosti jezgre, smanjiti koncentracija tekućih apsorbera u jezgri. Reaktivnost krutih izgorljivih apsorbera ne ovisi o gustoći moderatora. Naime, s njima se, budući da su kruto vezani uz jezgru, ne mijenja količina apsorpcijskog materijala u jezgri s promjenom temperature i tako ne utječe na temperaturni koeficijent moderatora. Pojam "izgorljivi apsorber" znači da on "izgara" (smanjuje ukupni udarni presjek za apsorpciju neutrona) tijekom ozračenja neutronima u reaktoru. Utjecaj izgorljivog apsorbera na reaktivnost jezgre najveći je kod svježje jezgre, dok je kod istrošene jezgre mnogo manji. Treba se prisjetiti da je kod istrošene jezgre koncentracija tekućeg apsorbera mala, a temperaturni koeficijent reaktivnosti moderatora najnegativniji. Uz te okolnosti funkcija izgorljivog apsorbera postaje nepotrebna.

Na slici 3.7.2. prikazan je upliv ugradnje izgorljivih apsorbera na smanjenje koncentracije tekućeg apsorbera u jezgri.

Primjer 3.7.4.

Na temelju slika 3.7.2. i 3.7.6. treba procijeniti promjenu temperaturnog koeficijenta reaktivnosti moderatora u jezgri sa svježim gorivom i raznotežnim zatrovanjem ksenonom zbog ugradnje izgorljivih apsorbera.

Rješenje

Iz slike 3.7.2. proizlazi da se ugradnjom izgorljivih apsorbera kod jezgre sa svježim gorivom i nakon postizavanja ravnotežne koncentracije ksenona postiglo smanjenje koncentracije bora u jezgri s oko 1680 na 950 ppm.

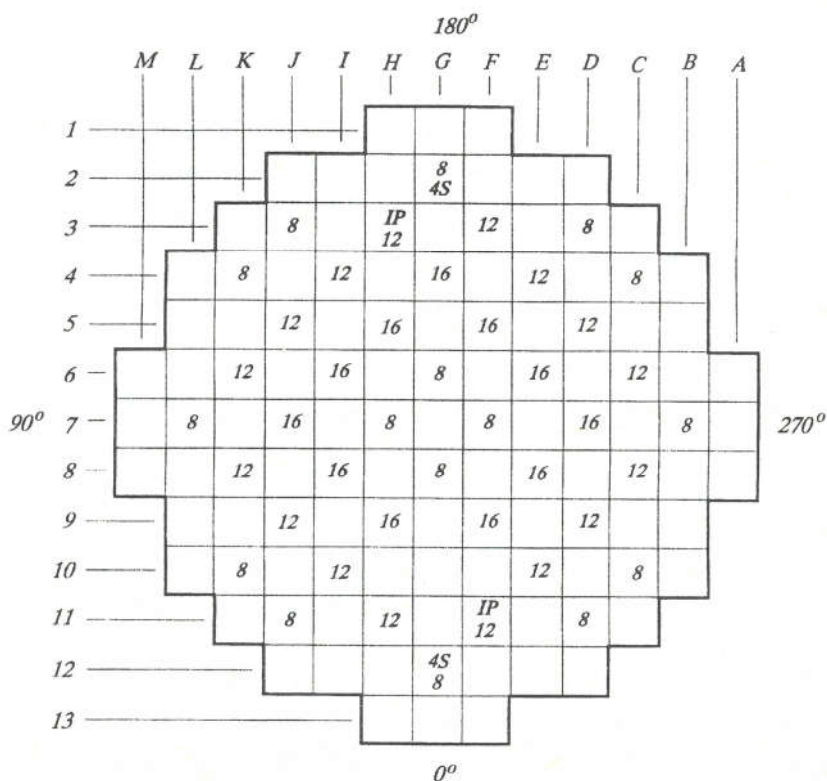
Iz slike pak 3.7.6. možemo za te koncentracije ksenona i pri reaktoru na radnoj temperaturi (desni kraj krivulja na slici) grubo ocijeniti;

- za koncentraciju bora 1680 ppm $\alpha_M \approx -2 \text{ pcm/K}$
- za koncentraciju bora 950 ppm $\alpha_M \approx -21 \text{ pcm/K}$

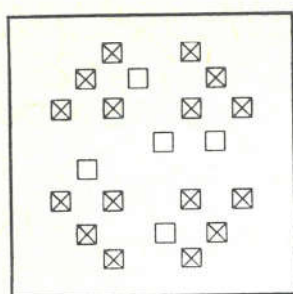
Utjecaj ugradnje izgorljivih apsorbera na pomak temperaturnog koeficijenta moderatora prema negativnijim vrijednostima je iz ovog primjera očigledan.

Broj ugrađenih izgorljivih apsorbera u gorivnim elementima varira zbog optimalnog prilagođenja raspodjeli neutronskega toka u jezgri reaktora. Primjera radi, za jezgru NE Krško prikazan je slikom 3.7.7. raspored izgorljivih apsorbera u gorivnim elementima prve jezgre s 8, 12 i 16 izgorljivih apsorbera po gorivnom elementu.

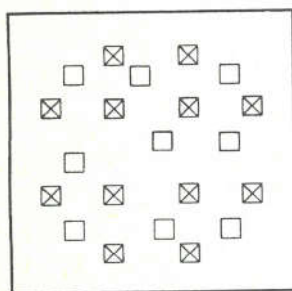
Na slici je pokazan i položaj primarnih i sekundarnih neutronske izvora potrebnih prilikom približavanja kritičnosti reaktora. Jasno je da gorivni elementi koji sadrže izgorljive apsorbere ne mogu sadržavati regulacijske ni zaustavne šipke (usporedi sliku 3.7.8. sa slikom 3.3.12.).



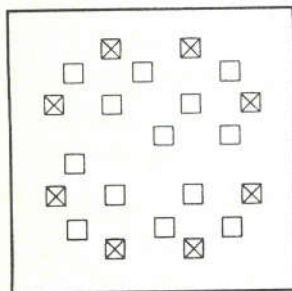
Slika 3.7.7. Raspored izgorljivih apsorbera s 8, 12 i 16 apsorpcijskih šipki te primarnih (1P) i sekundarnih (4S) neutronske izvora u jezgri reaktora.



16 šipki



12 šipki



8 šipki

Slika 3.7.8. Raspored izgorljivih apsorbera s 8, 12 i 16 šipki. Šipke apsorbera smještene su u cijevi za učvršćenje u gorivnom elementu.

apsolutna vrijednost Dopplerova koeficijenta postaje manja. To se dovodi u vezu s pojavom zasićenja u širenju energetskih područja rezonantnih apsorpcija ^{238}U pri porastu temperature. Ovisnost Dopplerova koeficijenta svježe i istrošene jezgre o temperaturi prikazana je slikom 3.7.9.

Iz slike se može ustanoviti da razlika između temperaturnog koeficijenta goriva svježe i istrošene jezgre nije bitna. Male razlike pri nižim temperaturama treba pripisati utjecaju rezonantne apsorpcije neutrona u nastalom izotopu ^{240}Pu , a pri višim temperaturama boljem hlađenju goriva zbog priljubljenije obloge (tijekom odgora goriva obloga se zbog puzanja metala sve više priljubljuje uz gorivnu šipku). Osim toga se i profil neutronskog toka u gorivnom elementu mijenja zbog većeg odgora perifernog sloja (veći udio u proizvodnji snage preuzima unutrašnjost gorivne šipke, gdje je temperatura goriva viša). Budući da tijekom pogona reaktora temperature goriva odgovaraju desnom kraju krivulje na slici 3.7.9., možemo reći da je kod svježe jezgre Dopplerov koeficijent nešto negativniji nego kod istrošene jezgre.

Raspored izgorljivih apsorbera u cijevima za ukrućenje gorivnog elementa prikazan je slikom 3.7.8.

Temperaturni koeficijent reaktivnosti goriva

Temperaturni koeficijent reaktivnosti nuklearnog goriva ovisi o promjeni rezonantne apsorpcije neutrona urana s temperaturom (UNE, 8.6). Analize pokazuju da kod slabo obogaćenog urana prevladava u rezonantnom području apsorpcija neutrona u izotopu ^{238}U . S povećanjem temperature širi se područje energije rezonantne apsorpcije ^{238}U , iz čega proizlazi povećana apsorpcija neutrona u tom izotopu urana i spoznaja da temperaturni koeficijent reaktivnosti **može biti samo negativan**. Budući da je proces interakcije atoma urana koji osciliraju zbog djelovanja temperature i neutrona sličan Dopplerovu efektu u akustici, uobičajeno je temperaturni koeficijent reaktivnosti nuklearnog goriva označavati kao Dopplerov koeficijent.

Ovisnost Dopplerova koeficijenta o temperaturi goriva može se izraziti jednostavnim empiričkim izrazom (UNE, izraz 8.6.20):

$$\alpha_D = \ln p(300\text{ K}) \frac{\beta_1}{2\sqrt{T}}, \quad (3.7.6.)$$

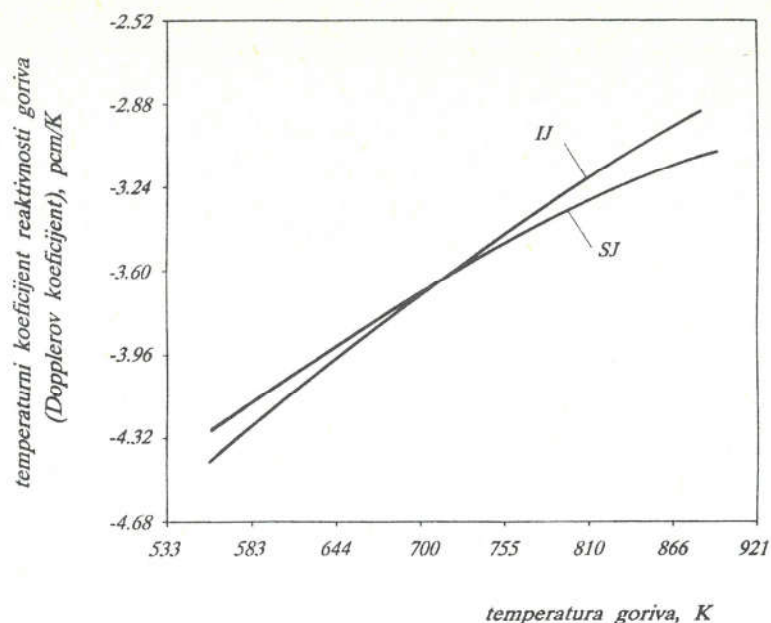
gdje je

α_D	Dopplerov koeficijent
$p(300\text{ K})$	faktor vjerojatnosti izbjegavanja rezonantne apsorpcije kod 300 K
T	apsolutna temperatura

$$\beta_1 = 6,1 \times 10^{-4} + \frac{0,0094}{r\rho}$$

r	polumjer šipke goriva u cm
ρ	gustoća goriva u g/cm^3

Izraz (3.7.6.) očigledno potvrđuje već pokazanu činjenicu da je Dopplerov koeficijent uvijek negativan (faktor p je uvijek manji od jedinice). Također pokazuje da pri porastu temperature



Slika 3.7.9. Temperaturni koeficijent reaktivnosti goriva (Dopplerov koeficijent) ovisan o temperaturi goriva.

Primjer 3.7.5.

Kolika je promjena reaktivnosti istrošene jezgre reaktora zbog Dopplerova koeficijenta reaktivnosti ako pri povećanju snage reaktora prosječna temperatura nuklearnog goriva naraste s 580 na 860 K ?

Rješenje

Na temelju slike 3.7.9. možemo ocijeniti vrijednosti Dopplerova koeficijenta:

- za 860 K $\alpha_D \approx -3,05$ pcm/K
- za 580 K $\alpha_D \approx -4,30$ pcm/K

Ako kao prvu aproksimaciju prihvatimo linearnu promjenu Dopplerova koeficijenta u danom temperaturnom intervalu, možemo pisati

$$\Delta \rho \approx \alpha_D(\text{sr}) \Delta T = -3,68 \times 280 = -1030 \text{ pcm},$$

gdje je α_D (sr) srednja vrijednost Dopplerova koeficijenta u temperaturnom intervalu. Vidi sličan primjer riješen korištenjem izraza (3.7.6.), UNE, primjer 8.6.3.

Utjecaj šupljina u moderatoru na reaktivnost jezgre

Kod tlakovodnog reaktora može doći do lokalnog kipljenja u najtoplijem dijelu jezgre. Lokalno kipljenje utječe na reaktivnost slično kao i grijanje moderatora, jer se u oba slučaja smanjuje u jezgri količina moderatora. Analiza provedena za objašnjenje temperaturnog koeficijenta moderatora vrijedi uglavnom i za objašnjenje utjecaja šupljina na reaktivnost. Lokalnim se isparivanjem povećava rezonantna apsorpcija i bijeg neutrona, što rezultira smanjenjem reaktivnosti reaktora.

Utjecaj lokalnog isparivanja na reaktivnost kvantificira se tzv. koeficijentom šupljina (u literaturi se navodi kao *void coefficient*), kojemu je definicija:

$$\alpha_v = \frac{\Delta\rho}{\% \text{ volumena jezgre zauzet šupljinama}} \left(\frac{\text{pcm}}{\%} \right), \quad (3.7.7.)$$

Koeficijent šupljina je, analogno kao i temperaturni koeficijent reaktivnosti moderatora, uglavnom negativan. Pozitivan može biti jedino pri velikoj koncentraciji bora u jezgri. Zbog male koncentracije bora kod istrošene jezgre negativniji je nego kod svježe jezgre.

Tipične vrijednosti koeficijenta reaktivnosti šupljina za tlakovodni reaktor tipa PWR jesu:

- za svježu jezgru - 20 pcm / %
- za istrošenu jezgru - 100 pcm / %.

Udio šupljina u jezgri tlakovodnog reaktora redovno nije veći od 0,5 % .

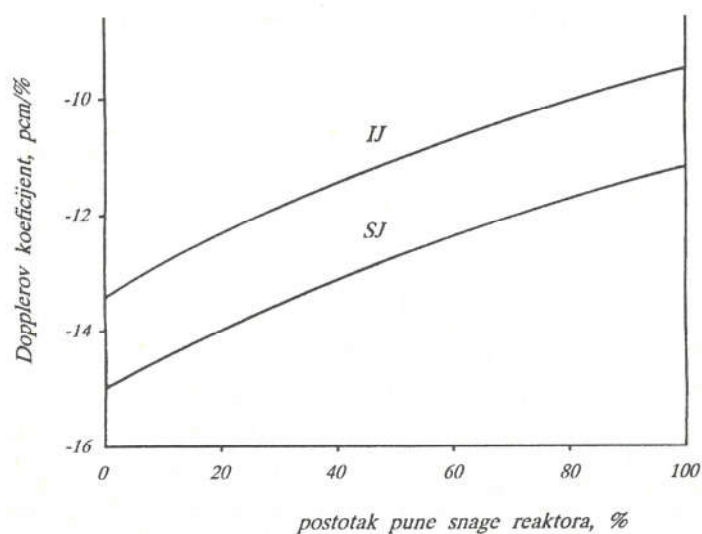
Promjena reaktivnosti kod promjene snage reaktora

Snaga reaktora je parametar neposredno vezan uz pogonske postupke i podložan izravnom mjerenju. Temperature u reaktoru, posebno temperature goriva, nisu toliko poznate da bi se iz predviđanja njihovih promjena mogla ocijeniti reaktivnost reaktora. Projektom pak reaktora kao i djelovanjem njegova regulacijskog sustava je na jednoznačan način postavljena veza između promjena snage reaktora i promjena temperatura (koje se mogu odnositi na temperature nuklearnog goriva ili na prosječne temperature u reaktoru).

Moguće je dakle ustanoviti odnos promjene temperature ΔT i promjene snage ΔP (koja se obično mjeri u postocima pune snage). Na temelju tog odnosa i temperaturnog koeficijenta reaktivnosti moguće je definirati **koeficijent reaktivnosti snage reaktora** kao

$$\alpha_p = \frac{\Delta\rho}{\Delta P} = \frac{\Delta\rho}{\Delta T} \frac{\Delta T}{\Delta P} \frac{\text{pcm}}{\% \text{ promjene snage}}. \quad (3.7.8.)$$

Radi uvida u razliku između temperaturnog koeficijenta reaktivnosti i koeficijenta reaktivnosti snage možemo razmotriti slike 3.7.9. i 3.7.10. Slika 3.7.9. pokazuje da između svježe i istrošene jezgre gotovo nema razlike kada je u pitanju temperaturni koeficijent reaktivnosti goriva. Međutim, iz slike 3.7.10. je vidljivo da je razlika značajnija kada se Dopplerov koeficijent promatra u funkciji snage reaktora. Naime, kada reaktor radi na nekoj razini



Slika 3.7.10. Dopplerov koeficijent ovisan o snazi reaktora za svježu (SJ) i istrošenu jezgru (IJ).

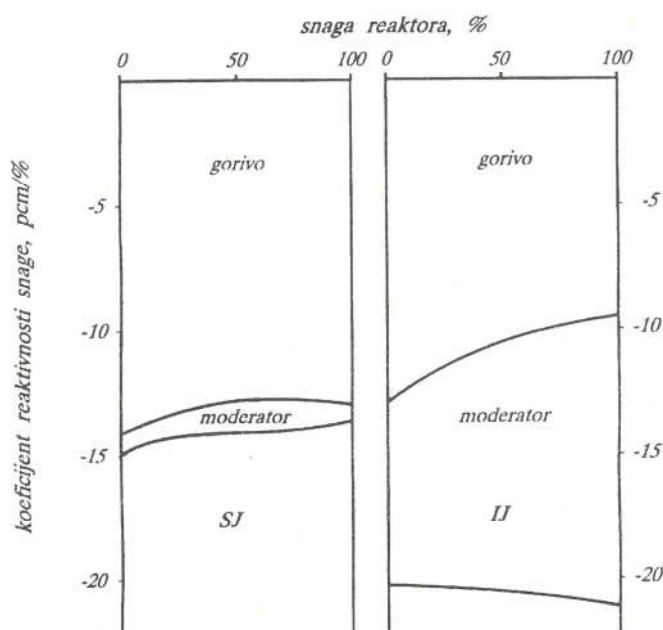
snage, temperature goriva odgovaraju temperaturama na desnom kraju slike 3.7.9., gdje su vrijednosti Dopplera koeficijenta kod svježe jezgre na svim razinama snage negativnije.

Snaga reaktora može se mijenjati u određenom intervalu, i nas obično zanima kolika je promjena reaktivnosti zbog promjene snage u tom intervalu. U priručnicima za operatore reaktora taj se iznos reaktivnosti naziva **defekt snage**.

Ako uzmemo da se snaga promijenila od P_1 na P_2 , defekt snage biti će kvantificiran izrazom

$$\int_{P_1}^{P_2} \alpha_P dP \text{ pcm.}$$

Na slici 3.7.11. je za tipični tlakovodni reaktor dan koeficijent reaktivnosti snage svježe i istrošene jezgre ovisno o snazi, a na slici 3.7.12. defekt snage svježe i istrošene jezgre, također ovisno o snazi (izraženoj u postocima pune snage reaktora).



Slika 3.7.11. Koeficijent reaktivnosti snage za nuklearno gorivo i moderator kod svježe (SJ) i istrošene (IJ) jezgre.

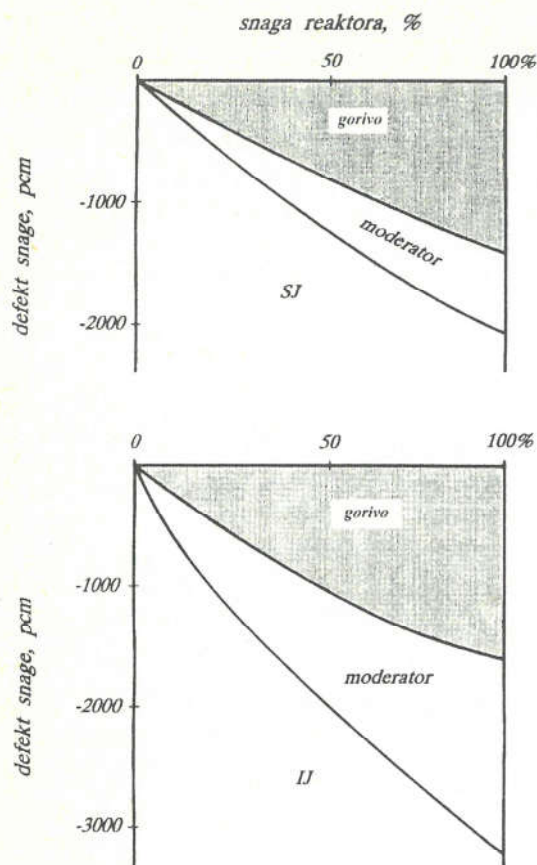
Iz slika se razabire da bitnu razliku između koeficijenta snage i defekta snage svježe i istrošene unosi utjecaj moderatora (što proizlazi, prema prijašnjem objašnjenju, iz razlike u koncentraciji bora u jezgri).

Primjer 3.7.6.

Koliku reaktivnost unosi u reaktor smanjenje njegove snage od pune snage na 75% pune snage kada je jezgra svježa i kada je istrošena? Koliki doprinos toj promjeni reaktivnosti daje promjena temperature goriva, a koliki promjena temperature moderatora?

Rješenje

Zadatak ćemo približno riješiti primjenom slika 3.7.12. i 3.7.10. Iz slike 3.7.12. možemo odčitati veličinu defekta snage svježe i istrošene jezgre kod 100% nominalne snage i kod 75% nominalne snage.



Slika 3.7.12. Defekt snage svježe (SJ) i istrošene (IJ) jezgre ovisan o snazi reaktora. Posebno je prikazan utjecaj nuklearnog goriva i moderatora.

Snaga	Svježa jezgra	Istrošena jezgra
100%	- 2000 pcm	- 3200 pcm
75%	- 1500 pcm	- 2600 pcm

Promjena defekta snage (tj. porast reaktivnosti jezgre kod smanjenja snage radi hlađenja nuklearnog goriva i moderatora) iznosi kod svježe jezgre oko 500 pcm, a kod istrošene jezgre oko 600 pcm.

Udio koji promjenama reaktivnosti u danom opsegu snage daje promjena temperature nuklearnog goriva možemo također procijeniti iz slike 3.7.12., ali se to s većom točnošću može učiniti ako se poslužimo podacima iz slike 3.7.10.

Iz te slike proizlazi da približne prosječne vrijednosti Dopplerova koeficijenta po postotku promjene snage u opsegu od 75 % do 100 % pune snage iznose:

- kod svježe jezgre – 11,4 pcm / %
- kod istrošene jezgre – 9,6 pcm / %

Iz navedenih podataka proizlazi da je utjecaj nuklearnog goriva u promjenama reaktivnosti jezgre:

- za svježu jezgru
 $\Delta\rho_D = -25 \times (-11,4) = 285 \text{ pcm}$
- za istrošenu jezgru
 $\Delta\rho_D = -25 \times (-9,6) = 240 \text{ pcm.}$

Kod istrošene jezgre i promjene snage u zadanom opsegu gorivo pridonosi ukupnoj promjeni reaktivnosti jezgre oko 40 %, a kod svježe jezgre oko 57 %.

Zatrovanje reaktora fisijskim proizvodima

Zatrovanje reaktora fisijskim proizvodima (UNE, 8.7) dovodi do povećane apsorpcije neutrona, ponajprije termičkih neutrona. Time se smanjuje faktor iskorištenja termičkih neutrona i reaktivnost, što se može iskazati relacijom

$$\Delta\rho \approx 1 - \frac{f}{f'} = - \frac{\sum_{ap}}{\sum_{aT}}, \quad (3.7.9.)$$

gdje je

- f i f' faktor iskorištenja termičkih neutrona nezatrovanog i zatrovanog reaktora ($f' < f$)
- $\sum_{ap}$ makroskopski udarni apsorpcijski presjek za termičke neutrone nastalih fisijskih proizvoda koji truju reaktor i
- $\sum_{aT}$ makroskopski presjek svih apsorbata termičkih neutrona u reaktoru.

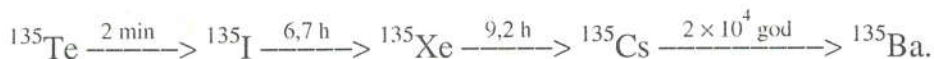
Među fisijskim proizvodima koji truju reaktor najvažniji je izotop ksenona ^{135}Xe . Osim tog izotopa važan je, iako bitno manje, i izotop samarija ^{149}Sm . Utjecaj tih izotopa na rad tlakovodnog reaktora posebno će se razmotriti.

Zatrovanje reaktora ksenonom

Kao što je već navedeno, najizrazitiji utjecaj na reaktivnost ima zatrovanje izotopom ksenona ^{135}Xe . Uzrok je takvu utjecaju u veoma velikom presjeku za apsorpciju termičkih neutrona tog izotopa ($\sigma_a \approx 3000.000 \times 10^{-28} \text{ m}^2$), ali i u njegovu relativno visokom sadržaju u proizvodima fisije.

Količina izotopa ^{135}Xe u fisijskim proizvodima ^{235}U potječe manjim dijelom izravno iz fisija (svega oko 0,3% fisija neposredno generira ^{135}Xe), a mnogo većim dijelom iz radioaktivnog raspada izotopa telura ^{135}Te , koji nastaje u 6,1% fisija.

Izotop ^{135}Te je radioaktivan s poluvremenom raspada od svega 2 minute, a raspada se uz β i γ emisije prema shemi,



Izotop ^{135}Ba na kraju radioaktivnog lanca je stabilan.

Poluvrijeme radioaktivnog raspada ^{135}Te je vrlo kratko s obzirom na poluvrijeme raspada izotopa joda (^{135}I), pa ga možemo zanemariti (tj. izjednačiti s nulom), smatrajući da ^{135}I nastaje izravno u fisijama.

Koncentracija ksenona u stacionarnom stanju X_{e0} (koja slijedi iz bilance ksenona u reaktoru postavljene na osnovi navedene sheme raspada u funkciji neutronskog toka Φ_0 za gorivo ^{135}U) dobiva se iz relacije (vidi UNE izraz 8.7.6.),

$$X_{e0} = \frac{\lambda_I I_0 + 0,003 \sum_f \Phi_0}{\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe} \Phi_0} = \frac{0,064 \sum_f \Phi_0}{\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe} \Phi_0},$$

gdje su,

$\lambda_{Xe}, \sigma_{Xe}$	konstanta radioaktivnog raspada i udarni presjek za apsorpciju termičkih neutrona u izotopu ^{135}Xe
λ_I	konstanta radioaktivnog raspada izotopa ^{135}I
$\sum_f$	makroskopski udarni presjek ^{135}U za fisiju s termičkim neutronima.

Nakon puštanja reaktora u pogon potrebno je neko vrijeme da se postigne ravnotežna koncentracija ksenona. To vrijeme, koje odgovara vremenu naglog smanjivanja početne koncentracije bora prikazanog slikom 3.7.2., iznosi oko 40 sati. Slika 3.7.13. prikazuje promjenu reaktivnosti, odnosno zatrovanja, zbog nakupljanja ksenona nakon puštanja reaktora u pogon.

Primjer 3.7.7.

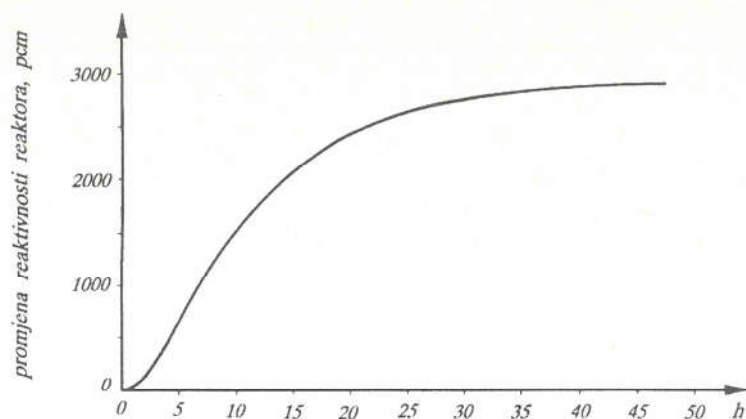
Treba odrediti približan iznos promjene koncentracije bora u reaktoru kod kojega nakupljanje ksenona prati karakteristiku prikazanu slikom 3.7.13.

Rješenje

Iz slike 3.7.13. možemo odčitati da je negativna reaktivnost koju ksenon unosi u jezgru dok postigne svoju ravnotežnu koncentraciju oko 2900 pcm. Vrijednost pak bora za svježiju jezgru je, prema slici 3.7.3., oko 8,8 pcm/ppm.

Potrebna promjena koncentracije bora za kompenzaciju reaktivnosti je približno $2900 / 8,8 = 330 \text{ ppm}$.

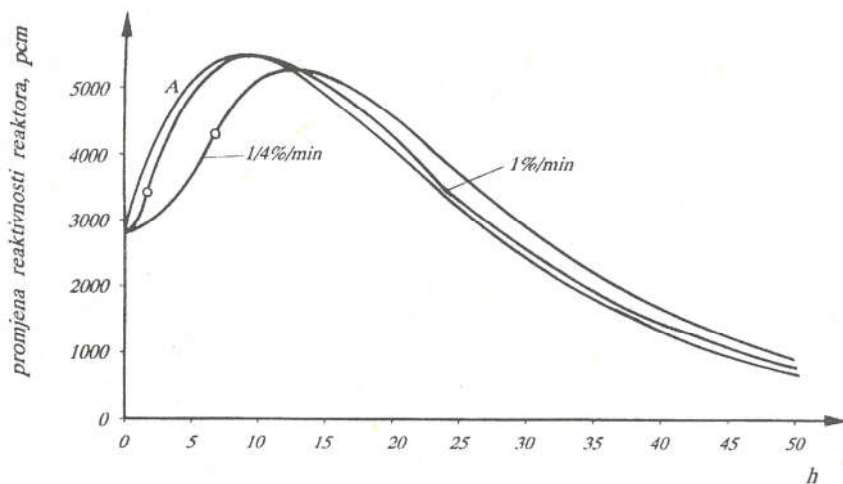
Usporedi rezultat sa slikom 3.7.2.!



Slika 3.7.13. Promjena reaktivnosti reaktora zbog porasta koncentracije ksenona u jezgri pri porastu snage reaktora od 0 do 100% s brzinom 1%/min. Početna koncentracija ksenona je ravna nuli.

Prosječan neutronske tok u tlakovodnom reaktoru kod nominalne snage je oko 2×10^{13} neutrona / $\text{cm}^2 \cdot \text{s}$.

Pri razmatranju utjecaja ksenona na reaktivnost reaktora naglašava se da je najbitniji utjecaj na reaktivnost i rad reaktora prilikom promjene snage, pri čemu je taj utjecaj posebno izražen ako se reaktor naglo obustavi (UNE, izraz 8.7.11. i slika 8.7.1.). U tom slučaju, naime, zbog kraćeg vremena poluraspada joda od vremena poluraspada ksenona, dolazi do nakupljanja ksenona u jezgri i znatnog pada reaktivnosti. Ta pojava, poznata inače kao ksenonska jama, ilustrirana je za tlakovodni reaktor slikom 3.7.14. Slika uključuje nagli ispad reaktora iz pune snage kao i slučajeve kada snaga pada sporije (pad snage 1 % u minuti i 0,25 % u minuti). Analiza te pojave pokazuje da reaktivnost unesena ksenonom u jezgru nakon ispada reaktora bitno ovisi o neutronske toku, odnosno o snazi na kojoj je reaktor radio prije ispada.



Slika 3.7.14. Promjena reaktivnosti reaktora zbog promjene koncentracije ksenona nakon obustave pogona. Snaga reaktora se smanjuje skokovito (krivulja A), sa 1%/min i 0,25%/min. Kružići označuju vrijeme obustave reaktora.

Primjer 3.7.8.

Reaktor, koji je radio na punoj snazi i kod kojega je koncentracija ksenona u jezgri dosegla ravnotežni iznos, naglo je ispao iz pogona i ostao u stanju tople obustave.

Uz pretpostavku da se reaktoru odluči vratiti kritičnost radi ponovnog kretanja u pogon 15 sati nakon ispada za koliko bismo i na koji iznos morali smanjiti koncentraciju bora u jezgri ako je prosječan odgor nuklearnog goriva u jezgri 4000 MWd/t.

Rješenje

Iz slike 3.7.14. možemo odčitati da dodatna negativna reaktivnost koju nakupljanje ksenona unosi u jezgru 15 sati nakon ispada reaktora iz pune snage iznosi oko 1800 pcm iznad reaktivnosti u stacionarnom stanju. Iz tog stanja reaktivnost nakon nekih daljih 11 sati pada na vrijednost iz stacionarnog stanja.

Iz slike 3.7.3. proizlazi da vrijednost bora kod odgora 4000 MWd/t iznosi oko 8.55 pcm/ppm. Dobiveni podaci određuju da bismo zbog postojanja ksenonske jame morali koncentraciju bora u primarnom hladilu smanjiti za oko 210 ppm s obzirom na stacionarno stanje. Ako sada na temelju slike 3.7.2. ocijenimo da ravnotežna koncentracija bora u jezgri s odgorom od 4000 MWd/t iznosi oko 800 ppm, smanjenje koncentracije bora, koje bi dopustilo kretanje s reaktorom u pogon 11 sati prije postizanja ravnotežne koncentracije ksenona u jezgri, moglo bi se izvesti zamjenom oko 35 % mase vode u primarnom krugu s demineraliziranom vodom.

Tijekom pogona nuklearne elektrane se ponekad traži djelomična promjena neutronskog toka u reaktoru, koja rezultira iz potrebe za promjenom snage elektrane, ovisno o potrošnji električne energije. Vremenska promjena koncentracije ksenona i reaktivnosti koja prati vremenski promjenjiv neutronske tok dobiva se integracijom diferencijalnih jednadžbi koncentracije joda i ksenona (izotopi ^{135}I i ^{135}Xe) u reaktoru (UNE, 8.7) uz primjenu odgovarajućih početnih uvjeta:

$$\frac{dI}{dt} = -\lambda_I I - \sigma_I \Phi(t) I + 0,061 \sum_r \Phi(t)$$

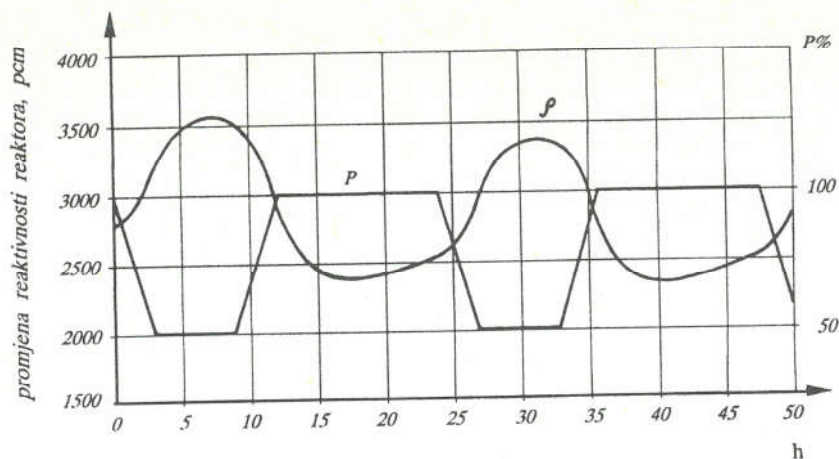
$$\frac{dXe}{dt} = -\lambda_{Xe} Xe - \sigma_{Xe} \Phi(t) Xe + \lambda_I I + 0,003 \sum_r \Phi(t),$$

gdje je $\Phi(t)$ vremenski promjenjiv tok neutrona.

U specijalnom slučaju dnevno-noćne promjene snage reaktora između 50 % i 100 % nominalne snage promjena koncentracije ksenona rezultira kolebanjem reaktivnosti prema slici 3.7.15.

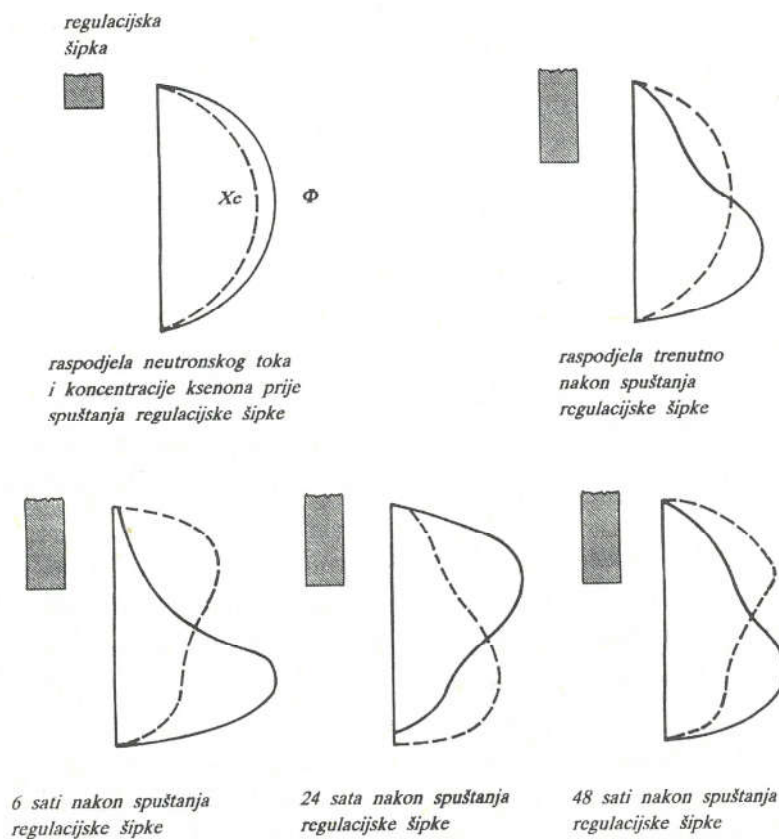
Kolebanje reaktivnosti zbog promjene koncentracije ksenona može uslijediti i pri mijenjanju raspodjele snage u reaktoru. Takav je slučaj prikazan slikom 3.7.16.

Pri dubljem uronjavanju regulacijskih šipki potiskuje se neutronske tok (a time i snaga) u gornjem dijelu jezgre. Održavanje iste snage reaktora pretpostavlja zadržavanje integralne vrijednosti neutronskog toka konstantnom (što znači da integral $\int \Phi dz$ ostaje praktički konstantan). Potiskivanje neutronskog toka u gornjem dijelu jezgre mora rezultirati njegovim povećanjem u donjem dijelu jezgre. Time se izaziva povećanje koncentracije ksenona i dodatno potiskuje snagu u gornjem, a povećanje snage u donjem dijelu jezgre. Nakon toga dolazi do obratne pojave. Ksenon u gornjem dijelu jezgre počinje smanjivati koncentraciju zbog radioaktivnog raspada, a u donjem povećavati zbog povećane generacije (povećana snaga i neutronske tok). Smanjenje koncentracije ksenona u gornjem dijelu



Slika 3.7.15. Promjena reaktivnosti reaktora zbog promjene koncentracije ksenona kod cikličke promjene snage. Snaga reaktora mijenja se prema slici u granicama između 50% i 100% nominalne snage.

unositi pozitivnu reaktivnost koja nadvladava negativnu reaktivnost zbog uronjene šipke i snaga se u gornjem dijelu jezgre počinje povećavati uz odgovarajuće smanjenje u donjem dijelu jezgre. Ponovo povećanje koncentracije ksenona u gornjem dijelu jezgre smanjuje u



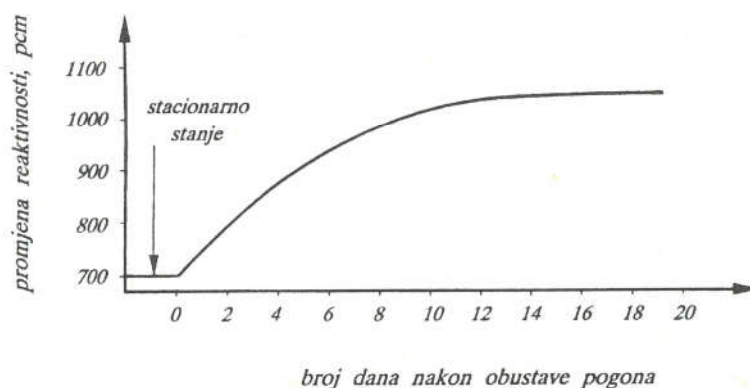
Slika 3.7.16. Aksijalne oscilacije neutronskega toka i generirane snage nakon djelomičnog spuštanja regulacijskih šipki u jezgru.

tom dijelu snagu, čime se slika raspodjele vraća na početak. Trajanje jednog perioda opisanog kolebanja snage traje oko 48 sati. Faze opisane pojave mogu se pratiti na slici 3.7.16.

Pojava je poznata kao aksijalna oscilacija ksenona i ponekad može pogonu reaktora izazvati poteškoće.

Zatrovanje samarijem

Zatrovanje izotopom samarija ^{149}Sm (mikroskopski udarni presjek za apsorpciju termičkih neutrona u tom izotopu iznosi oko $50000 \times 10^{-28} \text{ m}^2$) obično se navodi posebno iako je to zatrovanje mnogo manje nego zatrovanje ksenonom. Prije je navedena tipična vrijednost reaktivnosti zbog ravnotežnog zatrovanja ksenonom: 2800 pcm. Odgovarajuća vrijednost za samarij je oko 4 puta manja, iznosi oko 700 pcm. Nakon nagle obustave reaktora negativna reaktivnost zbog nakupljanja ksenona raste na preko 5000 pcm (vidi sliku 3.7.14.), a kod samarija je ta vrijednost nešto veća od 1000 pcm (slika 3.7.17.). Maksimalna koncentracija samarija u jezgri nastaje oko 12 dana nakon obustave reaktora. Porast koncentracije posljedica je stvaranja izotopa ^{149}Sm radioaktivnim raspadom nuklida ^{149}Pm koji ima vrijeme poluraspada od 47 sati.



Slika 3.7.17. Promjena reaktivnosti reaktora nakon obustave pogona zbog promjene koncentracije samarija u jezgri. Prije obustave pogona reaktor je radio na nominalnoj snazi.

Značajno je primijetiti da je izotop samarija ^{149}Sm stabilan, pa mu se, za razliku od izotopa ksenona ^{135}Xe , koncentracija ne smanjuje dok je reaktor izvan pogona. Tek nakon kretanja s reaktorom u pogon možemo višak nastalog samarija "izgorjeti" u neutronsom polju, da bi mu se koncentracija svela ponovo na iznos koji odgovara koncentraciji u stacionarnom stanju. Samarij se u jezgri dakle ponaša kao brzo izgorljiv apsorber.

Prilikom puštanja reaktora u pogon, nakon obustave u kojoj je postignuta maksimalna koncentracija samarija, moramo koncentraciju bora u jezgri dodatno smanjiti radi postizavanja kritičnosti reaktora.

Primjer 3.7.9.

Koliko moramo, da bismo postigli kritičnost zbog nakupljanja samarija, dodatno smanjiti koncentraciju bora u reaktoru koji, nakon što je duže vrijeme radio na nominalnoj snazi, kreće u pogon 10 dana nakon ispada iz pogona.

Rješenje

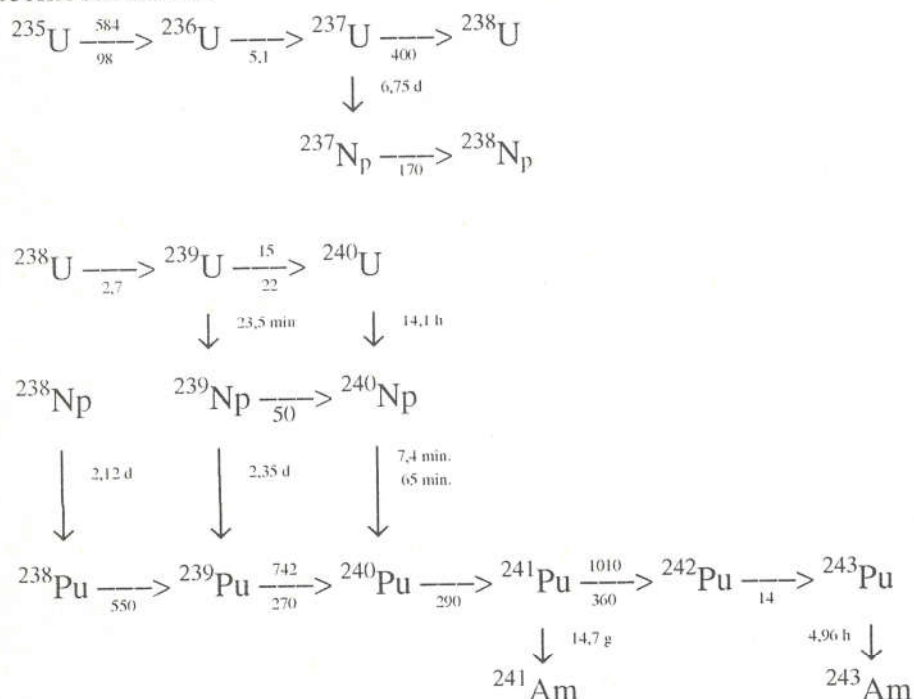
Iz slike 3.7.17. vidimo da je negativna reaktivnost koju unosi samarij u jezgru oko 700 pcm kada reaktor radi u stacionarnom pogonu i da oko 10 dana nakon ispada iz pogona naraste na oko 1000 pcm.

Pretpostavimo li da je jezgra svježa, vrijednost bora je oko 8,8 pcm/ppm.

Dodatno smanjenje koncentracije bora zbog nakupljanja samarija iznosi 114 ppm u trenutku postizanja kritičnosti, da bi pri postizanju ravnotežnog stanja ta vrijednost pala na oko 80 ppm.

Promjena izotopnog sastava nuklearnog goriva tijekom pogona

Zbog fisija i apsorpcija neutrona tijekom pogona reaktora mijenja se sastav nuklearnog goriva (UNE, 8.8). Nuklearne reakcije izotopa urana s neutronima sažeto se mogu prikazati sljedećim shemama



Brojke ispod horizontalnih strelica su mikroskopski udarni presjeci za uhvat neutrona u 10^{-28} m^2 , a iznad strelica mikroskopski udarni presjeci za fisiju; uz vertikalne crte su navedena vremena poluraspada nuklida (β raspad).

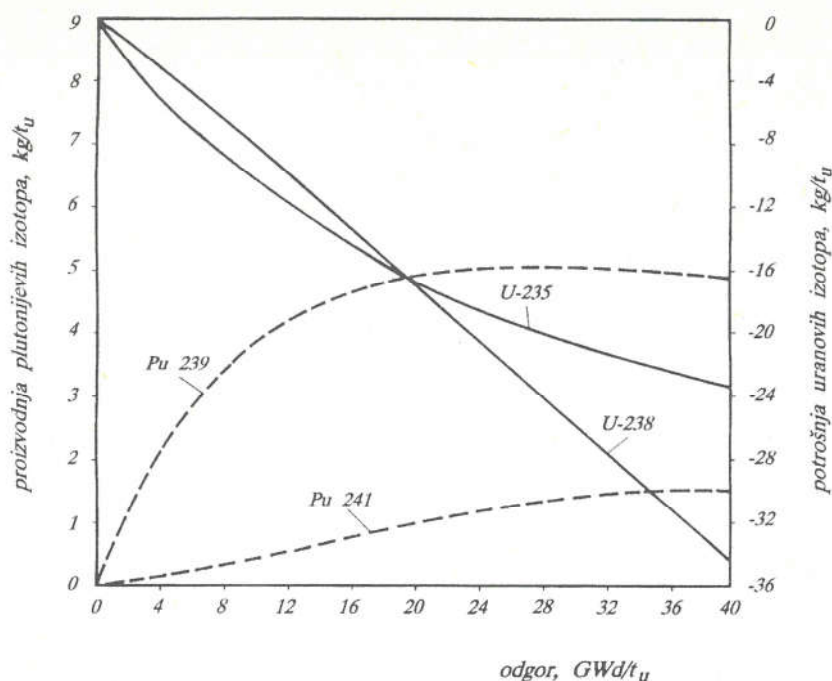
Nuklid ^{238}Np na donjoj shemi nastaje iz nuklida ^{237}Np (gornja shema) uhvatom neutrona.

Neparni izotopi plutonija (^{239}Pu , ^{241}Pu , ^{243}Pu) poznati su i kao fisibilni izotopi plutonija, jer su (slično kao ^{235}U) podložni fisijama s termičkim neutronima. Nasuprot tome parni izotopi (^{240}Pu , ^{242}Pu) su podložni fisijama samo s neutronima viših energija (u području 1 do 2 MeV), i u tom pogledu slični su izotopu ^{238}U .

Tijekom odgora nuklearnog goriva mijenja se postupno njegov izotopni sastav. Za najvažnije izotope to je prikazano slikom 3.7.18.

Primjer 3.7.10.

Na temelju slike 3.7.18. treba ocijeniti sastav fisibilnih izotopa u nuklearnom gorivu tlakovodnog reaktora i faktor konverzije nakon odgora od 12 000 MWd/t. Početno obogaćenje goriva je 3,1 %.



Slika 3.7.18. Promjena izotopnog sastava nuklearnog goriva ovisan o odgoru.

Rješenje

Slika 3.7.18. pokazuje da je nakon danog odgora potrošnja odnosno proizvodnja teških izotopa po toni urana približno sljedeća:

^{238}U 10 kg, ^{235}U 11 kg, ^{239}Pu 4,4 kg, ^{241}Pu 0,4 kg.

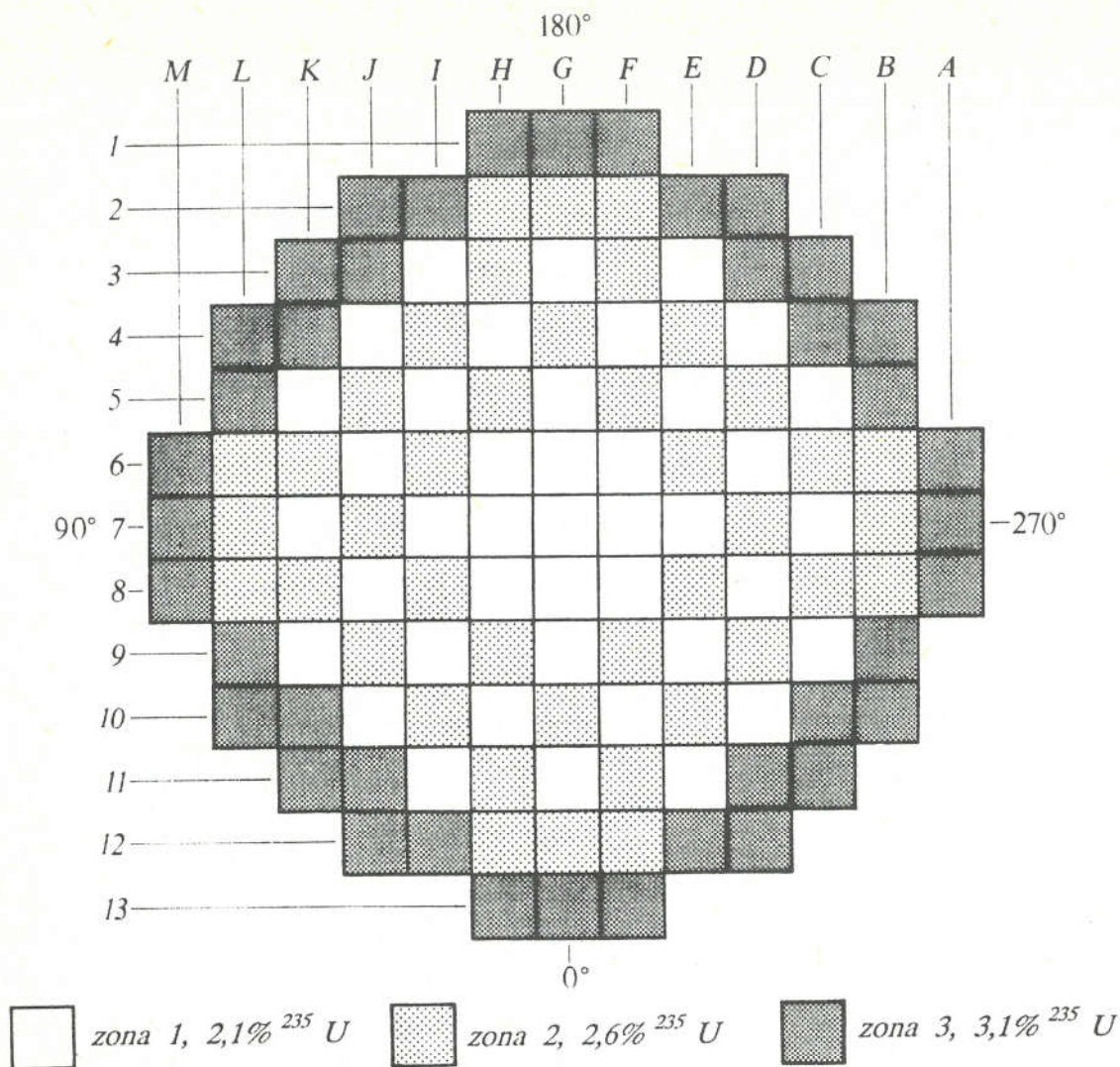
Zanemarimo li gubitak ^{238}U , vidimo da je preostalo obogaćenje urana 2,0% (= 3,1 % - 1,1 %), pa je na 11 kg utrošenog ^{235}U dobiveno 4,8 kg fisibilnih plutonijevih izotopa. Faktor konverzije, definiran kao odnos broja novostvorenih i uništenih atoma fisibilnih nuklida (UNE, izraz 8.8.4.), iznosi

$$C = (235/239) \times (4,8/11) = 0,43.$$

Radijalni raspored neutronskega toka u reaktoru ovisi o razmještanju gorivnih elemenata raznih obogaćenja u jezgri reaktora. Ravnomjerniji odgor i bolje iskorištenje nuklearnog goriva postiže se kada se neutronskega tok manje mijenja po presjeku jezgre. Radijalna raspodjela neutronskega toka može se učiniti ravnomjernijom ako se po presjeku jezgre mijenja obogaćenje urana (manje obogaćeno gorivo smješta se bliže sredini jezgre) ili ako se mijenja zatrovanje (gorivo s većim odgorom ili gorivni elementi s više izgorljivih apsorbera bliže su sredini jezgre). Prvi način obično se primjenjuje kod nove jezgre, a drugi kod tzv. ravnotežne jezgre.

Slika 3.7.19. prikazuje, na primjeru reaktora NE Krško, razmještaj gorivnih elemenata nove jezgre s obogaćenjem urana 2,1%, 2,6% i 3,1%. Iz slike se razabire prosječno smanjenje obogaćenja goriva prema sredini jezgre.

Ravnotežna jezgra je ona kod koje je prosječan sastav i odgor cjelokupnog goriva kod svake izmjene isti. Kod tlakovodnog reaktora godišnje se mijenja približno trećina gorivnih elemenata u jezgri, što znači da se kod ravnotežne jezgre svaki gorivni element



Slika 3.7.19. Raspored gorivnih elemenata s obogaćenjem 2,1%, 2,6% i 3,1% kod početne jezgre reaktora u nuklearnoj elektrani Krško.

zadržava u jezgri oko tri godine, odnosno da se ravnotežna jezgra ostvaruje tek nakon treće godine pogona reaktora. Obogaćenje svježeg goriva je kod ravnotežne jezgre približno isto. Svježe gorivo smješta se na periferiju, a ozračeno seli prema sredini jezgre.

Povećanje neutronskega toka na periferiji jezgre radi postizanja njegove ravnomjernije radijalne raspodjele nije povoljno sa stajališta bijega neutrona, odnosno doze neutronskega zračenja na reaktorsku posudu. Radi svladavanja te poteškoće i poboljšanja iskoristivosti, u novije se vrijeme upotrebljava nuklearno gorivo većeg obogaćenja, ali i s više izgorljivih apsorbira. Time se može smanjiti tok neutrona na periferiji reaktora, odnosno bijeg neutrona iz jezgre i doza neutronskega zračenja na reaktorsku posudu, a povećati odgor goriva (gorivo se mijenja svakih 18 ili 24 mjeseci umjesto svakih 12 mjeseci).

Zanimljivo je razmotriti nešto detaljnije promjenu izotopskog sastava nuklearnog goriva u tlakovodnom reaktoru. Grubu sliku te promjene daje slika 3.7.18. Kao primjer uzmimo gorivo s početnim obogaćenjem 3,1% (to je obogaćenje blisko obogaćenju u ravnotežnoj jezgri tlakovodnog reaktora). Količinska promjena uranovih i plutonijevih izotopa u funkciji odgora dana je u tablici 3.7.2.

Tablica 3.7.2. Masena promjena sadržaja uranovih i plutonijevih izotopa u nuklearnom gorivu u funkciji odgora

Odgor	Masa izotopa u kilogramima po toni urana (metała)							
Mwd/t	^{234}U	^{235}U	^{236}U	^{238}U	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu
0,0	0,24	31,00	0,19	968,57	0,00	0,00	0,00	0,00
150,0	0,24	30,80	0,23	968,47	0,09	0,00	0,00	0,00
1000,0	0,24	29,75	0,42	967,82	0,57	0,01	0,00	0,00
2000,0	0,23	28,60	0,63	967,02	1,08	0,05	0,00	0,00
3000,0	0,23	27,53	0,83	966,75	1,54	0,10	0,01	0,00
5000,0	0,22	25,48	1,21	965,49	2,30	0,22	0,05	0,00
8000,0	0,21	22,69	1,71	964,44	3,18	0,44	0,16	0,01
12000,0	0,20	19,41	2,29	960,64	3,99	0,76	0,34	0,04
16000,0	0,19	16,55	2,79	957,76	4,53	1,08	0,55	0,09
20000,0	0,17	14,03	3,20	954,77	4,88	1,38	0,75	0,16
25000,0	0,16	11,36	3,61	950,91	5,15	1,71	0,99	0,27
32000,0	0,14	8,36	4,03	945,27	5,30	2,10	1,26	0,47
40000,0	0,12	5,77	4,32	938,44	5,31	2,41	1,47	0,74

Primjer 3.7.11.

Koliki je faktor konverzije i odnos atoma fisibilnog i ukupnog plutonija u istrošenom gorivu tlakovodnog reaktora s odgorom 32 000 MWd/t ?

Rješenje

Iz tablice 3.7.1. proizlazi da je kod odgora 32 000 MWd/t utrošak ^{235}U $31,00 - 8,36 = 22,64$ kg po toni početne mase urana. Dobivena količina fisibilnih izotopa plutonija (^{239}Pu i ^{241}Pu) je $5,30 + 1,26 = 6,56$ kg po toni početne mase urana. Iz tih podataka proizlazi da je faktor konverzije $C = (235/239) \times (6,56/22,64) = 0,28$.

Odnos količine fisibilnog i ukupnog plutonija u gorivu nakon navedenog odgora je $6,56/9,13 = 0,72$.

Sadržaj fisibilnih izotopa u plutoniju

Često se postavlja pitanje mogućnosti upotrebe dobivenog plutonija u energetskim reaktorima u vojne svrhe. S tim u vezi obavlja se i međunarodna kontrola nad istrošenim gorivom u nuklearnim elektranama. Za nuklearna oružja upotrebljiv je plutonij koji sadrži 95% ili više fisibilnih izotopa. Naime, veća količina ^{240}Pu s jedne strane razrjeđuje fisibilne nuklide i usporava nuklearnu reakciju, a s druge, velik broj spontanijeh fisija u tom izotopu plutonija "kviri" fisibilni materijal. Takav se fisibilni materijal stajanjem sve više zagađuje fisijskim proizvodima, kao da se u materijalu stalno nalazi neutronska izvor.

Na temelju tablice 3.7.2. možemo izračunati odnos količine fisibilnog i ukupnog plutonija u nuklearnom gorivu u funkciji odgora. Rezultat tog proračuna dan je u tablici 3.7.3.

Tablica 3.7.3. Odnos mase fisibilnog i ukupnog plutonija u nuklearnom gorivu s početnim obogaćenjem od 3,1 % u funkciji odgora

Odgor	Ukupni plutonij	Fisibilni plutonij	Fisibilni/ukupni plutonij
MWd/t	kg/t _U	kg/t _U	
150	0,09	0,09	0,9960
1000	0,59	0,57	0,9767
2000	1,14	1,09	0,9579
3000	1,65	1,55	0,9412
5000	2,58	2,36	0,9132
8000	3,79	3,34	0,8798
12000	5,13	4,33	0,8437
16000	6,25	5,08	0,8129
20000	7,17	5,64	0,7859
25000	8,12	6,13	0,7554
32000	9,13	6,59	0,7185
40000	9,92	6,77	0,6827

Iz tablice je vidljivo da odnos fisibilnog i ukupnog plutonija pada s porastom odgora. Dobivanje plutonija za vojnu primjenu (u engleskoj literaturi poznat kao *weapon grade plutonium*) s najmanje 95% fisibilnih izotopa zahtijeva da gorivo nema veći odgor od 2000 do 3000 MWd/t. To je desetak puta manje od odgora goriva u tlakovodnim reaktorima. Zbog toga je istrošeno gorivo iz tlakovodnih reaktora neprimjenjivo u vojne svrhe. Mali odgor se mnogo rentabilnije postiže s gorivom od prirodnog urana nego s gorivom iz obogaćenog urana. Zbog toga se za proizvodnju te vrste plutonija i upotrebljavaju grafitni ili teškovodni reaktori koji podnose gorivo iz prirodnog urana.

Raspored proizvodnje snage po radijalnim zonama nuklearnog reaktora

Zbog različitog obogaćenja odnosno odgora kao i zbog raspodjele neutronske toke mijenja se tijekom pogona u jezgri nuklearnog reaktora raspodjela generirane snage.

Kao tipičan primjer uzet ćemo prvu jezgru reaktora koja se sastoji od triju zona s različitim početnim obogaćenjima urana: 2,2%, 2,7% i 3,2%. Rezultati proračuna doprinosa pojedine zone jezgre reaktora (uz naznaku udjela termičke i brze fisije, odnosno fisije izazvane pretežno termičkim i brzim neutronima, u izotopima urana i plutonija) proizvedenoj snazi kod svježije i istrošene jezgre dani su u tablici 3.7.4.

Tablica 3.7.4. Doprinos proizvedenoj snazi reaktora po zonama obogaćenja goriva kod svježe i istrošene jezgre

	Zona 1	Zona 2	Zona 3	Ukupno jezgra
<i>Svježa jezgra</i>				
početno obogaćenje urana	2,2 %	2,7 %	3,2 %	
brza fisija ^{235}U	11,7 %	16,5 %	16,5 %	14,9 %
termička fisija ^{235}U	82,0 %	76,5 %	77,4 %	78,6 %
brza fisija ^{238}U	6,3 %	6,9 %	6,2 %	6,5 %
Doprinos proizvodnji snage	37,9 %	35,6 %	26,5 %	100,0 %
<i>Istrošena jezgra</i>				
brza fisija ^{235}U	5,3 %	8,0 %	10,9 %	7,8 %
termička fisija ^{235}U	35,1 %	39,0 %	52,8 %	41,6 %
brza fisija ^{238}U	7,2 %	7,1 %	6,3 %	6,9 %
brza fisija ^{239}Pu	3,3 %	3,7 %	2,6 %	3,2 %
termička fisija ^{239}Pu	40,1 %	35,5 %	25,0 %	34,4 %
brza fisija ^{241}Pu	0,9 %	0,9 %	0,4 %	0,7 %
termička fisija ^{241}Pu	7,6 %	5,7 %	2,1 %	5,4 %
Doprinos proizvodnji snage	34,6 %	37,7 %	27,7 %	100,0 %

Iz tablice se može uočiti činjenica da se odgorom goriva maksimum proizvodnje snage seli od centralne zone jezgre u središnju kao i da tijekom odgora sve veći doprinos proizvodnji snage reaktora daju izotopi plutonija (njihov se doprinos u cijeloj jezgri penje iznad 40%, a u prvoj zoni čak na više od 50%).

Radi praćenja procesa odgora goriva u jezgri i raspodjele generirane snage u nuklearnom gorivu (što je potrebno i za provjeru poštivanja pogonskih ograničenja, i za optimiranje izmjene goriva) treba, pomoću podataka interne instrumentacije jezgre (pokretni neutronski detektori) i specijalnih računarskih programa, pratiti te parametre u svakom gorivnom elementu tijekom pogona reaktora. Kao primjer, rezultate takvih proračuna prikazuje slika 3.7.20.

Zbog simetrije dovoljno je rezultate prikazati za polovicu kvadranta jezgre (tj. za 1/8 jezgre).

Slika se odnosi na prvu jezgru reaktora (s tri zone obogaćenja goriva) i s prosječnim odgorom goriva 6000 MWd/t, na punoj snazi s ravnotežnom koncentracijom ksenona, potpuno izvučenim regulacijskim šipkama i s koncentracijom bora u jezgri od 680 ppm. **Prikazana je u horizontalnom presjeku u kojem se pojavljuje maksimum linearne snage u gorivnoj šipci.** Za svaki gorivni element gornja brojka pokazuje odnos prosječne linearne snage gorivnih šipki dotičnog gorivnog elementa i prosječne linearne snage svih gorivnih elemenata u danom horizontalnom presjeku jezgre, a srednja pak daje za isti horizontalni presjek odnos maksimalne linearne snage gorivne šipke u dotičnom gorivnom elementu i iste prosječne linearne snage jezgre. Donja brojka daje prosječni odgor u gorivnom elementu. U gornjem lijevom kutu označene su zone (1, 2 ili 3) kojima gorivni elementi pripadaju. Te se zone odnose na prije navedena početna obogaćenja goriva 2,2%, 2,7% i 3,2 %.

Sa "x" je označen gorivni element s najvišom linearnom snagom. Maksimum snage u tom elementu po definiciji odgovara radijalnom faktoru snage jezgre F_R^Q (UNE, 11.9).

¹ 1.15 1.22 6922							
² 1.16 1.24 6735	¹ 1.16 1.22 6992						
¹ 1.16 1.23 7110	² 1.17 1.26 6885	¹ 1.17 1.24 7200					
² 1.21 1.28 7278	¹ 1.17 1.24 7271	² 1.21 1.27 7218	¹ 1.15 1.23 7102				
¹ 1.16 1.23 7243	² 1.19 1.27 7175	¹ 1.14 1.22 7056	² 1.13 1.23 6601	² 1.20 x 1.30 7306			
² 1.14 1.23 6823	¹ 1.10 1.19 6804	² 1.11 1.21 6621	¹ 1.05 1.14 6373	² .96 1.14 5562	³ .93 1.14 5590		
¹ .97 1.09 5954	³ 1.02 1.23 6085	¹ .94 1.07 5728	³ .95 1.19 5686	² .79 1.05 4730	³ .47 .86 2711		
³ .70 .96 4146	³ .73 .97 4445	³ .64 .94 3828	³ .53 .86 3195				

Slika 3.7.20. Relativna snaga i odgovor gorivnih elemenata

Utjecaj apsorbirajućih šipki na reaktivnost jezgre

U poglavlju 3.3. opisana je apsorbirajuća šipka u tlakovodnom reaktoru i njezin pogon. Napomenuto je da se apsorbirajuće šipke dijele na zaustavne i regulacijske šipke. Također je navedeno da su sve regulacijske, odnosno zaustavne šipke u gorivnom elementu (20 ili 24 šipki) mehanički povezane u sklopove, koji se kreću kao cjelina. Slika 3.3.10. prikazuje raspored sklopova regulacijskih i zaustavnih šipki u jezgri NE Krško. Zaustavne šipke predviđene su samo da osiguraju dovoljno negativnu reaktivnost obustavljenog reaktora. Tijekom pogona te su šipke potpuno izvučene iz jezgre.

Regulacijske šipke imaju dvostruku funkciju. Zajedno sa zaustavnim šipkama osiguravaju propisanu negativnu reaktivnost obustavljenog reaktora, ali i omogućuju brzu promjenu snage reaktora u pogonu prema zahtjevima elektroenergetskog sustava ili prema uvjetima pogona.

Radi što finijeg i ravnomjernijeg utjecaja na reaktivnost reaktora regulacijski se sklopovi dijele u četiri skupine koje su na slici 3.3.10. označene kao A, B, C i D. Iz slike vidimo da je na primjeru NE Krško broj zaustavnih sklopova (na slici označenih sa S) 12, a broj onih koje pripadaju skupinama A, B, C i D redom 8, 4, 5 i 4 (ukupno 33 apsorpcijskih sklopova). Kod reaktora veće snage broj apsorpcijskih sklopova je povećan, ali je princip njihova djelovanja isti. Primjerice, reaktori snage 1200 do 1300 MW s četiri rashladne petlje imaju 24 zaustavna sklopa, te 4, 8, 8 i 9 regulacijskih sklopova u skupinama A, B, C i D, dakle ukupno 53 apsorpcijska sklopa.

Radi osiguranja ravnomjerne radialne raspodjele neutronskega toka broj sklopova svake regulacijske skupine je isti u svakom od četiri kvadranta jezgre (stoga je broj sklopova svake skupine djeljiv s četiri, osim kod skupine C kojoj se jedan sklop nalazi u središnjem gorivnom elementu jezgre).

Apsorpcijski sklopovi svake skupine međusobno su električki povezani (njihove se magnetne dizalice istodobno napajaju od generatora impulsa istosmjerne struje), pa nije

moguće pokretati pojedinačne sklopove nego samo cijelu regulacijsku skupinu (upravo radi osiguranja spomenute radijalne simetrije neutronskega toka).

Utjecaj apsorpcijske šipke na reaktivnost reaktora (koji se obično označuje kao učinkovitost apsorpcijske šipke) ovisi o njezinu ukupnom udarnom presjeku za apsorpciju neutrona i kvadratu neutronskega toka u zoni jezgre gdje se šipka nalazi (UNE, 8.9). Zbog toga je učinkovitost šipke najveća kada njezin vrh prolazi u blizini sredine jezgre. Međutim, valja prisjetiti se da učinkovitost apsorpcijske šipke ne ovisi samo o njezinu položaju u jezgri nego i o položaju drugih apsorpcijskih šipki, jer one mijenjaju profil neutronskega toka u reaktoru.

Tijekom pogona reaktora poželjno je osigurati što bolju i ravnomjerniju učinkovitost regulacijskih šipki (zaustavne šipke se tijekom pogona nalaze izvan reaktora, pa se s utjecajem tih šipki na regulaciju reaktora u pogonu ne računa). U tom cilju promatramo učinkovitost cjelokupnog regulacijskog sustava, a ne pojedinačnih regulacijskih skupina. Ravnomjernija učinkovitost regulacijskog sustava tijekom pogona postiže se automatskim preklapanjem pomaka regulacijskih šipki koje pripadaju prije navedenim regulacijskim skupinama A, B, C i D. U poglavlju 3.3. navedeno je da se regulacijski sklopovi kreću pomoću magnetne dizalice diskontinuirano u koracima od kojih 1,6 cm (5/8"). Vremenski razmak između koraka mijenja se automatski ovisno o signalu greške, tako da se brzine kretanja regulacijskog sklopa mogu postići u granicama 0,6-1,9 cm/s.

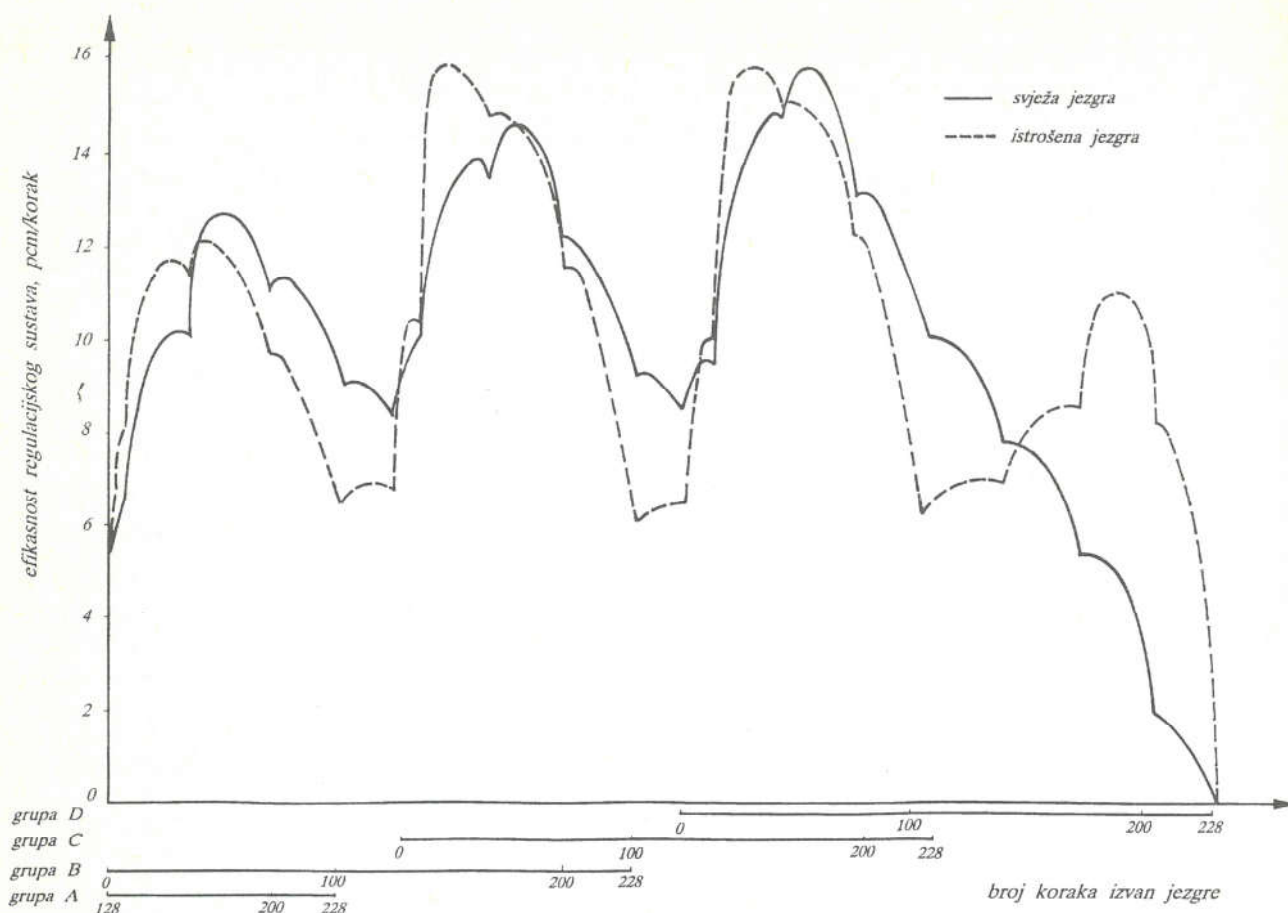
Ukupan broj koraka duž jezgre je 228, što odgovara dužini puta regulacijskog sklopa od približno 3,6 m.

Regulacijski sustav dopušta izvlačenje regulacijskih skupina redom A, B, C pa D. Preklapanje regulacijskih skupina kod tipičnog tlakovodnog reaktora (uključivši i reaktor NE Krško) je 128 koraka. Kada je skupina A izvučena iz jezgre za 128 koraka, automatski počinje izvlačenje i skupine B. Skupine A i B izvlače se zajedno dok skupina B ne dosegne 100 koraka (skupina A je tada već na 228 koraka, tj. potpuno izvučena) i nakon toga kada skupina B dosegne 128 koraka tada počinje izvlačenje skupine C. Skupine B i C se izvlače zajedno dok skupina B ne dosegne 228 koraka i zatim se nastavlja s izvlačenjem samo skupine C. Kada pak skupina C dosegne 128 koraka, počinje izvlačenje skupine D. Skupina D se posljednjih 128 koraka izvlači sama, jer su sve ostale regulacijske šipke već izvan jezgre.

Pogon reaktora na snazi većoj od 75% nominalne snage upravlja se samo skupinom D, tako da je u normalnom pogonu nuklearne elektrane, koja uglavnom radi blizu nominalne snage, samo skupina D djelomično uvučena u jezgru. Sve su ostale šipke potpuno van jezgre.

Učinkovitost regulacijskog sustava po koraku (tj. promjena reaktivnosti po koraku promjene položaja regulacijskog sustava) uz preklapanje položaja regulacijskih skupina od 128 koraka prikazana je slikom 3.7.21.

Na slici se vidi da učinkovitost sklopa postiže maksimum prolazom donjega kraja regulacijskih šipki kroz zonu maksimalnog toka. Maksimumi nastaju djelovanjem regulacijskih skupina A+B, B+C i C+D. Kod istrošene jezgre (označeno crtkano) nastaje razlika u visini i raspodjeli učinkovitosti regulacijskih sklopova. Uzrok toj razlici treba tražiti u manjoj koncentraciji tekućeg apsorbera u istrošenoj jezgri, visokom sadržaju fisijskih proizvoda u gorivu, smanjenoj reaktivnosti goriva i u promijenjenoj raspodjeli aksijalne komponente neutronskega toka u jezgri. Naime, zbog veće reaktivnosti u donjem dijelu jezgre (niža temperatura, nema regulacijskih šipki) gorivo u tom dijelu jezgre izgara brže. Zbog toga se kod istrošene jezgre povećava neutronskega tok i proizvodnja snage u njezinu gornjem dijelu. Time se povisuje učinkovitost regulacijske skupine D, jer je jedino ona pri punoj snazi uronjena u reaktor.



Slika 3.7.21. Učinkovitost regulacijskog sustava

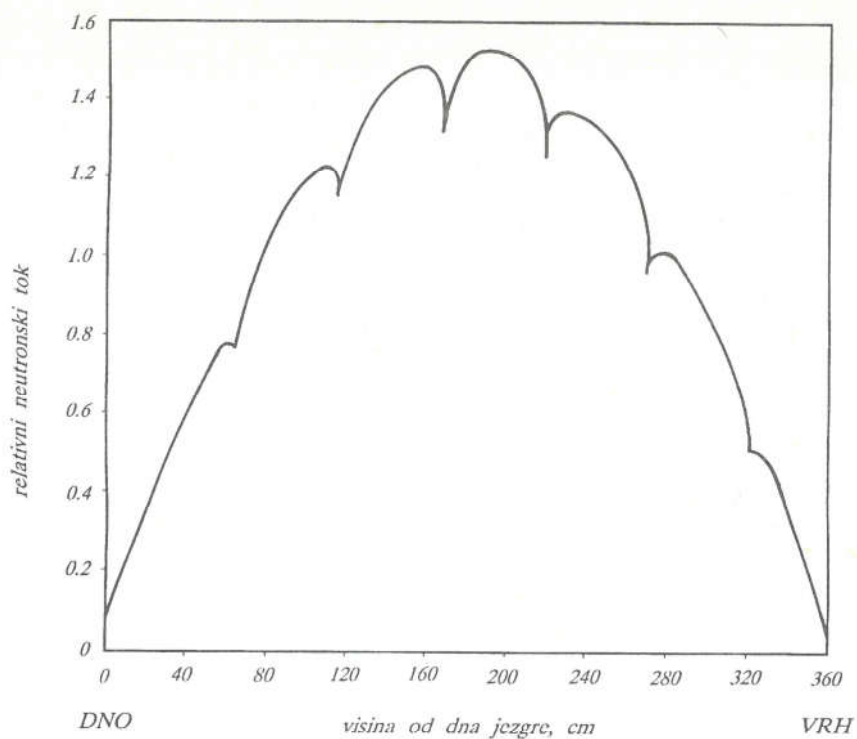
Učinkovitost cijeloga regulacijskog sustava tlakovodnog reaktora mijenja se prema slici 3.7.21. u prilično širokim granicama. Većina vrijednosti nalazi se između 6 pcm po koraku i 14 pcm po koraku (prosječna vrijednost je oko 10 pcm po koraku).

Diskontinuiteti u krivuljama učinkovitosti na slici 3.7.21. nastaju zbog diskontinuiteta u aksijalnoj raspodjeli neutronske toka, a to je posljedica povećane apsorpcije neutrona u elastičnim rešetkama gorivnog elementa. U poglavlju 3.3. je spomenuto da broj elastičnih rešetki u gorivnom elementu redovno iznosi 7 ili 8.

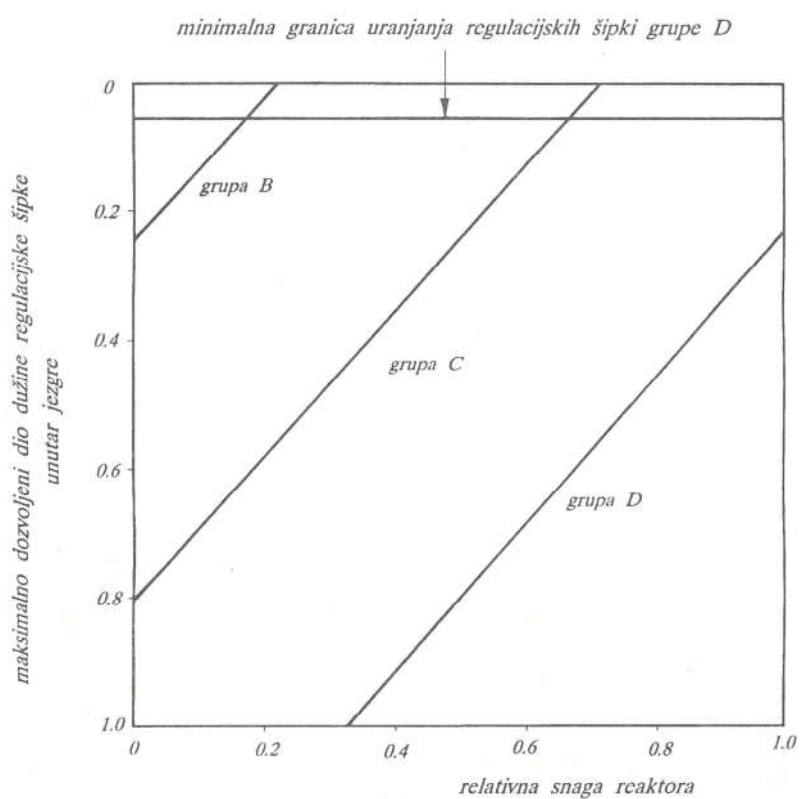
Aksijalni profil neutronske toka, tj. profil neutronske toka duž gorivnog elementa, prikazan je slikom 3.7.22. Na njemu su jasno vidljivi diskontinuiteti koji odgovaraju diskontinuitetima na slici 3.7.21.

Ograničenje uronjavanja regulacijskih šipki u reaktor

Izvučene regulacijske šipke, zajedno sa zaustavnim šipkama, osiguravaju propisanu rezervu potkritičnosti obustavljenog reaktora. Regulacijske šipke djelomično uronjene u jezgru potiskuju neutronske tok u njezin donji dio. Povećana proizvodnja snage u donjem dijelu reaktora je, pri danoj razini snage, ograničena mogućnošću lokalne proizvodnje snage u gorivu bez pregrijavanja gorivnih šipki. Navedeno razmatranje upućuje na potrebu da se tijekom pogona reaktora za svaku razinu snage pogonskim propisima ograniči dubina uronjavanja šipki. Slika 3.7.23. pokazuje primjer takva ograničenja u pogonskom propisu (odnosno u tzv. tehničkim specifikacijama) NE Krško.



Slika 3.7.22. Raspodjela toka termičkih neutrona duž gorivnog elementa



Slika 3.7.23. Dopuštena dubina uranjanja regulacijskih šipki u jezgru

Treba li smanjiti reaktivnost reaktora više od reaktivnosti koja se postiže graničnim uronjavanjem regulacijskih šipki, treba povisiti koncentraciju tekućeg apsorbera u jezgri.

Primjer 3.7.12.

Kolika je razlika u rezervi negativne reaktivnosti reaktora sa svježom jezgrom koji radi s 80% pune snage kada se regulacijske šipke skupine D nalaze na donjoj graničnoj crti uronjavanja s obzirom na slučaj kada su potpuno izvučene iz jezgre?

Rješenje

Iz slike 3.7.23. proizlazi da su kod 80% snage reaktora regulacijske šipke skupine D na donjoj graničnoj crti uvučene oko 47 % ili $0,47 \times 228 = 107$ koraka, odnosno $228 - 107 = 121$ koraka izvan jezgre.

Reaktivnost koju bismo dobili potpunim izvlačenjem tih šipki iz jezgre može se približno ocijeniti iz slike 3.7.21. Prosječna učinkovitost šipki skupine D koje su izvučene 121 koraka do potpunog izvlačenja je oko 4,5 pcm po koraku. Znači, kad bismo šipke izvukli za daljih 107 koraka, oslobodili bismo reaktivnost od $4,5 \times 107 = 482$ pcm.

To bi ujedno bila dodatna rezerva negativne reaktivnosti jezgre kada bismo regulacijske šipke skupine D držali potpuno izvučenim iz jezgre s obzirom na slučaj pogona s tim šipkama uvučenim do donje granične crte.

Kad bi reaktor u pogonu imao sve šipke izvučene iz jezgre, bio bi vrlo trom pri zahtjevu za povećanjem snage (to bi bilo moguće učiniti jedino deboriranjem jezgre). Zbog toga se preporučuje da tijekom pogona bude bar jedna regulacijska skupina (iznad 75% snage to je skupina D) djelomično uvučena u jezgru reaktora. Obično se definira područje između granice uronjavanja i oko 40 koraka iznad tog područja kao radno područje regulacijske skupine.

Primjer 3.7.13.

Koliko bismo morali povisiti koncentraciju bora u jezgri iz primjera 3.7.10. da bismo mogli regulacijske šipke skupine D izvući 40 koraka iznad donje granične crte ?

Rješenje

Ako se ponovo poslužimo slikom 3.7.21., možemo ocijeniti da je prosječna učinkovitost regulacijskih šipki skupine D u položaju kada su one izvučene 121 koraka (granica uronjavanja) i kada su izvučene 81 koraka oko 8,5 pcm po koraku.

Izvlačenje regulacijskih šipki za 40 koraka daje reaktivnost od oko 308 pcm.

S obzirom na to da je, prema zadatku, riječ o svježoj jezgri, vrijednost bora prema slici 3.7.3. možemo ocijeniti na 8,8 pcm/ppm.

Reaktivnost nastalu izvlačenjem regulacijskih šipki skupine D za 40 koraka možemo kompenzirati povećanjem koncentracije bora u primarnom rashladnom krugu reaktora od $340/8,8 = 39$ ppm.

Ugrađena reaktivnost u regulacijske i zaustavne šipke

Pri definiranju ukupne negativne reaktivnosti koju trebamo ugraditi u zaustavne i regulacijske šipke moramo uzeti u obzir da su one predviđene za kompenzaciju brzih promjena reaktivnosti koje potječu iz temperaturnih promjena i oslobađanja dodatne reaktivnosti jezgre zbog preraspodjele neutronske toku nakon spuštanja šipki u jezgru. **Jednostavnije rečeno, šipke moraju osigurati propisanu potkritičnost obustavljenog, ohlađenog i zatrovanog reaktora.** Promjene reaktivnosti koje potječu od zatrovanja reaktora kseno-

nom i samarijem, kao i one koje rezultiraju iz odgora nuklearnog goriva, ne kompenziraju se apsorpcijskim šipkama nego tekućim apsorberom (tj. promjenom koncentracije bora u primarnom rashladnom krugu).

Radi primjera bilanca reaktivnosti jednoga tipičnog tlakovodnog reaktora dana je tablicom 3.7.4.

Tablica 3.7.4. Reaktivnost apsorpcijskih šipki

	Svježa jezgra	Istrošena jezgra
	Reaktivnost %	
1. Temperatura goriva (Dopplerov koeficijent)	1,30	1,30
2. Temperatura moderatora	0,50	1,25
3. Lokalno isparivanje	0,05	0,05
4. Redistribucija neutronskega toka zbog uvlačenja regulacijskih i zaustavnih šipki u jezgru*	0,50	0,85
5. Reaktivnost dijela regulacijskih šipki koje su u jezgri u pogonu	0,50	0,50
Ukupno oslobođena reaktivnost nakon spuštanja šipki i hlađenja reaktora ($\sum \rho$)	2,85	3,95
6. Negativna reaktivnost ugrađena u svim regulacijskim i zaustavnim šipkama	9,88	8,50
7. Negativna reaktivnost svih šipki u slučaju da najučinkovitiji sklop zbog kvara ostane izvan jezgre	7,85	6,64
8. Negativna reaktivnost prema točki 7. umanjena za 10% zbog nesigurnosti u procjeni (ρ_s)	7,06	5,97
9. Raspoloživa negativna reaktivnost obustavljenog i ohlađenog reaktora ($\rho_s - \sum \rho$)	4,21	2,02
10. Negativna reaktivnost obustavljenog i ohlađenog reaktora tražena projektom	2,00	2,00
11. Rezerva negativne reaktivnosti reaktora	2,21	0,02

* Tijekom pogona reaktora regulacijske šipke su djelomično uvučene u jezgru. Zbog toga je odgor goriva u tom dijelu jezgre smanjen. A upravo je u tom dijelu jezgre temperatura najviša pa se pri hlađenju oslobađa najviša reaktivnost. Prilikom obustave reaktora oslobađa se u gornjem dijelu jezgre dodatna reaktivnost koju treba kompenzirati apsorpcijskim šipkama.

Primjer 3.7.14.

Treba usporediti smanjenu reaktivnost za gašenje reaktora s istrošenom jezgrom koji radi na punoj snazi zbog šipki skupine D uronjenih do granice uronjavanja i vrijednost smanjene reaktivnosti uronjenih šipki dane tablicom 3.7.4.?

Rješenje

Prema tablici 3.7.4., reaktivnost uronjenih regulacijskih šipki tijekom pogona iznosi 0,5% = 500 pcm.

Ako uzmemo, prema zadatku, da su šipke skupine D uronjene u jezgru reaktora do granice uronjavanja na punoj snazi, njihov ćemo položaj procijeniti na temelju slike 3.7.23. Iz slike proizlazi da se šipke skupine D nalaze na granici uronjavanja kod pune snage reaktora kada su uronjene u jezgru 24% dužine, odnosno 55 koraka. Prema slici 3.7.21. prosječna učinkovitost šipki skupine D između te dubine uronjavanja (173 koraka izvan jezgre) i

potpuno izvučenog stanja kod istrošene jezgre je oko 7,0 pcm po koraku. Reaktivnost uvučenog dijela šipki bit će dakle oko $55 \times 7 = 385$ pcm.

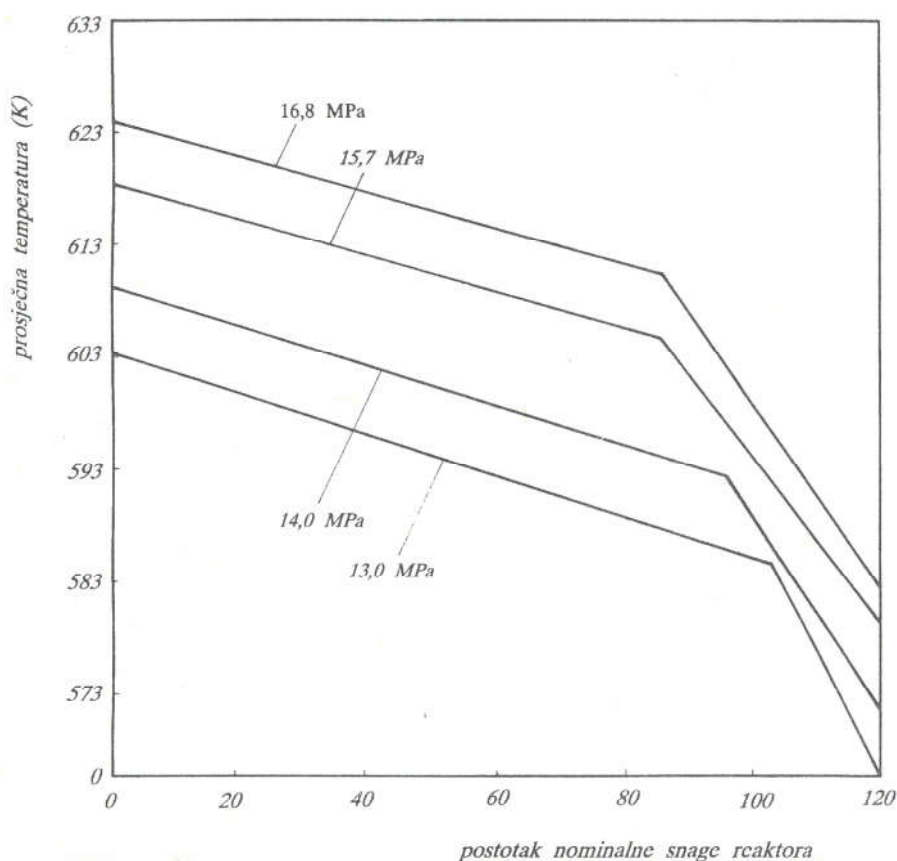
Dobivena vrijednost je nešto niža od prije navedene. Znači da se pri procjeni reaktivnosti djelomično uvučenih šipki konzervativno računa da reaktor radi s dublje uvučenim šipkama (niže razine snage reaktora i da je veća učinkovitost regulacijskih šipki).

Ograničenje termohidrauličkih parametara kod pogona reaktora

Iz razloga sigurnosti propisima je određeno pogonsko ograničenje reaktora koje povezuje snagu reaktora, tlak u primarnom krugu i prosječnu temperaturu rashladnog fluida. Cilj je ograničenja da se onemogući nadvišenje parametara koji mogu dovesti u pitanje integritet nuklearnog goriva (UNE, 11.9). Integritet nuklearnog goriva može biti ugrožen ako:

- rashladni fluid na izlazu iz vrućeg kanala nije pothlađen (u tom naime slučaju porast temperature rashladnog fluida prestaje biti razmjern generiranoj snazi, pa se gubi mogućnost mjerenja snage, a time i aktiviranja zaštite gorivne šipke od pregrijavanja);
- odnos kritičnog i radnog toplinskog toka je niži od minimalno dopuštenog;
- maksimalna temperatura obloge gorivne šipke je viša od temperature koju dopušta materijal;
- maksimalna temperatura goriva je viša od temperature taljenja UO_2 ;

Slika 3.7.24., kao primjer, prikazuje pogonsko ograničenje reaktora NE Krško.



Slika 3.7.24. Ovisnost maksimalno dopuštene snage reaktora o tlaku i prosječnoj temperaturi primarnog rashladnog fluida. Dopusšteno područje rada reaktora je ispod crte odgovarajućeg tlaka.

Na slici je prikazana maksimalna snaga (kao dio nominalne snage) koja je dopuštena uz dani tlak i prosječnu temperaturu primarnog fluida. Granična crta za svaki tlak sastoji se od dva dijela. Prvi dio, koji odgovara nižim snagama, je uvjetovan pothlađenjem rashladnog fluida, a drugi (strmiji) minimalnim odnosom kritičnog i radnog toplinskog toka (DNBR).

Ostala dva uvjeta (maksimalna temperatura obloge i sredine gorivne šipke) dopuštaju višu proizvodnju snage i zbog toga nisu ograničavajuća.

Pogon reaktora s parametrima iznad granične crte nije dopušten.

Navedena su ograničenja ugrađena u automatski sustav za zaštitu reaktora kroz postavne vrijednosti (u američkoj terminologiji poznati kao *set points*) koje daju signal za alarm ili obustavu pogona u slučaju njihova dosezanja.

Primjer 3.7.15.

U primarnom krugu reaktora koji radi s punom snagom smanjen je tijekom pogona tlak od 14 na 13 MPa. S kolikom snagom smije dalje raditi reaktor ako je prosječna temperatura u primarnom krugu ostala nepromijenjena?

Rješenje

Iz slike 3.7.24. odčitavamo da je najviša dozvoljena prosječna temperatura u primarnom krugu tlakovodnog reaktora koji radi na punoj snazi i s tlakom u primarnom krugu 14 MPa, 593 K. Ako se zadrži ta prosječna temperatura, a tlak u primarnom krugu padne na 13 MPa, treba snagu reaktora smanjiti na oko 90 % nominalne snage.

Ako pak želimo uz smanjeni tlak u primarnom krugu i dalje zadržati reaktor na punoj snazi, moramo prosječnu temperaturu u primarnom krugu sniziti na oko 586 K (to znači da bismo u tom slučaju morali raditi s većim protokom pare nižeg tlaka u sekundarnom krugu nuklearne elektrane).

Zanimljivo je, radi ilustracije, navesti i pogonsko ograničenje prilikom stavljanja reaktora u pogon. Kod diskusije o reaktorskoj posudi je navedeno da osnovna opasnost koja prijeti toj posudi je pojava krtog loma. Ta se pojava manifestira samo ako posudu stavimo pod tlak kod niskih temperatura. S tim u vezi je kod tlakovodnih reaktora, prilikom puštanja u pogon, propisana minimalna temperatura posude za dani tlak primarnog fluida. Također je, radi ograničenja termalnog naprezanja posude, propisana i najveća brzina zagrijavanja posude (a i ostalih osjetljivih komponenata primarnoga kruga i turboagregata).

Posebno treba zaštititi reaktorsku posudu kada je reaktor kritičan. Zbog toga je dodatno propisana i temperatura, u funkciji tlaka, ispod koje ne smije reaktor ne biti kritičan.

Navedena su ograničenja, ponovo na primjeru NE Krško, prikazana slikom 3.7.25.

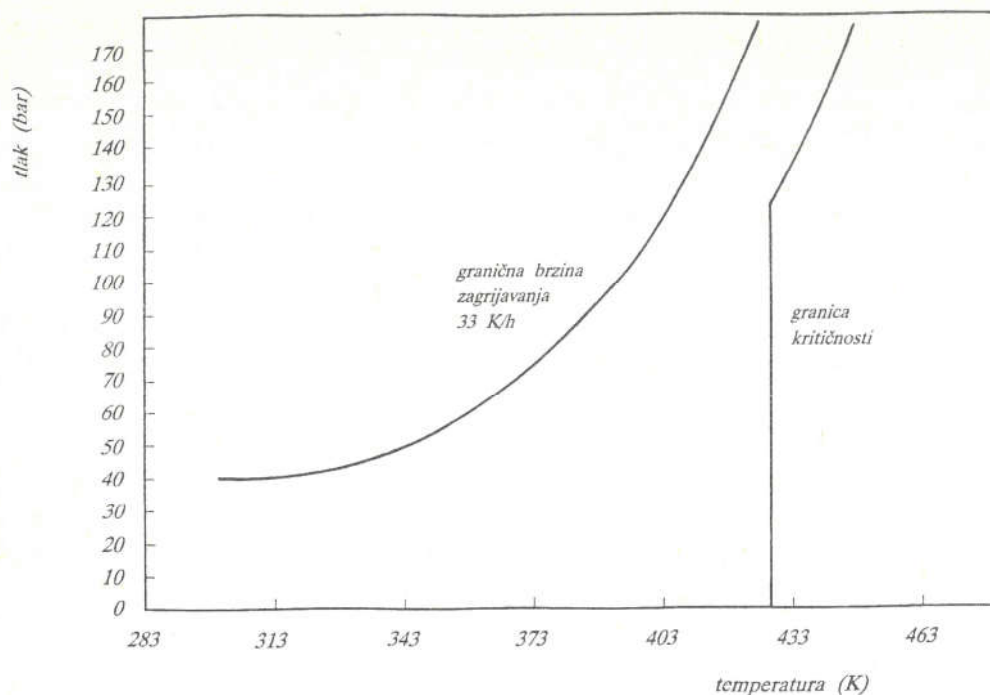
Lijeve krivulje na slici granični je odnos između tlaka i temperature u primarnom krugu prilikom zagrijavanja sustava, a desna granica kritičnosti reaktora.

Primjer 3.7.16.

Temperatura u primarnom krugu tlakovodnog reaktora je 343 K. Koliki je najviši tlak dopušten pri toj temperaturi? Koliko je minimalno vrijeme potrebno da se temperatura u primarnom krugu povisi na vrijednost kod koje je dopuštena kritičnost reaktora? Koliki smije biti tlak pri toj temperaturi, ako voda treba biti pothlađena bar 50 K?

Rješenje

Prema slici 3.7.25. najviši tlak u primarnom krugu u kojem je temperatura 343 K može biti oko 45 bara. Reaktor pak, prema slici, ne smije biti doveden do kritičnosti ako je temperatura



Slika 3.7.25. Odnos minimalno dopuštene temperature i tlaka pri stavljanju reaktora u pogon

primarnoga rashladnog kruga niža od nekih 430 K. Pri toj temperaturi tlak ne smije biti veći od 115 bara. Temperatura zasićenja pri tlaku od 115 bara je 595 K, što upućuje na to da je ispunjen uvjet pothlađenja vode pri najnižoj temperaturi pri kojoj je dopuštena kritičnost reaktora s velikom rezervom.

Minimalno vrijeme potrebno za zagrijavanje primarnoga kruga da se iz početnog stanja osiguraju propisani uvjeti za kritičnost je $(430 - 343) / 33 = 2,64$ sati. Odnos tlaka i temperature u primarnom krugu tijekom zagrijavanja ne smije biti veći od iznosa specificiranih slikom 3.7.25.

3.8. Poboljšane izvedbe tlakovodnih reaktora

Tlakovodni su reaktori najrašireniji tip energetske reaktora. Današnje izvedbe tih reaktora približile su se vrhunskim tehničkim mogućnostima na području reaktorske tehnike, uz istodobnu djelomičnu standardizaciju komponenata i tehničkih rješenja. U razvoj tlakovodnih reaktora je, u usporedbi s drugim tipovima reaktora, uloženo najviše sredstava, a i znanstvenih i razvojnih napora. Reaktor se u mnogim velikim zemljama (SAD, Sovjetski Savez, Francuska, Japan, Engleska, Kina) razvijao kao temeljni pogonski agregat za nuklearnu propulziju, ali i za upotrebu u energetici. Na razvoju energetskog tlakovodnog reaktora radilo je nekoliko velikih svjetskih korporacija (Westinghouse, Combustion Eng., Siemens, Framatom, Mitsubishi...) i organizacije pod pokroviteljstvom ministarstava energetike bivšeg SSSR-a i zemalja istočnoeuropskog bloka.

Osim u razvoju tlakovodnih reaktora, značajna međunarodna suradnja u razvoju reaktorskih sustava za energetiku, iako u manjem obimu, ostvarena je samo još kod reaktora hlađenog kipućom vodom (BWR).

Pogonska sigurnost tlakovodnog energetskog reaktora pokazala se veoma dobrom. Od približno 2300 godina kumulativnog pogona tlakovodnih energetskih reaktora do kraja

1991. godine, samo je jedan ozbiljniji kvar oštetio jezgru takvog reaktora. To se je dogodilo 1979. godine na nuklearnoj elektrani Otok tri milje u SAD. Pri tome valja spomenuti da je pri tom kvaru ispuštanje radioaktivnih tvari iz nuklearne elektrane bilo veoma maleno te nije ugrozilo okolno stanovništvo.

Međutim, zbog toga što javnost ne prihvaća veće nuklearne akcidente (i što se zbog toga odustaje od gradnje nuklearnih elektrana u mnogim zemljama), posebno nakon nezgode na nuklearnoj elektrani Černobilj, započete su aktivnosti na promjenama izvedbi nuklearnih reaktora i njihovih sigurnosnih sustava da se mogućnost nastanka nuklearnih akcidenata još više smanji.

Racionalno gledano, takav trend kada je riječ o tlakovodnim reaktorima (PWR i BWR) nije opravdan jer su rizici okoline od rada tih reaktora već kod "standardnih" izvedbi bitno niži nego rizici od rada većine drugih industrijskih i energetske objekata. Osim toga, izvedba tih reaktora s obzirom na sigurnosne standarde ne može se usporediti s izvedbom reaktora tipa RBMK, kakav je reaktor u nuklearnoj elektrani Černobilj.

Osnovni cilj novijih izvedbi tlakovodnih reaktora je dalje sniženje rizika od nuklearnih akcidenata. Uobičajeno je rizik od oštećenja jezgre i ispuštanja radioaktivnosti u okolinu izraziti povratnom frekvencijom takvog događaja po reaktorskoj godini.

Kvantificiranje rizika dobiva se primjenom metoda vjerojatnosne analize rizika (u literaturi poznatoj kao *Probabilistic Risk Assessment*, skraćeno PRA). O tome će biti više govora u 8. poglavlju.

Kod tlakovodnih reaktora se predložene modifikacije za smanjenje vjerojatnosti nuklearnih akcidenata mogu svrstati u dvije kategorije:

- poboljšanje postojećih izvedbi tlakovodnih reaktora ponajprije zato da se poveća njihova otpornost na velike kvarove. Tako poboljšani reaktori prozvani su **napredni tlakovodni reaktori** (APWR - *Advanced Pressurized Water Reactor*).
- radikalne promjene postojećih izvedbi tlakovodnih reaktora s osloncem na koncept **pasivne sigurnosti**. Reaktori koji proizlaze iz tog pristupa odlikuju se nekim načelno različitim rješenjima od onih koje možemo svrstati u skupinu naprednih tlakovodnih reaktora.

Predložena poboljšanja nuklearne sigurnosti u izvedbi reaktorskih postrojenja svode se u jednom i drugom slučaju na:

- zaštitu reaktorske jezgre od oštećenja
- osiguranje zaštitne posude od kvara koji bi rezultirao ispuštanjem radioaktivnih tvari u okolinu.

Ekonomičnost usavršenih tlakovodnih reaktora

Sve predložene promjene tehničkih rješenja mora osim povećane sigurnosti pratiti i prihvatljiva ekonomičnost; u protivnom bi gradnja takvih reaktora postala neatraktivna. Novi projekti naprednih tlakovodnih reaktora kao i reaktora s radikalno izmijenjenim tehnološkim sustavima i pasivnom sigurnošću imaju stoga cilj da osim povišenja nuklearne sigurnosti s obzirom na standardne izvedbe takvih reaktora osiguraju i osjetno pojednostavljenje njihovih izvedbi, standardizaciju projektnih rješenja i opreme, ubrzanje gradnje i licenciranja s konačnim ciljem pojeftinjenja gradnje nuklearnih elektrana.

Prema današnjim spoznajama veće izglede za postizanje tako definiranog cilja imaju reaktori s radikalno izmijenjenim tehnološkim sustavima nego oni koji povećanu sigurnost postižu dogradnjom standardnih rješenja.

Napredni tlakovodni reaktori

Cilj je razvoja nove generacije naprednih tlakovodnih reaktora izgraditi reaktor s poboljšanom sigurnošću i pouzdanošću s obzirom na postojeću generaciju takvih reaktora, ali bez bitnog odstupanja od njihovih dosadašnjih izvedbi. Prednost zadržavanja osnovne koncepcije izvedbe reaktorskog postrojenja je u mogućnosti gradnje i licenciranja postrojenja, bez potrebe dokazivanja predloženog rješenja gradnjom prototipa.

Kao primjere izvedbi naprednih tlakovodnih reaktora možemo navesti reaktorsko postrojenje nuklearne elektrane Ohi3, koje su razvijale tvrtke Mitsubishi i Westinghouse, a gradi se u Japanu, zatim britansku nuklearnu elektranu Sizewell B i novu njemačku seriju nuklearnih elektrana s tlakovodnim reaktorima (tzv. elektrane serije konvoj). U istu skupinu mogao bi se smjestiti i tlakovodni reaktor CE 80+ po projektu tvrtke Combustion Engineering iz SAD.

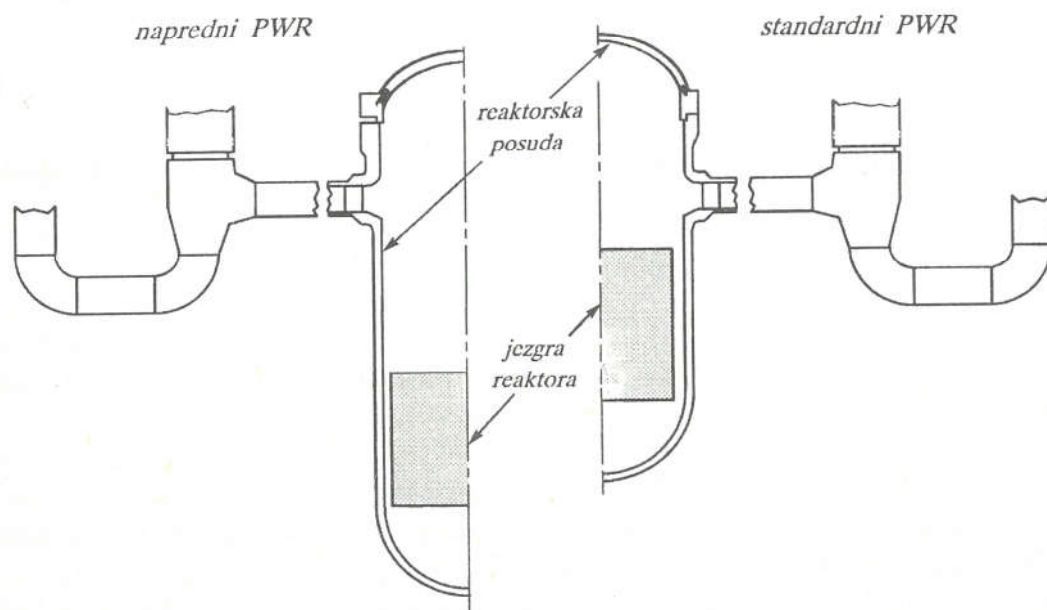
Na temelju tih primjera osvrnut ćemo se na neka najbitnija poboljšanja ugrađena ili predviđena za ugradnju u napredne izvedbe nuklearnih elektrana s tlakovodnim reaktorima (ugrađena poboljšanja nisu kod svih predloženih izvedbi nuklearnih elektrana identična).

Dodatne sigurnosne mjere za zaštitu jezgre od oštećenja

Reaktor i primarni rashladni krug

Najvažnije dodatno ugrađene sigurnosne mjere u projektima naprednih tlakovodnih reaktora, a koje nisu zastupljene u referentnim standardnim izvedbama današnjih postrojenja ovog tipa, jesu:

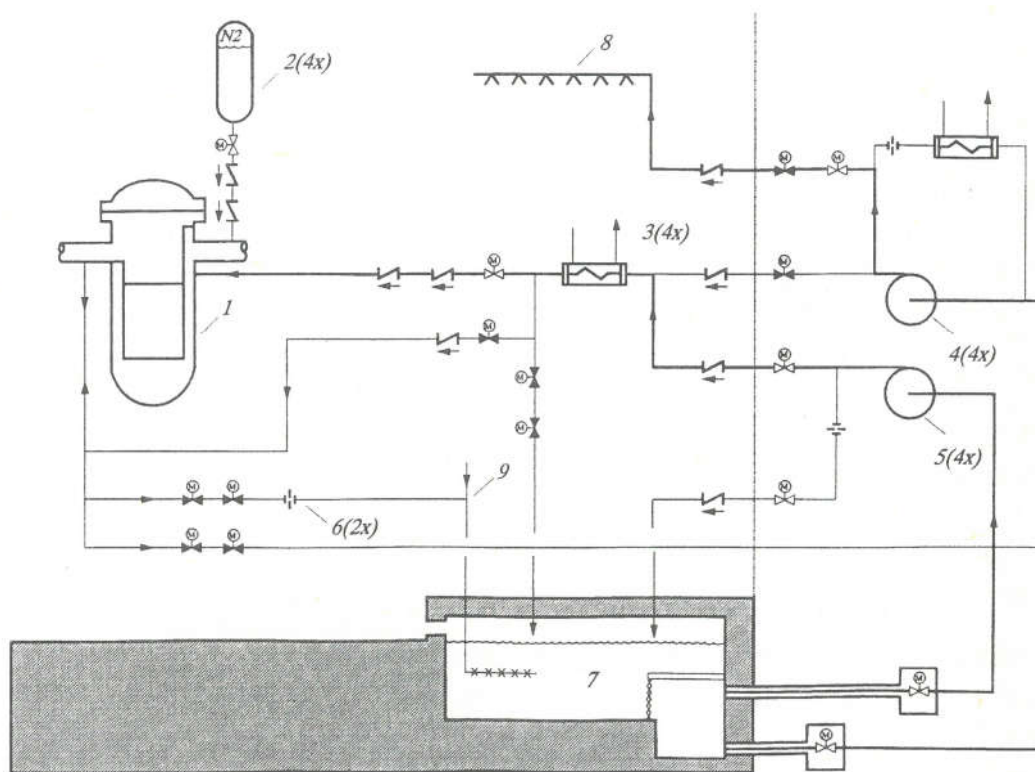
- Dužina reaktorske posude je povećana za oko 3 m.
Za isto toliko se je povisio stupac vode iznad jezgre, a jezgra spuštена ispod najniže točke primarnih cjevovoda (slika 3.8.1.).
Dubljim smještanjem jezgre osigurano je da ona ostane potopljena nakon što se pojavi otvor na primarnom krugu i do 250 mm ekvivalentnog promjera. Takvim je zahvatom znatno smanjena vjerojatnost oštećenja jezgre nakon manjih lomova na komponentama primarnoga kruga (u literaturi označeni kao mala LOCA).



Slika 3.8.1. Reaktorska posuda standardnog i naprednog tlakovodnog reaktora

Potrebno je naglasiti da je vjerojatnost nastanka manjih lomova veća nego vjerojatnost nastanka graničnog projektom predviđenog kvara (potpun odrez primarnog cjevovoda, odnosno velika LOCA).

- Gorivni elementi s više gorivnih šipki.
Tipa su 18x18 i 19x19, umjesto standardnih 17x17, što omogućuje smanjenje gustoće proizvedene snage u jezgri (do 25% s obzirom na standardne izvedbe tlakovodnih reaktora) i zbog toga veću rezervu sigurnosti od oštećenja jezgre.
- Zaštitno je hlađenje jezgre, čija je principijelna shema za nuklearnu elektranu s četiri rashladne petlje prikazana slikom 3.8.2., ostvareno s četiri neovisne visokotlačne pumpe i četiri niskotlačne pumpe. One ubrizgavaju vodu izravno u unutrašnjost reaktorske posude (umjesto u primarne cjevovode kao kod standardnih reaktora tog tipa). Svaka pumpa ima 50% potrebnog kapaciteta.
Takvom je izvedbom zaštitnog sustava omogućeno učinkovitije i brže uvođenje borirane rashladne vode u jezgru nakon graničnog loma i učinkovitije hlađenje gorivnih šipki.
- Akumulatori pod tlakom dušika upotrebljavaju se kao dodatni pasivni izvori vode niskog tlaka. Poboljšana im je učinkovitost boljom karakteristikom pražnjenja.
- Veliki spremnik s boriranom vodom smješten je u zaštitnoj posudi.
Takvim je smještajem spremnika (koji je osnovni izvor vode za zaštitno hlađenje jezgre) prestala potreba za prespajanjem usisa pumpi za zaštitno hlađenje jezgre radi

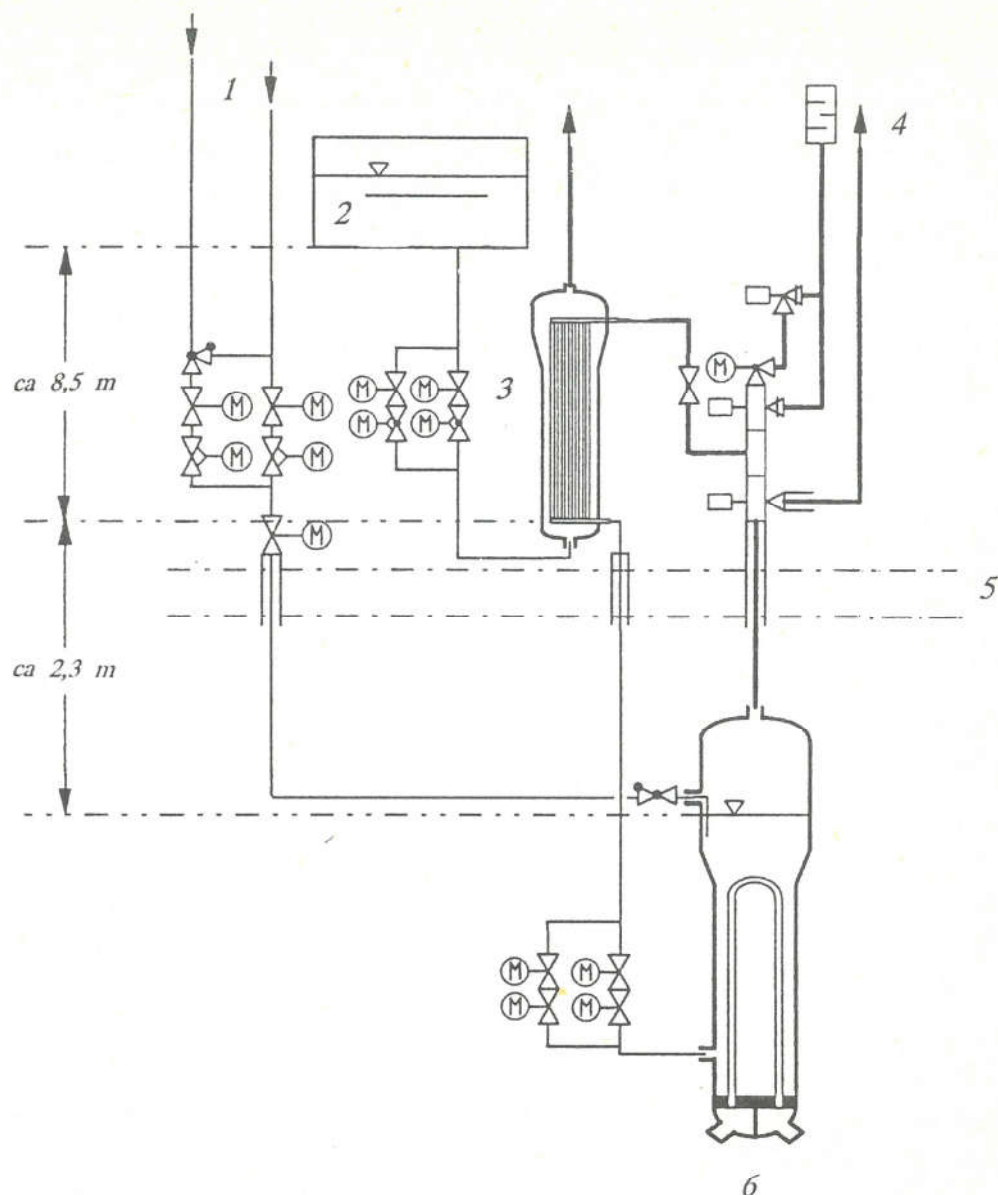


Slika 3.8.2. Sustav za zaštitno hlađenje jezgre naprednog tlakovodnog reaktora: 1 – reaktor, 2 – akumulatori, 3 – izmjenjivači topline sustava za odvod ostatne topline, 4 – niskotlačne pumpe, 5 – visokotlačne pumpe, 6 – reduktor tlaka, 7 – spremnik borirane vode u zaštitnoj posudi, 8 – tuširanje unutrašnjosti zaštitne posude, 9 – rasteretni vod tlačnika

recirkulacije nakon pražnjenja spremnika, jer se spremnik automatski puni iz slivnika zaštitne posude. Takvim je rješenjem osigurana dugotrajna radna autonomija zaštitnog sustava bez intervencije pogonskog osoblja (obično se traži autonomija u trajanju od 72 sata nakon nezgode).

Potreba za prespajanjem usisa pumpi faktor je dodatnog rizika za oštećenje jezgre nakon graničnog kvara.

- Dodatno osiguranje napajanja brtvene vode za reaktorske pumpe.
Brtvenu vodu za reaktorske pumpe treba osigurati u svim uvjetima. U protivnom se nuklearna sigurnost dovodi u pitanje nakon dugotrajnijeg gubitka svih izmjeničnih napajanja elektrane. Naime, degradacija brtvi zbog nedostatka hlađenja vodi prema gubitku vode iz primarnog kruga (nastaje jedna vrsta male LOCA), padu tlaka i mogućnosti pregrijavanja gorivnih šipki zbog pojave dvofazne smjese u primarnom krugu.
Zbog toga predviđeno ugraditi rezervni dizel-agregat samo za napajanje pumpi brtvene vode.
- Dodatni cjevovod za ispuštanje vode iz primarnoga kruga u spremnik za boriranu vodu. Takvo rješenje omogućuje hlađenje jezgre u recirkulaciji kod visokog tlaka ako se gubi hlađenje primarnoga kruga preko parogeneratorskog (u američkoj literaturi taj je način pogona poznat pod pojmom *feed and bleed operation*, tj. pogon napajanjem i istjecanjem). Cirkulacija vode održava se visokotlačnim pumpama za zaštitno hlađenje jezgre. Potreba za rješenjem te vrste postala je osobito očigledna nakon nezgode na elektrani Otok tri milje.
- Ugradnja sustava za automatsko sniženje tlaka. Sniženjem tlaka osigurana je efikasnija funkcija sustava za zaštitno hlađenje jezgre kod gubitka integriteta primarnoga kruga (posebno u slučaju male LOCA).
- Volumen tlačnika je povećan. S povećanjem volumena tlačnika možemo postići da promjena volumena vode u tlačniku kompenzira promjenu gustoće vode u primarnom krugu koja nastaje kod prijelaznih pojava, bez otvaranja rasteretnih i sigurnosnih ventila. Referentna prijelazna pojava je ispad turboagregata s punog opterećenja. Otvaranje rasteretnih ventila povećava vjerojatnost gubitka integriteta primarnog kruga (to je i bio jedan od glavnih uzroka akcidenta na elektrani Otok tri milje).
- Jezgra reaktora sadrži čelični radijalni reflektor radi povećane zaštite reaktorske posude od neutronske toke.
- Sustav za odvod ostatne topline projektiran za puni tlak rashladnog fluida reaktora. Jedan od mogućih (iako veoma rijetkih) kvarova u tlakovodnim reaktorima je oštećenje sustava za odvod ostatne topline radi dovodenja tog sustava pod puni tlak primarnoga kruga (tzv. RHR LOCA). Nezgoda kod takvog kvara je i u činjenici što on dovodi do zaobilazanja (bajpasa) zaštitne posude i potencijalnog ugrožavanja okoline.
Sustav za odvod ostatne topline građen je naime za niži tlak od tlaka primarnoga kruga jer nije u funkciji tijekom pogona elektrane. Kod nekih izvedbi naprednih tlakovodnih reaktora predlaže se da se i taj sustav gradi za puni tlak kako bi se otklonila navedena opasnost.
- Ugradnja sigurnosnog kondenzatora. Sigurnosni kondenzator osigurava dodatni pasivni ponor topline u nuklearnoj elektrani. Stoga je u nekim projektima naprednih



Slika 3.8.3. Postrojenje sigurnosnog kondenzatora: 1 – napojne pumpe, 2 – spremnik rashladne vode, 3 – sigurnosni kondenzator, 4 – turbina, 5 – granica zaštitne posude, 6 – parogenerator

tlakovodnih reaktora (npr. u prije spomenutom njemačko-francuskom projektu) predviđena ugradnja takvog kondenzatora. Shemu sustava prikazuje slika 3.8.3.

Kondenzator se hladi prirodnom cirkulacijom rashladne vode, a u njemu se kondenzira para iz parogeneratora. Na taj je način moguće hladiti parogenerator i kada nestane napojne vode. Pasivni sustav hlađenja parogeneratora djelomično zamjenjuje funkciju sustava pomoćne napojne vode (koji je inače jedan od značajnih sustava za sigurnost rada reaktorskog postrojenja).

Neke predložene promjene na standardnim tehnološkim sustavima tlakovodnog reaktora, koje imaju osnovni cilj pojednostavljenje izvedbi i funkcija sustava, bile bi:

- Ukinuće posebnog sustava za tuširanje unutrašnjosti zaštitne posude. Pumpe sustava za odvod ostatne topline upotrebljavaju se ujedno i za tuširanje unutrašnjosti reaktorske posude, čime je otpala potreba za posebnim pumpama za

tu svrhu. Cilj je te mjere povećanje jednostavnosti i ekonomičnosti bez smanjenja sigurnosti.

- Odvajanje sustava za kemijsku i volumnu kontrolu od sigurnosnih sustava. Sustav za kemijsku i volumnu kontrolu obavlja svoju funkciju samo u normalnom pogonu i ne utječe na zaštitno hlađenje jezgre.

Standardizacija

Povrh svega navedenog potrebno je naglasiti da je standardizacija opreme i tehničkih rješenja bitan element poboljšanja budućih izvedbi nuklearnih postrojenja.

Standardizacija je indirektno povezana s nuklearnom sigurnošću jer dopušta primjenu istih, višestruko provjerenih, kriterija za licenciranje postrojenja i izradu ključne opreme.

Pokazatelji povećane sigurnosti naprednog tlakovodnog reaktora zbog dodatno ugrađenih sigurnosnih sustava

Utjecaj dodatno ugrađenih sigurnosnih sustava na povećanje sigurnosti reaktorskog postrojenja može se kvantificirati usporednom vjerojatnosnom analizom standardnog i naprednog tlakovodnog reaktora. Radi ilustracije, očekivana vjerojatnost topljenja jezgre za specificirani niz uzročnih događaja (izražena brojem slučajeva godišnje) kod jednog tipičnog "standardnog" tlakovodnog reaktora današnje izvedbe (PWR) i budućeg naprednog tlakovodnog reaktora (APWR), prikazana je tablicom 3.8.1.

Tablica 3.8.1. Vjerojatnost topljenja jezgre naprednog i standardnog tlakovodnog reaktora za niz internih uzročnih događaja

Uzročni događaj	Broj slučajeva godišnje	Vjerojatnost topljenja jezgre	
		APWR	PWR
Pogonske prijelazne pojave	10	1,6 (E-7)	6,1 (E-6)
Gubitak izmjenične struje	0,12	8,0 (E-7)	2,5 (E-5)
Lom cijevi parogeneratorskog	0,03	2,1 (E-8)	3,2 (E-6)
Lom parovoda	8 (E-4)	3,0 (E-9)	0,9 (E-9)
Manji otvor na primarnom krugu (small LOCA)	6 (E-3)	2,0 (E-8)	6,0 (E-6)
Granični lom primarnog kruga (large LOCA)	4 (E-4)	2,2 (E-8)	2,7 (E-7)
Otkaz sustava za obustavu reaktora (ATWS)*	3 (E-4)	5,5 (E-8)	1,4 (E-7)
Gubitak hlađenja parogeneratorskog	2 (E-5)	3,4 (E-7)	1,1 (E-5)
Lom sustava za odvod ostatne topline**	1 (E-6)	5,6 (E-9)	1,6 (E-6)
Lom reaktorske posude	1 (E-7)	1,0 (E-7)	1,0 (E-7)
Ukupno		1,5 (E-6)	5,0 (E-5)

*(ATWS) - Anticipated Transient Without Scram

** Kvar se odnosi na lom izolacijskih ventila i gubitak primarnog hladila kroz sustav za odvod ostatne topline zbog prekoračenja projektnog tlaka tog sustava.

Iz tablice se vidi da se najveće poboljšanje sigurnosti naprednih tlakovodnih reaktora s obzirom na standardnu izvedbu očekuje kod prijelaznih pojava koje nastaju nakon gubitka svih izmjeničnih napajanja, loma cijevi parogeneratora, manjeg loma na primarnom krugu (mala LOCA) i gubitka napajanja parogeneratora. Ukupna očekivana vjerojatnost topljenja jezgre naprednih tlakovodnih reaktora iskazana tablicom 3.8.1. ($1,5 \times 10^{-6}$ slučajeva po reaktorskoj godini) je niža nego ona koju je američki institut EPRI (Electric Power Research Institute), inače izravno uključen u razvoj poboljšanih vodom hlađenih reaktora, postavio kao cilj za izvedbe tih reaktora. Cilj je doseći kod novijih izvedbi reaktora vjerojatnost topljenja jezgre po reaktorskoj godini od kojih 10^{-5} slučajeva. Kod današnjih reaktora tog tipa ta je vjerojatnost veća prosječno za jedan red veličine (oko 10^{-4}).

Osiguranje zaštitne posude

Povećana zaštita jezgre od oštećenja kod naprednih tlakovodnih reaktora za odgovarajući iznos smanjuje rizik okoline od radioaktivnog zračenja u slučaju nuklearne nesreće. Očigledno je naime da ozbiljnije ugrožavanje okoline nuklearne elektrane može nastati samo ako je jezgra reaktora oštećena.

Međutim, čak ni oštećena jezgra nije dovoljan uvjet za ispuštanje većih iznosa radioaktivnih tvari u okolinu. Takav bi događaj mogao uslijediti samo ako otopljena masa jezgre reaktora proдре kroz reaktorsku posudu, uđe u zaštitnu posudu, a zaštitna je posuda oštećena. Zaštitna posuda može se oštetiti ako se nakon prodora rastaljene mase jezgre reaktora toliko zagrije njezina unutrašnjost da se tlak povisi iznad granice izdržljivosti posude. Projektni tlak zaštitne posude odgovara tlaku koji se u njoj može pojaviti nakon graničnog projektnog kvara (velika LOCA).

Slika 3.8.4. ilustrira rezultat jednog od proračuna vremenske promjene tlaka u zaštitnoj posudi ako bi, nakon graničnog kvara, izostalo hlađenje jezgre recirkulacijom vode iz slivnika zaštitne posude.

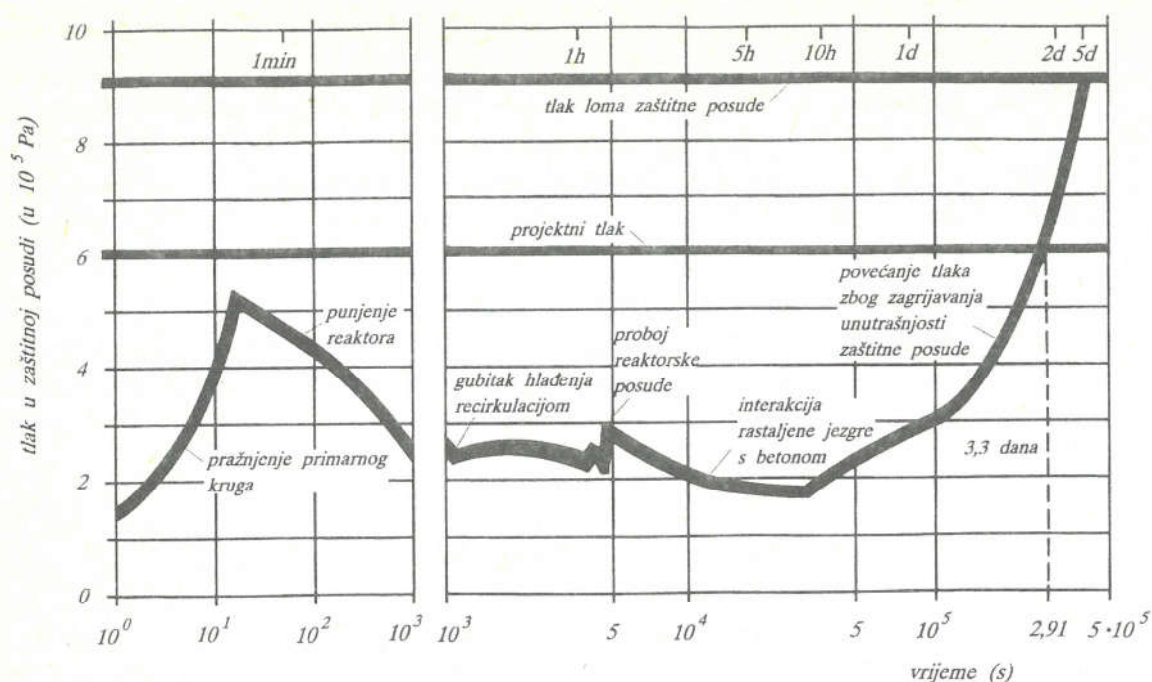
Iz slike se razabire da u tom primjeru nakon približno pet dana dolazi do loma zaštitne posude zbog porasta unutarnjeg tlaka. Tlak u zaštitnoj posudi raste zbog zagrijavanja zraka, vodene pare i drugih plinova (dijelom oni potječu iz reakcije rastaljene jezgre s betonom) u njezinoj unutrašnjosti.

Gubitak integriteta zaštitne posude nakon topljenja jezgre reaktora može ozbiljno ugroziti okoliš. Jedina zaštita okolnog stanovništva od te pojave svodi se na evakuaciju.

Osim scenarija loma zaštitne posude prema slici 3.8.4. analiziraju se (teorijski i eksperimentalno) i drugi koji su vezani uz izbacivanje rastaljene smjese iz reaktorske posude pod visokim tlakom, eksploziju pare u dodiru vode s rastaljenom jezgrom te eksploziju vodika koji se generira kod reakcije cirkonija i vodene pare.

Zahvati kojima možemo bitno smanjiti vjerojatnost gubitka integriteta zaštitne posude jesu:

- Ugradnja hvatača jezgre. Kod nuklearne elektrane snage 1300 MW rastaljena masa jezgre i ostalog materijala (konstrukcijski čelik) je oko 200 t. Generacija topline u masi je oko 25 do 30 MW u prvim satima i 8 do 10 MW dugoročnije. Poboljšano hlađenje rastaljene mase može se postići ugradnjom ispod jezgre reaktora masivnog bloka od materijala otpornog na visoke temperature (grafit, oksid urana). U literaturi taj je blok poznat pod nazivom "hvatač jezgre" (odnosno u engleskoj terminologiji *core catcher*) koji raspršenjem i vođenjem topline hladi rastaljenu masu.



Slika 3.8.4. Tlak u zaštitnoj posudi nakon graničnog projektnog loma bez hlađenja jezgre u recirkulaciji.

- Hlađenje zaštitne posude s vanjske strane cirkulacijom zraka i prskanje vode po vanjskoj površini posude.
- Ugradnja sustava za kontrolirano ispuštanje plinova iz zaštitne posude (ventiliranje zaštitne posude).

U zaštitnu posudu možemo ugraditi rasteretni ventil koji se otvara kad unutarnji tlak dosegne projektni tlak. Nakon otvaranja ventila plinovi se iz zaštitne posude ispuštaju u atmosferu kroz filter, koji zadržava radioaktivne tvari. Zahvaljujući tom zahvatu, tlak u zaštitnoj posudi ne može doseći vrijednost koja ugrožava njezin integritet. To je princip izvedbe tzv. ventilirane zaštitne posude, a već je primijenjen kod nekoliko nuklearnih elektrana.

Osiguranje funkcije zaštitne posude dopušta da se prema MAAE u dokumentu IN-SAG-3 postavi dodatni cilj projekta napredne generacije tlakovodnih reaktora u smanjenju vjerojatnosti ugrožavanja stanovništva u okolini nuklearne elektrane. Taj je cilj sadržan u zahtjevu da vjerojatnost ozračenja najugroženijeg pojedinca u okolini elektrane iznad granično dopuštene razine ($0,25$ Sv na cijelo tijelo) bude niža od 10^{-6} slučajeva godišnje.

Poboljšanje ekonomičnosti reaktora

Već je spomenuto da će prihvat naredne generacije nuklearnih elektrana od elektroprivrednih organizacija ovisiti i o njihovoj ekonomičnosti.

Zbog toga su, osim navedenih mjera za povećanje sigurnosti, u sustavima postrojenja naprednih tlakovodnih reaktora poduzeti i mnogi zahvati radi povišenja ekonomičnosti i tehničkih pojednostavljenja. Neke od značajnijih mjera te vrste jesu:

- Poboljšana ekonomija gorivnog ciklusa.
Poboljšana ekonomija gorivnog ciklusa (manje obogaćenje, duži gorivni ciklus) postiže se regulacijom tvrdoće neutronskog toka odnosno spektralnog pomaka

neutronskega toka (u literaturi *spectral shift*) tijekom odgora. O toj će se metodi nešto više reći kasnije. Na poboljšanje ekonomije gorivnog ciklusa djeluje i zamjena elastičnih rešetki gorivnih elemenata od inkonela s rešetkama od legure cirkonija.

- Povišenje projektirane životne dobi nuklearne elektrane na 60 godina (kod standardnih izvedbi nuklearnih elektrana je projektna životna dob 30 do 40 godina).
- Smanjenje kumulativne doze zračenja osoblja u elektrani na 1 Sv/god.
- Smanjenje trajanja gradnje nuklearne elektrane na 48 mjeseci (standardna postrojenja grade se 60 i više mjeseci).

Metode za poboljšanje gorivnih ciklusa kod naprednih tlakovodnih reaktora

Već je spomenuto da se paralelno s razvojem sustava za poboljšanje sigurnosti pogona vodom moderiranih i hlađenih reaktora i pojednostavljenjem njihovih izvedbi danas istražuju i metode za poboljšanje njihovih gorivnih ciklusa. Poznato je, naime, da je iskoristivost goriva u današnjim lakovodnim reaktorima malena i da je njihov faktor konverzije prilično skroman, svega oko 0,3 (faktor konverzije je definiran odnosom proizvedenih i utrošenih fisibilnih atoma).

Za upotrebu u reaktorima raspoložive su pak sve veće količine plutonija iz ozračenog goriva. Stoga je zanimljivo razmotriti gorivne cikluse koji što bolje iskorišćuju raspoloživ fisibilni materijal, trebaju što manje novog prirodnog urana (čija će cijena, prema očekivanju, rasti) i zbog toga daju povoljniju cijenu nuklearnog goriva po jedinici proizvedene energije od današnjih lakovodnih reaktora.

Brzi oplodni reaktori, čija je osnovna namjena bila da se upotrebom plutonija dobivenog preradom goriva na minimum smanji potreba za novim količinama urana i zbog toga bitno smanji cijena nuklearnog goriva po jedinici proizvedene energije, danas su još uvijek daleko od šire primjene u energetici.

Stoga je u više zemalja, sadašnjih ili potencijalnih korisnika nuklearne energetike, u toku program razvoja gorivnih ciklusa lakovodnih reaktora kojima je cilj postići u tim reaktorima bolje iskorištenje nuklearnog goriva. Poboljšanje se svodi na recikliranje plutonija, izradu goriva iz tzv. miješanih oksida, tj. iz oksida urana i plutonija (u literaturi je takvo gorivo poznato kao *Mixed Oxide* ili MOX gorivo) i na postizanje što višeg odgora s takvim gorivom. Veličina odgora, uz pretpostavku dovoljne mehaničke i radijacijske otpornosti materijala gorivne šipke, ovisi o početnom obogaćenju goriva i ekonomiji neutrona u jezgri. Veći odgor dijelom je uzrokovan većim faktorom konverzije (koji pak ovisi o broju neutrona apsorbiranih u težem izotopu urana).

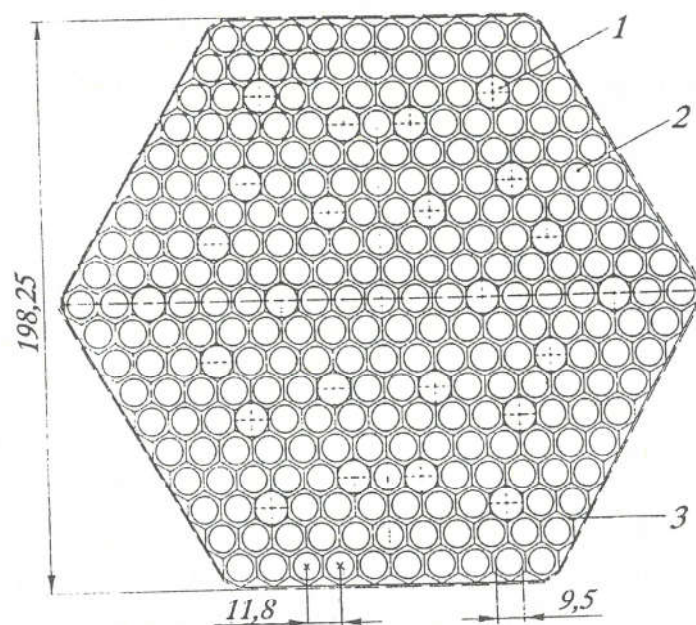
Iz slika 3.7.1. i 3.7.4. vidimo da s povećanjem podmoderacije jezgre reaktora (pomaćom odnosa H/U na slici prema lijevo) smanjujemo faktor p i k_{eff} , a povećavamo faktor f u tom reaktoru. Reaktivnost se smanjuje zbog povećane apsorpcije epitermičkih neutrona u izotopu ^{238}U . Ako se prisjetimo da apsorpcija neutrona u ^{238}U dovodi do proizvodnje plutonija, postaje jasno da takvim načinom smanjenja reaktivnosti postizemo bolju ekonomičnost nego kada neutrone apsorbiraju tekući ili izgorljivi apsorberi, ili bilo koji drugi paraziti apsorberi. U praksi se smanjenje odnosa volumena moderatora i goriva (s vrijednosti oko dva kod današnjih tlakovodnih reaktora na oko 1,2 ili niže) rješava gušćim rasporedom gorivnih šipki u gorivnom elementu. Najučinkovitije se to postiže izradom gorivnih elemenata s trokutastim rasporedom gorivnih šipki, jer takav raspored omogućuje gušće pakiranje gorivnih šipki nego kvadratični raspored.

Kao primjer, gorivni element što ga je predložila njemačka tvrtka KWU, ima šesterokutan presjek, sadrži 349 gorivnih šipki promjera 9,5 mm u trokutastom rasporedu s razmakom osi šipki od svega 11,8 mm. Odnos volumena vode i nuklearnog goriva je 1,23. Presjek tog gorivnog elementa je prikazan slikom 3.8.5.

Zbog slabe moderacije spektar neutrona kod gusto pakiranih jezgri je tvrdi nego u standardnom tlakovodnom reaktoru. Već je navedeno da se kao dodatna mjera za smanjenje parazitne apsorpcije neutrona za izradu elastičnih rešetki upotrebljava cirkonij umjesto inkonela. Očekuje se da bi s takvim gorivnim elementima na račun boljeg faktora konverzije (do 0,75) i uz primjenu MOX goriva mogao odgor podići na bar 50 000 MWd/t.

Dodatno poboljšanje gorivnog ciklusa kod reaktorskih jezgara s tvrdim neutronske spektrom može se postići ako se regulira reaktivnost mijenjanjem odnosa volumena moderatora i urana u jezgri tijekom pogona, tj. mijenjanjem prosječne energije neutrona u spektru (u literaturi je taj način poznat kao *Spectral Shift Control*). Takav se način regulacije reaktivnosti predlaže kod prije spomenutog naprednog tlakovodnog reaktora po projektu Westinghouse - Mitsubishi. Regulacija reaktivnosti se ostvaruje tako da se kod svježije jezgre smanjuje odnos H/U a time i reaktivnost istiskivanjem vode iz jezgre metalnim šipkama. Obratno, kod istrošene jezgre se izvlačenjem šipki povećava količina vode, a time i reaktivnost jezgre. Poboljšanje ekonomije neutrona postiže se na račun smanjenja njihove apsorpcije u tekućim i izgorljivim apsorberima.

Potrebno je primijetiti da primjena jezgara s visokim faktorom konverzije u naprednim tlakovodnim reaktorima nije bez problema. Potrebno je izvesti opsežne studije fizikalnih termohidrauličkih i mehaničkih karakteristika reaktorskih jezgara u svim pogonskim i akcidentalnim uvjetima da bi se dokazala njihova pogonska stabilnost i sigurnost. Do sada izrađene analize ne ukazuju da bi trebalo očekivati znatnije teškoće (iako pokazuju da koeficijent reaktivnosti šupljina može kod gustih plutonijskih rešetki postati pozitivan).



Slika 3.8.5. Presjek gorivnog elementa tlakovodnog reaktora s visokim faktorom konverzije: 1 – vodilica regulacijske šipke, 2 – gorivna šipka, 3 – potporna rešetka

Potrebno je dakako dokazati i da takve jezgre osiguravaju i očekivanu ekonomičnost gorivnog ciklusa, odnosno da postignute ekonomske prednosti u smanjenoj potrošnji urana višestruko kompenziraju veću cijenu izrade kompleksnijih gorivnih elemenata.

Tlakovodni reaktori s pasivnom sigurnošću

Reaktorsko postrojenje, kod kojeg osiguranje jezgre i zaštitne posude od pregrijavanja ne bi ovisilo o električki pokretanim komponentama, nego o djelovanju uvijek prisutnih prirodnih sila (kao što je gravitacija odnosno uzgon), uskladištenoj energiji (komprimirani plin, akumulatorske baterije) i pasivnim mehaničkim komponentama (nepovratni ventili), ima u načelu prednost pred standardnim rješenjem. Kod takvog bi postrojenja pokretna sila fluida uvijek bila prisutna bez obzira na raspoloživost električne energije za pokretanje pumpi, ili na raspoloživost samih pumpi. Električna energija, potrebna samo za signalizaciju i upravljanje magnetnim ventilima dobiva se iz akumulatorske baterije. Magnetni ventili služe za zatvaranje i otvaranje prolaza komprimiranog zraka za pogon ventila na cjevovodima fluida u postrojenju.

S prestankom potrebe za izmjeničnom strujom radi pokretanja fluida u sustavu zaštitnog hlađenja reaktorske jezgre otpada i potreba za specijalnim osiguranjem napajanja postrojenja električnom energijom (koje je potrebno kod standardne izvedbe tlakovodnih reaktora, a ostvaruje se ugradnjom rezervnih dizel-agregata sigurnosne klase).

Primjena gravitacije za pokretanje fluida znači hlađenje prirodnom cirkulacijom. Takvo hlađenje ovisi o visinskom rasporedu komponenata i o temperaturnoj razlici u cirkulacijskoj petlji.

I kod standardne izvedbe tlakovodnog reaktora moguće je hlađenje jezgre prirodnom cirkulacijom. Time se osigurava hlađenje jezgre obustavljenog reaktora, nakon ispada reaktorskih pumpi iz pogona (pri ispadu pumpi reaktor se automatski gasi). Tim se načinom hlađenja može, bez pregrijanja jezgre, odvesti 3 do 5 % nominalne snage reaktora.

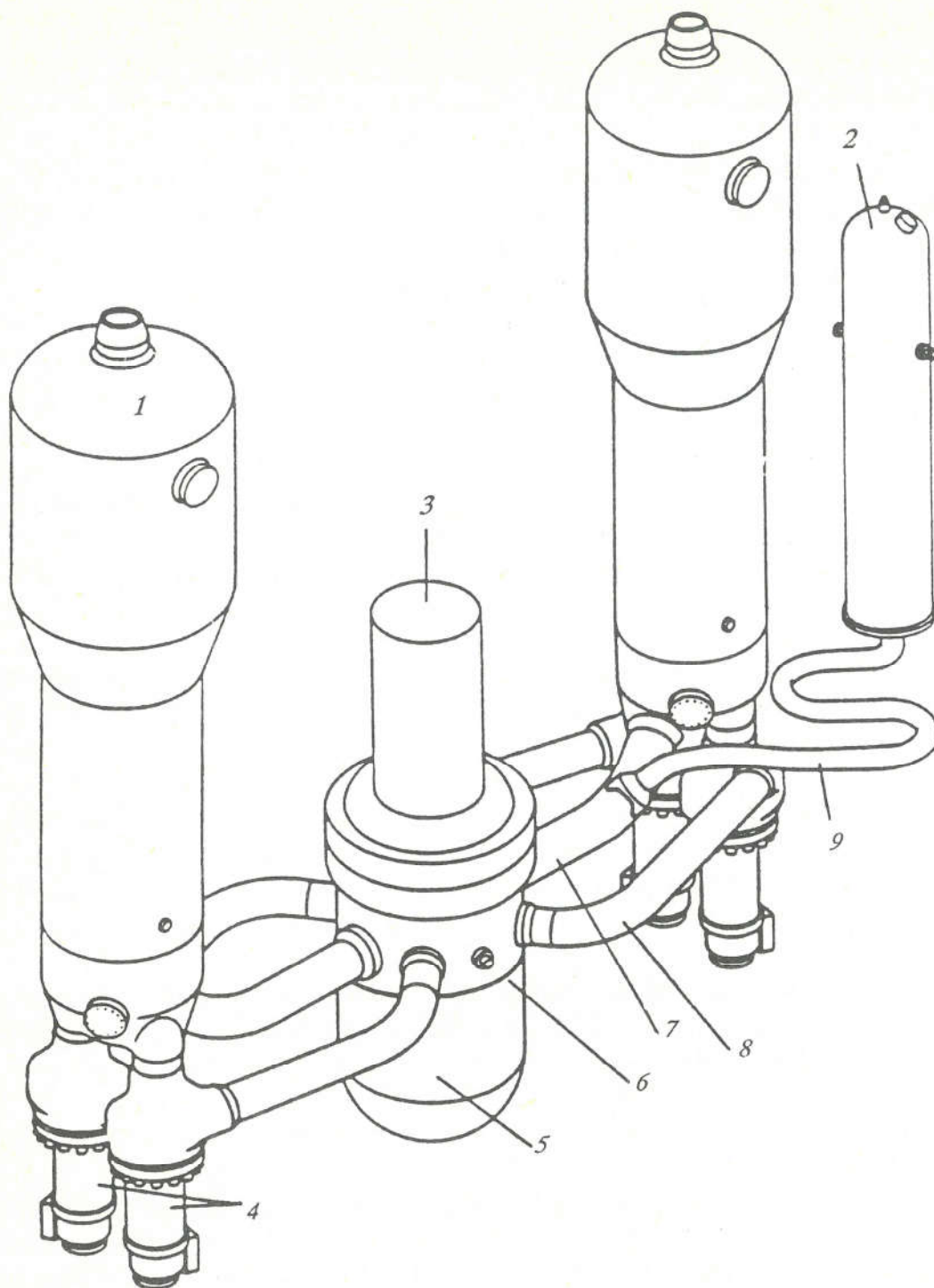
Međutim, standardne izvedbe tlakovodnih reaktora ne osiguravaju mogućnost zaštitnog hlađenja jezgre prirodnom cirkulacijom fluida u slučaju gubitka primarnog hladila kao ni mogućnost odvoda ostatne topline jezgre ako je izgubljena funkcija parogeneratorsa (tj. pasivno djelovanje sustava za odvod ostatne topline).

Ne treba ipak zaboraviti da ni rad pasivnih sustava reaktora uz potpuno pomanjkanje svih izvora električne energije nije moguć. Potrebno je osigurati signalizaciju, instrumentaciju, rad elektromagnetnih releja za pogon ventila. Te su potrebe električne energije međutim malene pa ih je moguće tijekom dovoljno dugog vremena nadoknađivati iz sigurnih izvora električne energije (dobro održavane i redundantne akumulatorske baterije).

Najpoznatiji primjer reaktorskog postrojenja s tlakovodnim reaktorom i pasivnim sustavom za zaštitno hlađenje jezgre i odvod ostatne topline je AP-600 (*Advanced Passive 600 MW*), što ga je predložila tvrtka Westinghouse. To postrojenje, projekt kojega je još uvijek u razradi, razmotriti ćemo pobliže.

Reaktorsko postrojenje AP-600

Postrojenje sadrži tlakovodni nuklearni reaktor i dvije primarne rashladne petlje. Specifičnost izvedbe primarnog rashladnog kruga sastoji se u spajanju pumpi i parogeneratorsa u mehaničku cjelinu (slika 3.8.6.).



Slika 3.8.6. Komponente primarnog sustava postrojenja AP 600: 1 – parogenerator, 2 – tlačnik, 3 – pogon regulacijskih sklopova, 4 – primarne pumpe, 5 – reaktorska posuda, 6 – priključak za sigurnosno ubrizgavanje, 7 – topliji primarni cjevovod, 8 – hladniji primarni cjevovod, 9 – priključak na tlačnik

Svaka petlja sadrži po jedan parogenerator i dvije pumpe. Prednost je takve izvedbe u izostavljanju spojnog cjevovoda između parogeneratora i pumpi te u izostavljanju posebne potporne konstrukcije pumpi. Pumpe su polovicu manje od pumpi u standardnoj izvedbi tlakovodnih reaktora. Zatvorenog su tipa, bez brtvljenja na osovini (rotor motora koji se

okreće u zatvorenom kućištu u izravnoj je vezi s primarnim fluidom). Odluka o izboru tipa i veličine pumpi je bila uzrokovana stupnjem njihova razvoja kao i dokazanom pogonskom pouzdanošću. Takve se pumpe inače upotrebljavaju za druge namjene (u nuklearnim postrojenjima za propulziju i za pumpanje radioaktivnih tekućina). Pumpe zatvorene izvedbe pridonose sigurnosti pogona jer ne može doći u pitanje istjecanje tekućine uz osovinu pa ni gubljenje hermetičnosti primarnog kruga zbog degradacije brtvi na osovinu. Kod pumpi kojima se koriste današnji tlakovodni reaktori (PWR) takva pojava može nastupiti ako se pregriju brtve nakon dugotrajnog gubitka električne energije.

Kod pumpi primarnoga kruga bitno je da imaju što veći zamašni moment, kako pri gubitku električne energije ne bi, zbog naglog pada protoka, došlo do filmskog kipljenja (i pojave kritičnog toplinskog toka) u jezgri reaktora. Za povećanje zamašnog momenta rotoru pumpe dodaje se teški disk izrađen od metalnog urana.

Nuklearni reaktor postrojenja AP-600 je slične izvedbe kao i standardni tlakovodni reaktori. Gustoća snage u reaktoru je zbog veće sigurnosti oko 30% niža nego u standardnim reaktorima. Predviđen je i radijalni čelični reflektor za smanjenje djelovanja neutronskog toka na reaktorsku posudu. Gorivni elementi su standardni (tip 17x17, s dužinom od kojih 3,6 m).

Za regulaciju reaktivnosti upotrebljava se borna kiselina, izgorljivi apsorberi, standardne i tzv. sive regulacijske šipke.

Tlačnik je većih dimenzija nego u standardnoj izvedbi. Time je osigurano da se veći dio prijelaznih pojava može svladati bez otvaranja rasteretnih ili sigurnosnih ventila tlačnika.

Zaštitno hlađenje jezgre kod reaktorskog postrojenja AP-600

Osnovnu karakteristiku postrojenju AP-600 daje specifično rješenje zaštitnog hlađenja jezgre, koje je predviđeno primjenom pasivnog načina hlađenja (bez potrebe za pumpama koje ubrizgavaju rashladni fluid u primarni krug). Zbog toga ostaje djelotvorno i pri potpunom gubitku izmjenične struje za napajanje elektromotora u nuklearnoj elektrani.

Shema zaštitnog hlađenja jezgre kod AP-600 prikazana je slikom 3.8.7.

Dobava vode u jezgru je osigurana pasivnim načinom na tri razine tlaka primarnoga kruga:

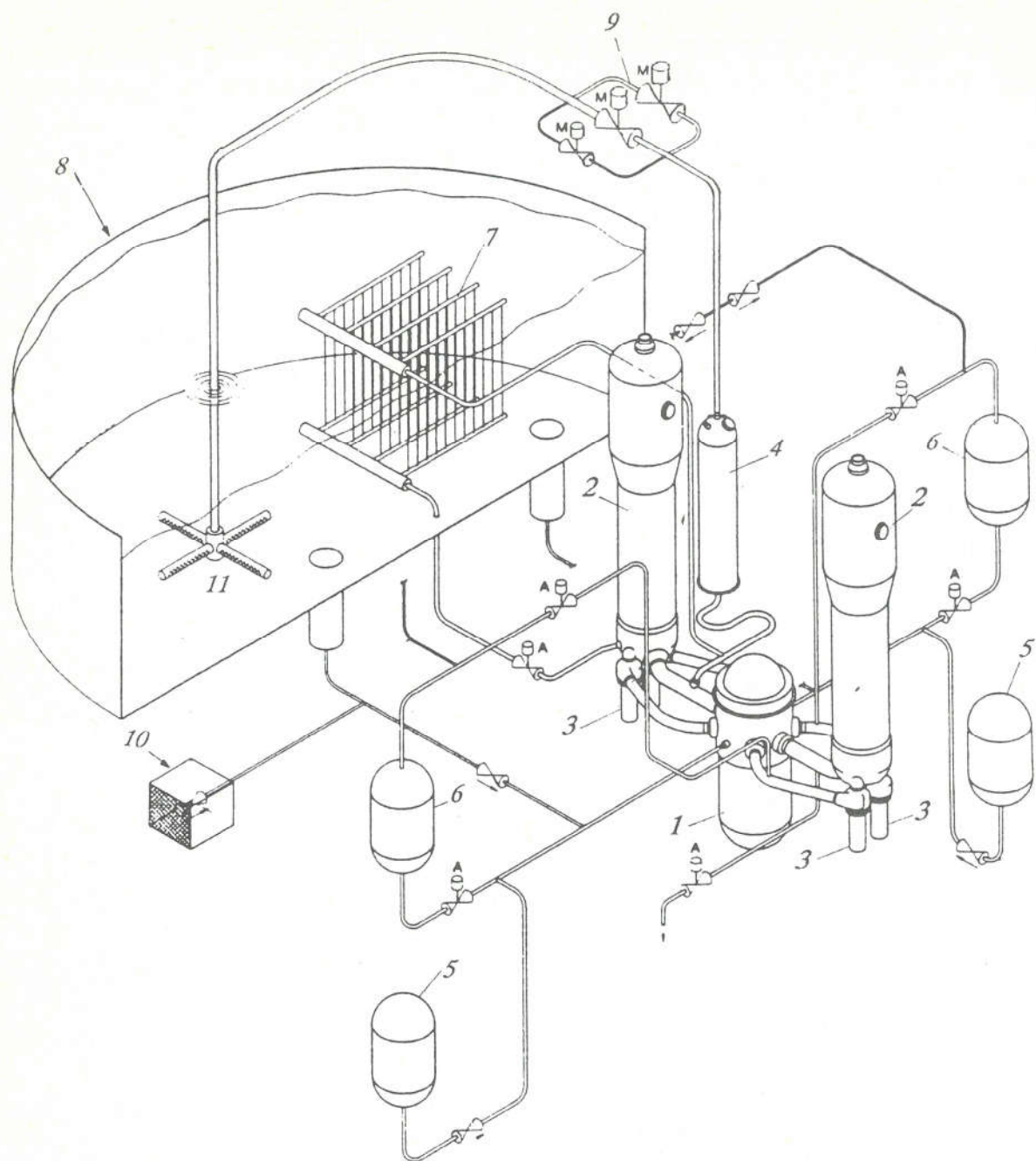
- na visokom tlaku iz visokotlačnih spremnika borirane vode
- na srednjem tlaku iz akumulatora pod tlakom dušika
- na niskom tlaku iz velikog spremnika borirane vode.

Pasivno visokotlačno injektiranje rashladne vode u reaktorsku posudu (točnije u međuprostor između reaktorske i unutarnje posude iz kojega rashladno sredstvo ulazi u jezgru) postignuto je gravitacijskim slijevanjem vode iz visokotlačnih spremnika volumena oko 57 m³. U spremnicima se održava tlak na istoj razini kao u tlačniku pomoću cjevovoda za izjednačenje tlaka. Spremnici su smješteni na višoj razini od reaktorske posude i mogu je opskrbljivati protokom dovoljnim za visokotlačno hlađenje jezgre u trajanju od 15 do 20 minuta.

Akumulatori imaju istu funkciju kao i kod standardne izvedbe tlakovodnih reaktora.

Nalaze se pod tlakom dušika i za nekoliko minuta dobavljaju veliku količinu vode u primarni krug nakon graničnoga projektnog loma (odrez primarnih cjevovoda).

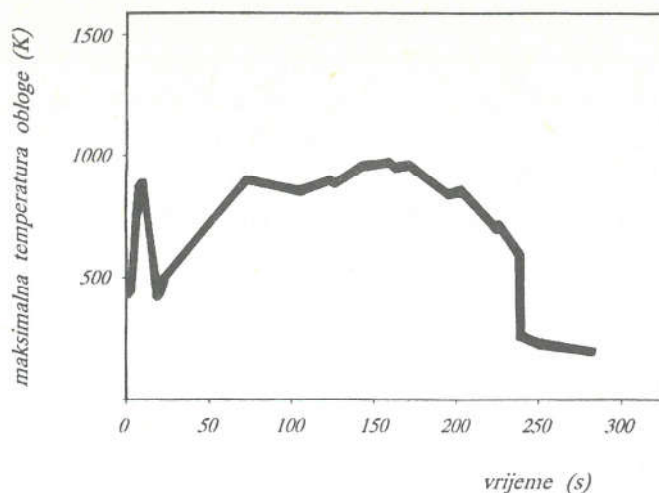
U zaštitnoj posudi nalazi se velik niskotlačni spremnik borirane vode. Pod djelovanjem gravitacije voda iz tog spremnika ulazi u reaktorsku posudu kada tlak vode u



Slika 3.8.7. Sustav za zaštitno hlađenje jezgre i odvod ostatne topline kod reaktorskog postrojenja APP 600: 1 – reaktor, 2 – parogenerator, 3 – primarne pumpe, 4 – tlačnik, 5 – akumulatori, 6 – visokotlačni spremnici s boriranom vodom, 7 – hladnjak sustava za odvod ostatne topline, 8 – niskotlačni spremnik borirane vode unutar zaštitne posude, 9 – ventili za obaranje tlaka, 10 – slivnik zaštitne posude, 11 – razdjelnik za kondenzaciju pare

primarnom krugu padne na oko 7000 Pa iznad tlaka u zaštitnoj posudi. Spremnik se nakon graničnog loma prazni za oko 10 sati. Nakon toga se u dugom vremenu nastavlja hlađenje jezgre prirodnom cirkulacijom vode koja se skupila u zaštitnoj posudi.

Sniženje tlaka u primarnom krugu, koje je preduvjet za aktiviranje niskotlačnog hlađenja jezgre, može se postići ispuštanjem pare iz tlačnika preko ventila za obaranje tlaka. Para se kondenzira u spremniku borirane vode. Sniženje tlaka počinje automatski



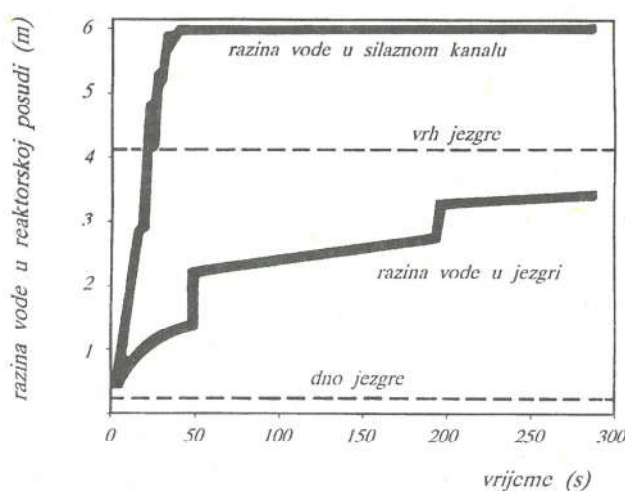
Slika 3.8.8. Maksimalna temperatura obloge gorivne šipke nakon graničnog loma na primarnom krugu (velika LOCA) kod reaktora AP 600.

nakon početka pražnjenja visokotlačnih spremnika. Dinamika sniženja tlaka je programirana ovisno o količini injektirane vode, kako bi se spriječila pojava kritičnoga toplinskog toka i otkrivanje jezgre.

Rezultat djelovanja sustava za zaštitno hlađenje reaktorske jezgre kod reaktorskog postrojenja AP-600 može se razabrati iz slika 3.8.8. i 3.8.9.

Slika 3.8.8. pokazuje da nakon projektom predviđenog graničnog loma na primarnom krugu (velika LOCA) maksimalna temperatura obloge ne prelazi 1000 K (727°C), što je bitno niže od najviše vrijednosti koju propisi određuju za ovaj parametar (1200°C).

Slika 3.8.9. prikazuje rezultate proračuna brzine ulaska rashladne vode u jezgru (iz koje proizlazi brzina promjene razine vode u reaktorskoj posudi) nakon graničnog loma na primarnom krugu. Vidi se da uvođenje vode sustava za zaštitno hlađenje jezgre u reaktor



Slika 3.8.9. Razina vode u reaktorskoj posudi nakon graničnog loma na primarnom krugu (velika LOCA) kod reaktora AP 600.

rezultira brzim punjenjem silaznog kanala (prstenasti prostor između reaktorske posude i unutarnje posude reaktora kroz koji prolazi rashladna voda prije ulaska u jezgru) i nakon toga postupnim punjenjem jezgre. Temperature goriva prikazane slikom 3.8.8. ovise o brzini ponovnog punjenja jezgre rashladnom vodom.

Sasvim mala propuštanja na primarnom krugu mogu se, analogno kao u standardnoj izvedbi tlakovodnih reaktora, nadoknaditi pumpama sustava za volumnu i kemijsku kontrolu.

Pasivni sustav za odvod ostatne topline

Obustavljeni reaktor hladi se pasivnim sustavom za odvod ostatne topline. Rashladni fluid u tom sustavu kreće se prirodnom cirkulacijom. Iz slike 3.8.7. se razabire da se hladnjak sustava nalazi u prije spomenutom velikom niskotlačnom spremniku s boriranom vodom. Dno hladnjaka je oko 2,5 m iznad primarnih cjevovoda u koje ulazi rashladni fluid. Temperatura u spremniku, ako izostane vanjsko hlađenje, za nekoliko sati dosegne temperaturu zasićenja, a nekoliko je dana potrebno da voda u njemu ispari.

Veoma je bitno primijetiti da sustav za odvod ostatne topline postrojenja AP-600 je sposoban za rad na nominalnom tlaku reaktora, zbog čega može preuzeti hlađenje reaktora u slučaju ispada reaktorskih pumpi i/ili izolacije parogeneratorskog sustava. U toj funkciji zamjenjuje sustav pomoćne napojne vode.

Hlađenje zaštitne posude postrojenja AP-600

Čelična zaštitna posuda također se hladi pasivnim načinom, prirodnom cirkulacijom zraka uz vanjsku stijenu posude. Posebnim oblikovanjem vodilice zraka stvara se uz posudu snažan uzgon. Hlađenje se pospješuje polijevanjem vanjske stijene zaštitne posude vodom iz velikog spremnika smještenog na njezinu gornjem dijelu. Sustav za hlađenje zaštitne posude reaktorskog postrojenja AP-600 prikazan je slikom 3.8.10.

Provjera rada sustava AP-600

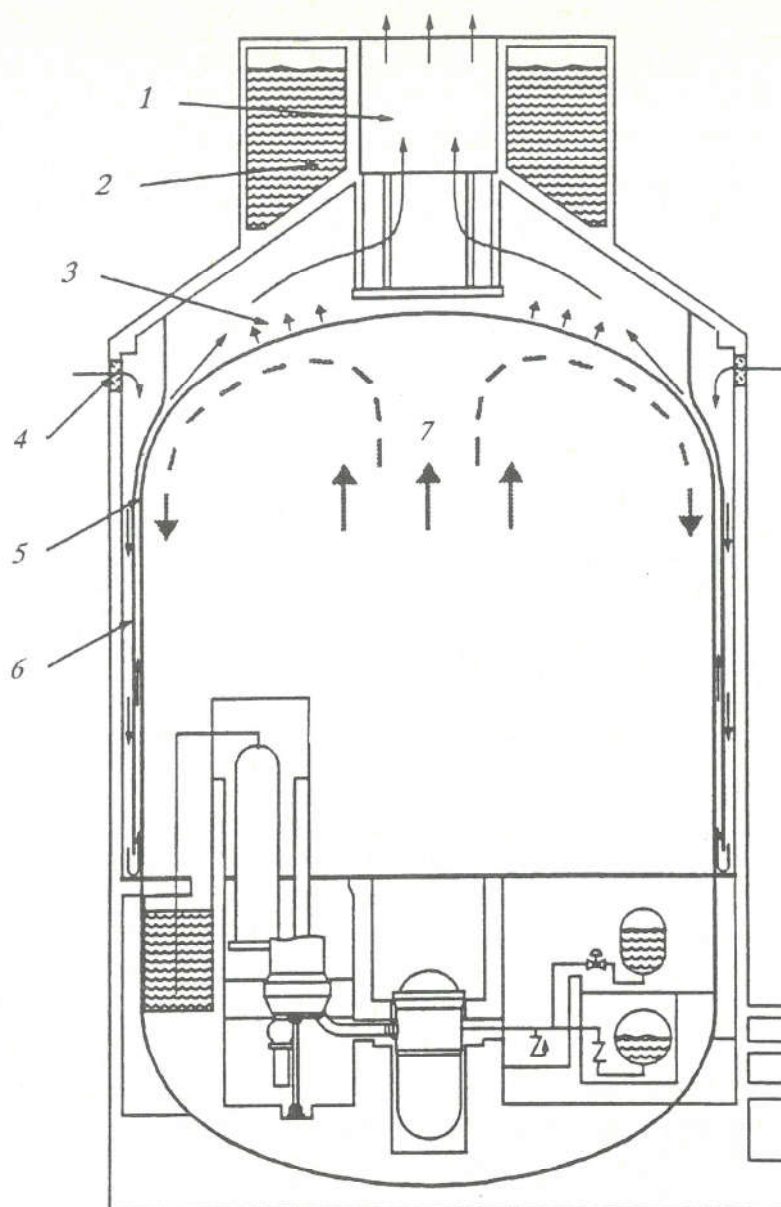
Treba uzeti u obzir da funkcioniranje pasivnog sustava zaštite reaktorskog postrojenja AP-600 nije još u praksi provjereno u punom mjerilu. Provjera je djelomično izvedena eksperimentalnim putem. Budući da su sve komponente standardne i provjerene izvedbe, Westinghouse je uvjeren da dobivanje dozvola za rad postrojenja neće biti uvjetovano prethodnom gradnjom i provjerom prototipnog reaktora.

Rezultati probabilističkih analiza sigurnosti

Probabilističke analize sigurnosti pokazuju da će, uzevši u obzir ugrađene sigurnosne mjere u postrojenje AP-600, resultantna vjerojatnost topljenja jezgre biti oko $1,3 \times 10^{-6}$ po reaktorskoj godini. Ta je brojka vrlo bliska broju za napredne tlakovodne reaktore (tablica 3.8.1.).

Nadalje, vjerojatnosna analiza otkaza zaštitne posude pokazuje da je uz opisano pasivno hlađenje zaštitne posude reaktora vjerojatnost ispuštanja većih količina radioaktivnih tvari u okoliš svega oko $7,5 \times 10^{-9}$ slučajeva po godini rada reaktora.

Reaktorsko postrojenje AP-600 bi time znatno nadmašilo ranije navedeni cilj prema kojem se za buduće reaktore ograničava vjerojatnost ispusta radioaktivnosti u okolinu, iz koje bi mogla rezultirati doza zračenja najugroženijeg pojedinca 0,25 Sv na cijelo tijelo, na 10^{-6} slučajeva po godini pogona reaktora.



Slika 3.8.10. Sustav za hlađenje zaštitne posude kod reaktor-skog postrojenja AP 600: 1 – izlaz zraka, 2 – spremnik s vodom, 3 – hlađenje isparavanjem mokre stijenske, 4 – ulaz zraka, 5 – čelična zaštitna posude, 6 – vodilica strujanja zraka u prirodnoj cirkulaciji, 7 – smjer unutarnje cirkulacije zraka.

Pojednostavljenje izvedbe postrojenja i standardizacija

Osnovna predviđena prednost postrojenja AP-600 je u znatnom pojednostavljenju izvedbe postrojenja, s obzirom na standardne kao i s obzirom na napredne tlakovodne reaktore. Pojednostavljenje mora rezultirati boljom ekonomičnošću postrojenja, pa čak i u uvjetima smanjene snage (600 MW prema 1200-1300 MW u standardnim izvedbama nuklearnih elektrana s tlakovodnim reaktorima).

Bitno je da se unatoč pojednostavljenju i očekivanom pojeftinjenju izvedbe očekuje da će nuklearna sigurnost postrojenja, izražena u vjerojatnosti taljenja jezgre po reaktor-

skoj godini, i nuklearna sigurnost okoline (koja se ogleda u vjerojatnosti ispuštanja većeg iznosa radioaktivnih tvari u okolinu) ostati praktički iste kao kod mnogo kompleksnijeg naprednog tlakovodnog reaktora.

Radi ilustracije očekivanog pojednostavljenja izvedbe postrojenja AP-600 s obzirom na standardne izvedbe tlakovodnih reaktora u tablici 3.8.2. dana je usporedba količine ugrađene opreme u jedno i drugo postrojenje.

Tablica 3.8.2. Usporedba količine ugrađene opreme u reaktorsko postrojenje AP- 600 i standardno postrojenje tlakovodnog reaktora s dvije rashladne petlje

	AP-600	Standardno postrojenje
Pumpe sigurnosne klase	–	25
Pumpe van sigurnosne klase	139	188
Ventilatori	27	52
Ventili u reaktorskom postrojenju promjera iznad 50 mm	215	512
Ventili u turbogeneratorskom dijelu promjera iznad 50 mm	1530	2041
Cjevovodi u reaktorskom postrojenju promjera iznad 50 mm	3365 m	13467 m
Cjevovodi u turbogeneratorskom dijelu promjera iznad 50 mm	20420 m	29585 m
Dizel-generatori sigurnosne klase	–	2
Dizel-generatori izvan sigurnosne klase	1	–

Očekuje se da će sva pitanja vezana uz gradnju i licenciranje reaktorskog postrojenja AP-600 biti riješena sredinom 1990-ih godina, tako da bi prvo postrojenje tog tipa moglo biti u pogonu početkom idućeg desetljeća.

Potrebno je napomenuti da je najbitnije pitanje oko buduće gradnje reaktorskog postrojenja AP-600 vezano uz dilemu da li će Regulatorni organ SAD (National Regulatory Commission) dopustiti gradnju tog energetskog postrojenja bez zahtjeva da se pojedine funkcije pasivnih sigurnosnih sustava zamijene ili podrže funkcijama aktivnih sustava sigurnosne klase. Za sada postoji tendencija da se takav zahtjev postavi za sustave vezane uz hlađenje obustavljenog reaktora, svladavanje nekih prijelaznih pojava i ozbiljnih nezgoda. Usvajanje takvog pristupa znatno bi smanjilo očekivane prednosti reaktora s pasivnim zaštitnim sustavima.

Pri provjeravanju projektnih rješenja reaktora AP-600 svakako je od bitnog značenja raščišćavanje svih dilema s obzirom na funkcioniranje pasivnog sustava zaštitnog hlađenja jezgre (mogućnost dobave predviđene količine vode u jezgru, osiguranje dovoljnog protoka fluida kod prirodne cirkulacije te mogućnost pojave parnih čepova u cirkulacijskoj petlji koji mogu blokirati prirodnu cirkulaciju).

Idejna rješenja nekih drugih izvedbi tlakovodnih reaktora

Do sada opisane izvedbe novih tlakovodnih reaktora, bilo naprednog tlakovodnog reaktora ili tlakovodnog reaktora s pasivnim zaštitnim sustavima, možemo smatrati izvedbama reaktora čije su osnovne komponente pogonski provjerene. Da bismo procijenili pouzdano funkcioniranje tih reaktora, možemo se dobrim dijelom osloniti na do sada stečeno iskustvo (iako ni kod njih nisu funkcije svih sustava istovjetne s pogonski provjerenim izvedbama).

Postoje međutim i prijedlozi za gradnju nuklearnih energetske postrojenja s tlakovodnim reaktorima čije su izvedbe, oprema i principi djelovanja bitno različiti od onih koje smatramo provjerenim.

Karakteristike nekih poznatijih idejnih rješenja reaktora koji ulaze u tu kategoriju ukratko će se ovdje opisati.

Reaktori tipa PIUS

Posebna kategorija tlakovodnih reaktora s pasivnom sigurnošću je projektirana u švedskoj tvrtki ASEA. Ti su reaktori poznati pod nazivom PIUS (kratica za *Process Inherent Ultimate Safety*). Jedna verzija tog reaktora, pod nazivom SECURE, razvijena je kao niskotemperaturni reaktor za centralno grijanje u urbanim sredinama.

Pravila na kojima se zasniva projekt reaktora PIUS mogu se sažeti na sljedeći način:

- Jezgra reaktora mora pod uvjetima bilo kojeg projektom predviđenog događaja, odnosno nezgode, ostati sigurna od pregrijavanja i potopljenja, bez potrebe za vanjskom intervencijom u specificiranom vremenu (u projektu se računa da je to tjedan dana). U tom vremenu nije za hlađenje jezgre potrebna ni akcija operatora ni djelovanje bilo koje aktivne komponente (pumpi, ventila....).
- Snaga koja se generira u potopljenoj jezgri uz smanjene mogućnosti hlađenja nakon nezgode ne smije u specificiranom vremenu dovesti do pregrijavanja obloga gorivnih šipki.

Zahtjevi navedeni u gornjim pravilima moraju biti ispunjeni bez obzira na akcije i greške operatora, pa čak i u uvjetima da operatori napuste elektranu.

Navedeni uvjeti, koji se u većine danas izgrađenih nuklearnih reaktora ne mogu ispuniti, diktirali su nova načela pri projektiranju reaktora.

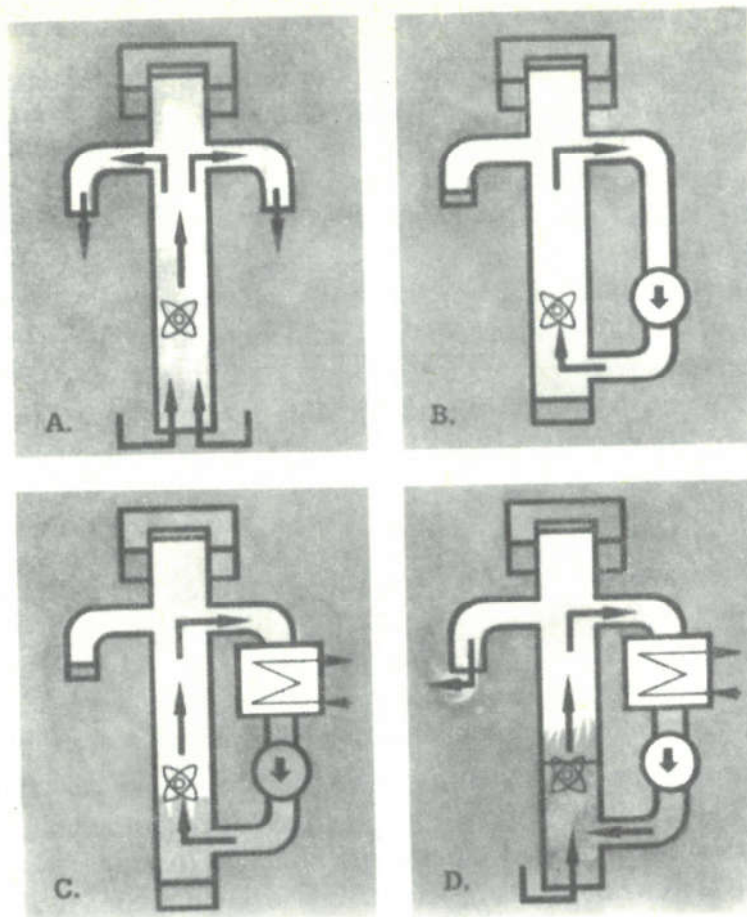
Sigurnost jezgre od pregrijavanja je potpuno povjerena djelovanju pasivnih sila (gravitacija, termičke i hidrauličke sile). Obustava reaktora ne oslanja se, primjerice, čak ni na uobičajen način obustave pogona pomoću regulacijskih i zaustavnih šipki.

Načela koja smo naveli u projektu PIUS reaktora ostvarena su uvođenjem dvaju paralelnih hidrauličkih povezanih cirkulacijskih krugova. Jedan je radni (sadrži rashladnu vodu reaktora čija se toplina koristi), a drugi služi za obustavu reaktora tekućim apsorberom (borna kiselina visoke koncentracije). Cirkulacija fluida u radnom krugu je prisilna, pomoću pumpi, a u drugom prirodna. Oba se kruga nalaze pod tlakom rashladnog fluida. U predloženom projektu reaktora toplinske snage 2000 MW (za elektranu od kojih 640 MW električne snage) tlak rashladnog fluida je 9 MPa.

Princip djelovanja cirkulacijskog sustava reaktora PIUS može se razabrati iz slike 3.8.11. (A do D).

Pojednostavljeno tumačenje cirkulacije fluida po fazama A do D naznačenih na slici je:

- A. Jezgra se nalazi u donjem dijelu vertikalnog kanala, koji je u velikom spremniku s boriranim vodom. Zagrijavanje vode u jezgri prouzrokuje prirodnu cirkulaciju vode, tok koje je u dvije grane prikazan na slici.



Slika 3.8.11. Princip djelovanja zaštitnog hlađenja jezgre kod reaktora PIUS.

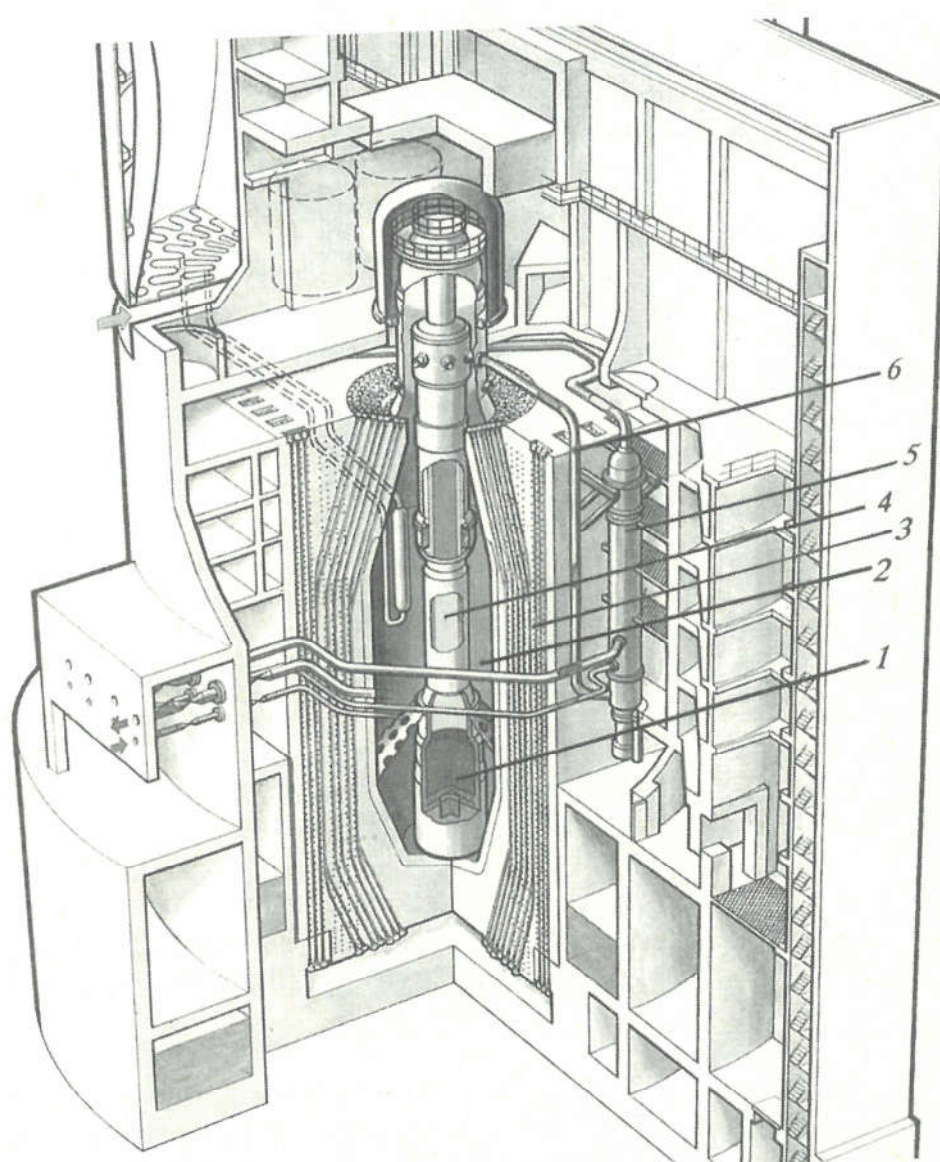
- B. Ako jednu granu prirodne cirkulacije zamijenimo prisilnom cirkulacijom pomoću pumpe, možemo protok pumpe podesiti tako da razlika tlaka u vertikalnom kanalu (koja nastaje zbog težine stupca tekućine u kanalu i zbog cirkulacije fluida) odgovara razlici tlaka koji uzrokuje prirodnu cirkulaciju. Time se obustavlja prirodna cirkulacija u drugoj grani. Pod djelovanjem protutlaka radni cirkulacijski krug odvaja se od fluida u spremniku, pa smanjivanjem koncentracije bora u vodi koja cirkulira kroz jezgru možemo postići kritičnost.
- C. U radni krug možemo ugraditi izmjenjivač topline i iz njega odvoditi toplinu. Reaktor u osnovi radi tada kao svaki tlakovodni reaktor.
- D. Ako se iz nekog razloga u kanalu poveća proizvodnja topline, stupac tople vode (ili nastala mješavina voda-para) postaju lakši, pa raste tlak prirodne cirkulacije. Pumpa mora, radi kompenzacije nastale dodatne razlike tlaka, povećati protok da time povisi razliku tlaka tekućine u kanalu (protok pumpe regulira se automatski korištenjem senzora temperature u donjem dijelu kanala). Ako je dodatni tlak pumpe prenizak, borirana voda ulazi s donje strane u jezgru te gasi i ujedno hladi reaktor. Isto se događa i pri ispadu rashladne pumpe. Nakon gašenja reaktora vanjski krug prirodne cirkulacije automatski preuzima funkciju sustava za odvodnju ostatke topline.

Jedan je od najbitnijih konstrukcijskih elemenata ovog reaktorskog postrojenja tlačni spremnik koji sadržava jezgru reaktora, rashladni krug reaktora i boriranu vodu za gašenje

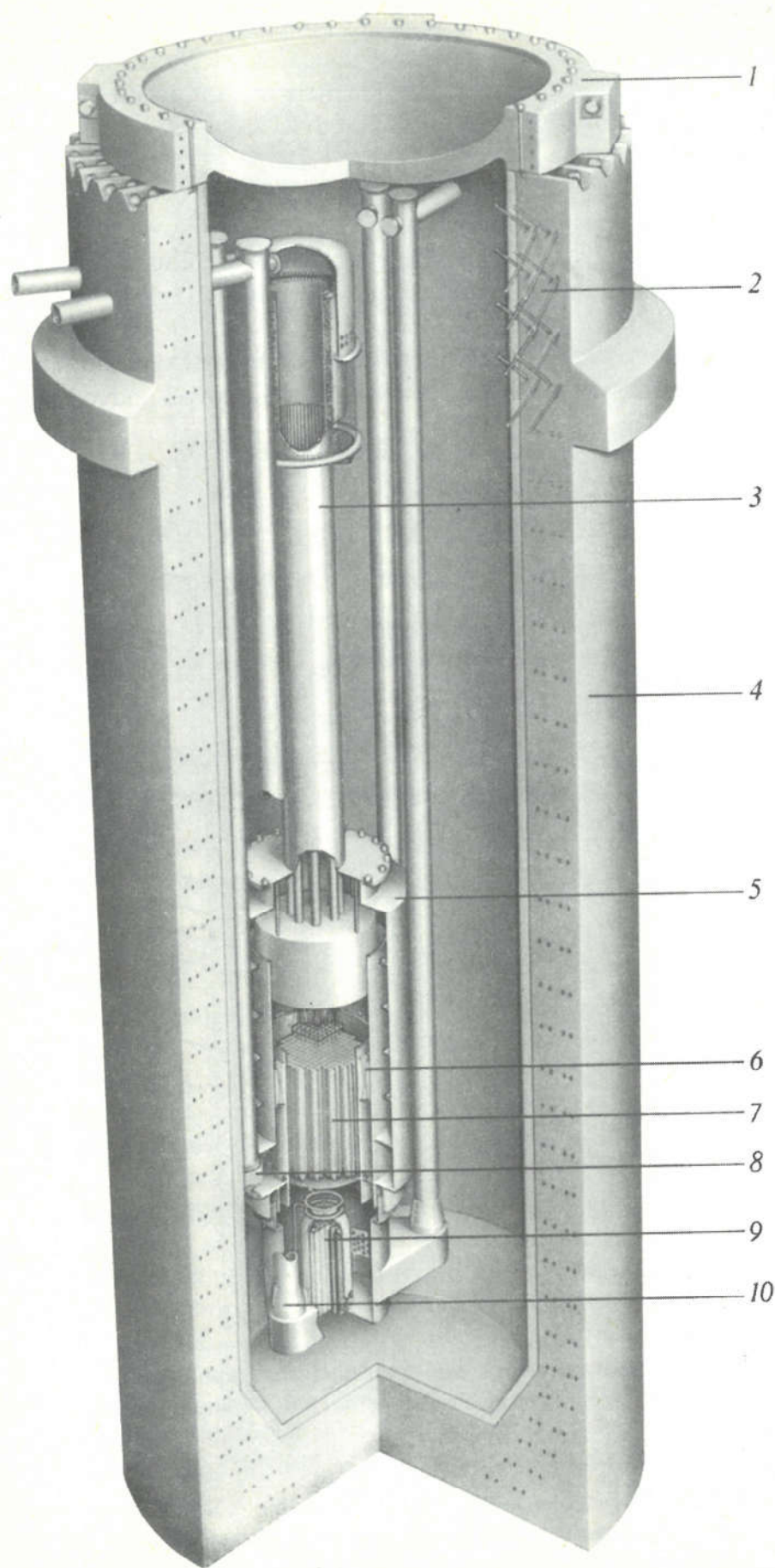
reaktora i zaštitno hlađenje jezgre. Integritet tog spremnika je preduvjet sigurnosti postrojenja. Tlak u spremniku je identičan tlaku rashladnog sredstva reaktora. O količini i temperaturi borirane vode u spremniku ovisi vrijeme u kojem reaktor nakon nezgode ne ovisi o intervenciji iz okoline. Već je navedeno da se predviđa neovisnost u trajanju od jednog tjedna.

Dimenzije tlačnog spremnika su impresivne. Kod navedenog PIUS reaktora snage 2000 MW (termičkih) spremnik ima unutarnji promjer 12,2 m, a visok je 44 m. Unutarnji tlak u spremniku je 9 MPa. Izrađuje se iz prednapregnutog betona s debljinom zidova 7 do 10 metara! Tlak u spremniku održava se pomoću parnog jastuka. Izgled reaktorskog postrojenja može se razabrati iz slike 3.8.12.

Na slici se vidi armiranobetonski tlačni spremnik, reaktorska jezgra smještena u donjem dijelu tlačnog spremnika, vertikalni koncentrični kanal za dovod i odvod vode iz jezgre, vanjski cjevovodi i parogenerator.



Slika 3.8.12. Reaktorsko postrojenje PIUS 2000: 1 – jezgre reaktora, 2 – hladna borirana voda, 3 – armirano betonski spremnik, 4 – kanal rashladnog fluida, 5 – parogenerator, 6 – primarni cjevovod.



Slika 3.8.13. Reaktorsko postrojenje SECURE za sustav centralnog grijanja: 1 – poklopac betonske posude, 2 – kabeli za prednaprezanje, 3 – plin pod tlakom, 4 – posuda od prednapregnutog betona, 5 – reaktorska posuda, 6 – ograničivač protoka, 7 – reaktorska jezgra, 8 – izlaz rashladnog sredstva, 9 – zaporni sloj vode, 10 – ulaz rashladnog sredstva.

Temperatura vode za gašenje reaktora u spremniku je niska (oko 320 K), dok je temperatura rashladnog sredstva reaktora 530 - 560 K. Grijanje borirane vode u spremniku treba spriječiti termičkom izolacijom. Postoji i verzija PIUS reaktora s parogeneratorima u tlačnom spremniku. Pri tom rješenju poteškoću čini izvedba toplinske izolacije između tople vode u primarnom krugu i hladne vode u tlačnom spremniku.

Niskotlačni PIUS reaktor za proizvodnju toplinske energije

Osim opisanog reaktora za nuklearnu elektranu razrađen je i projekt niskotlačnog PIUS reaktora za proizvodnju samo toplinske energije za centralna grijanja.

Verzija PIUS reaktora, pod nazivom SECURE, za centralno grijanje prikazana je slikom 3.8.13. Temperatura ulazne vode u reaktor i izlazne iz njega jesu 363 i 393 K. Tlak u reaktoru je oko 0,7 MPa.

Princip rada reaktora je isti kao što je već opisano. Kod tog se reaktora potisni tlak pumpe uravnotežuje s tlakom plina iznad jezgre i razlikom tlaka u jezgri. Kada se razlika tlaka kroz jezgru smanji, borirana voda iz spremnika potiskuje plin, ulazi u jezgru i gasi reaktor.

Budući da se funkcioniranje PIUS reaktora zasniva na drukčijem principu od ostalih izvedbi tlakovodnih reaktora, prihvaćanje tog tipa reaktora za potrebe energetike najvjerojatnije će biti uvjetovano prethodnim ispitivanjem projektom predviđenih karakteristika na prototipnom postrojenju.

Kako je gradnja prototipnog postrojenja skup i dugotrajan zahvat, ne treba očekivati primjenu tog tipa reaktora u energetici u bliskoj budućnosti. Primjena će naravno ovisiti i o ekonomičnosti takvog reaktora.

Integralni reaktor

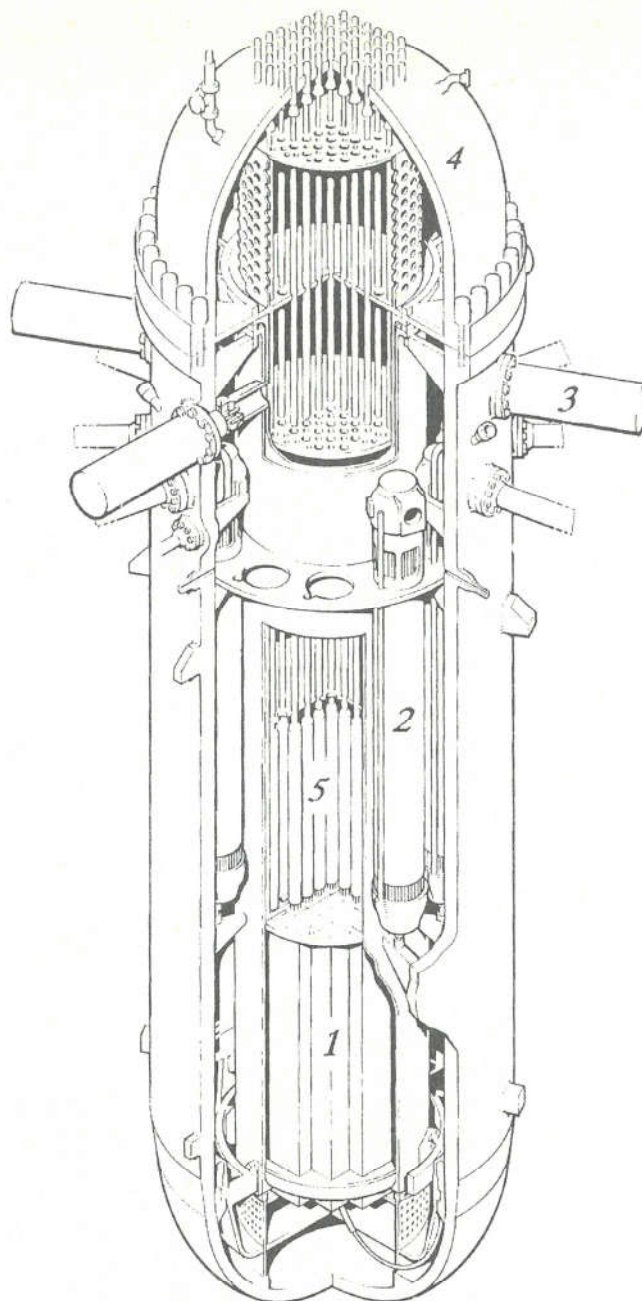
Radi potpunosti nije naodmet razmotriti još jedan koncept tlakovodnog reaktora koji u mnogim elementima odudara od standardnih rješenja za taj tip reaktora. To je reaktor poznat pod kraticom SIR (*Safe Integral Reactor*), čiji je projekt razrađen u Engleskoj (UKAEA i Rolls Royce) u suradnji s američkim tvrtkama Stone and Webster i Combustion Engineering.

Specifičnost tog reaktora je u smještaju svih elemenata primarnog kruga u reaktorskoj posudi, kao što se vidi na slici 3.8.14.

Reaktorska posuda integralnog reaktora mnogo je veća nego kod standardnog tlakovodnog reaktora jer sadrži osim jezgre reaktora još i parogeneratore, primarne pumpe i tlačnik. Promjer reaktorske posude snage 320 MW je oko 6 m, a visina približno 25 m. S obzirom na to da je promjer unutarnje posude reaktorske jezgre približno 3,3 m, a njezina visina oko 3,6 m, odnos volumena vode u reaktorskoj posudi i volumena jezgre bitno je veći nego u standardnim tlakovodnim reaktorima. Time su poboljšani uvjeti za hlađenje jezgre tijekom pogona i nakon obustave, kao i zaštita materijala posude od neutronske zračenja.

Sekundarna voda protječe u cijevnim snopovima, a ne kroz plašteve parogeneratora. Plašt parogeneratora time gubi funkciju održavanja razlike tlaka prema okolini. Umjesto njega postoji samo vodilica primarne vode kroz cijevne registre, koja je podvrgnuta minimalnoj razlici tlaka.

Takvo rješenje omogućuje da se ostvari i izvjesno pregrijavanje pare (za oko 30 K) u parogeneratoru i tako olakša rad parne turbine. Reaktorska posuda sadržava 12 parogeneratora visokih 8,5 m i promjera oko 1 m.



Slika 3.8.14. Integralni reaktor (SIR): 1 – reaktorska jezgra, 2 – parogeneratori, 3 – primarne pumpe, 4 – tlačnik, 5 – regulacijske šipke.

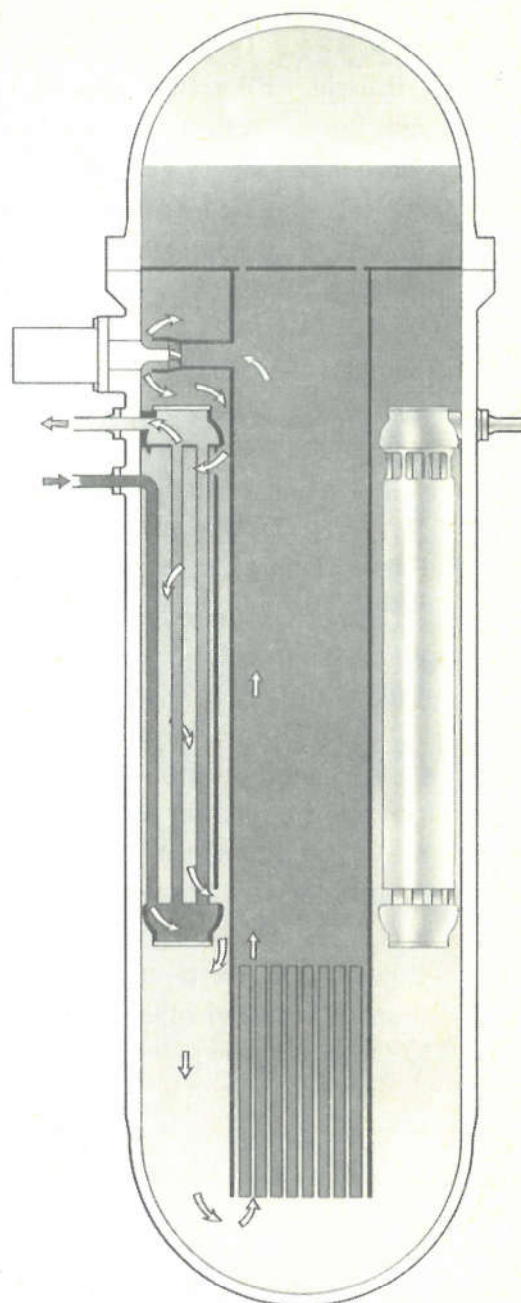
Zanimljivo je primijetiti da su reaktorske pumpe horizontalne i zatvorene izvedbe (bez brtvljenja na osovini). Šest takvih pumpi snage 700 kW pričvršćeno je za reaktorsku posudu iznad parogeneratora.

Parametri primarne vode približno su isti kao i kod klasičnih tlakovodnih reaktora (ulaz u jezgru 568 K, izlaz iz jezgre 591 K, tlak 15,5 MPa). Tlak pare na izlazu iz parogeneratora je oko 5,5 MPa.

Tlačnik čini gornji dio reaktorske posude. Njegov je volumen oko 80 m³, što je više nego dvostruko od volumena tlačnika kod standardnog postrojenja s tlakovodnim reaktorom iste snage.

Prednost integralnog reaktora je u eliminiranju primarnih cjevovoda. Time nestaje opasnost od posljedica loma tih cjevovoda, a olakšano je hlađenje jezgre prirodnom cirkulacijom. Shema cirkulacije primarnog fluida u reaktorskoj posudi prikazana je na slici 3.8.15.

Osim potrebe da se ispitivanjem dokaže na prototipu takva izvedba ostavlja i mnoga otvorena pitanja, osobito vezana uz održavanje komponenata opreme u reaktorskoj posudi (posebno cijevnih registara parogeneratora). Projektom je zbog toga predviđena mogućnost pogona reaktora uz izolaciju jednog ili više parogeneratora.



Slika 3.8.15. Cirkulacija fluida u integralnom reaktoru.

Reference uz 3. poglavlje

1. George Mashe, Systems Summary of a Westinghouse Pressurized Water Reactor Nuclear Power Plant, Westinghouse PSD, 1971.
2. Status of Advanced Technology and Design for Water Cooled Reactors: Light Water Reactors, IAEA -Tecdod-479, 1988.
3. Framemo 1990, Framatome 1990. edition
4. D. Feretić, Nuklearne elektrane, Liber, Zagreb, 1984.
5. Safe Integral Reactor, UkAEA, Stone Webster, Combustion Engineering, 1989.
6. M. Golay, N. E. Todreas, Advanced Light Water Reactor, Scientific American, April 1990.

7. D. Feretić, Nuklearna energetska postrojenja, Tehnička enciklopedija HAZU, 9, 386-431, Zagreb, 1984.
8. H. J. Bruschi, APWR 1000, Westinghouse, 1990.
9. Nuclear Power - A fresh start, Conference documentation E2604, London, Nov. 1991.
10. Sovjetski tlakovodni (VVER) reaktori, Institut za elektroprivredu, Zagreb, 1982.
11. Mitsubishi Simplified 300/600 MWe PWR Plant, Mitsubishi 1990.
12. H. Bruschi, R. Bruce, AP600: A Simplified, Passive APWR Plant Design, American Power Conference, April 1989.
13. PIUS, ABB Atom, Vasteras Sweden, 1990.
14. T. Margulova, Atomnie električeskie stancii, Visšaja škola, Moskva, 1978. i 1984.
15. AP600, Energy Digest, Westinghouse, 1990.
16. Nuclear power Plant with Pressurized Water Reactor, Kraftwerk Union, November 1979.
17. Technical Aspects of High Converter Reactors, Proc. Tech. Committee Meeting, Nuremberg, 1990., IAEA-TECDOC-638.
18. H. Frewer, Future Challenge of Nuclear Power in the European Community, Nuclear Europe, Jan/Feb 1990.

4. Nuklearne elektrane s kipućim reaktorom (BWR)

4.1. Opći principi izvedbe kipućih reaktora

Kipući reaktor je tlakovodni reaktor u kojemu, za razliku od tlakovodnog reaktora, rashladna voda u jezgri (koja je ujedno i moderator) kipi. Kipljenje vode u jezgri reaktora uvjetuje primjenu niza tehničkih rješenja u reaktorskom postrojenju koja se znatno razlikuju od rješenja kod tlakovodnih reaktora.

Najbitnija razlika prema tlakovodnim reaktorima je proizvodnja vodene pare u samoj jezgri reaktora, što čini suvišnim parogeneratore jer sam reaktor preuzima njihovu ulogu. Para iz reaktora može se izravno slati u turbinu. Tlak u reaktorskoj posudi odgovara tlaku pare i mnogo je niži nego u tlakovodnom reaktoru (tlak pare pred turbinom u oba postrojenja se bitno ne razlikuje).

Navedene osobine kipućeg reaktora upućuju na pomisao o značajnim tehničkim prednostima tog tipa reaktora u odnosu na tlakovodni reaktor. Takav bi se zaključak mogao ponajprije donijeti na temelju činjenice da mogućnost izostavljanja parogeneratorskog uklanja jedan od značajnih izvora kvarova u nuklearnoj elektrani.

Reaktorsko postrojenje kipućeg reaktora je kompaktno jer funkciju cijeloga primarnog kruga u postrojenju tlakovodnog reaktora preuzima reaktorska posuda i u nju ugrađeni uređaji.

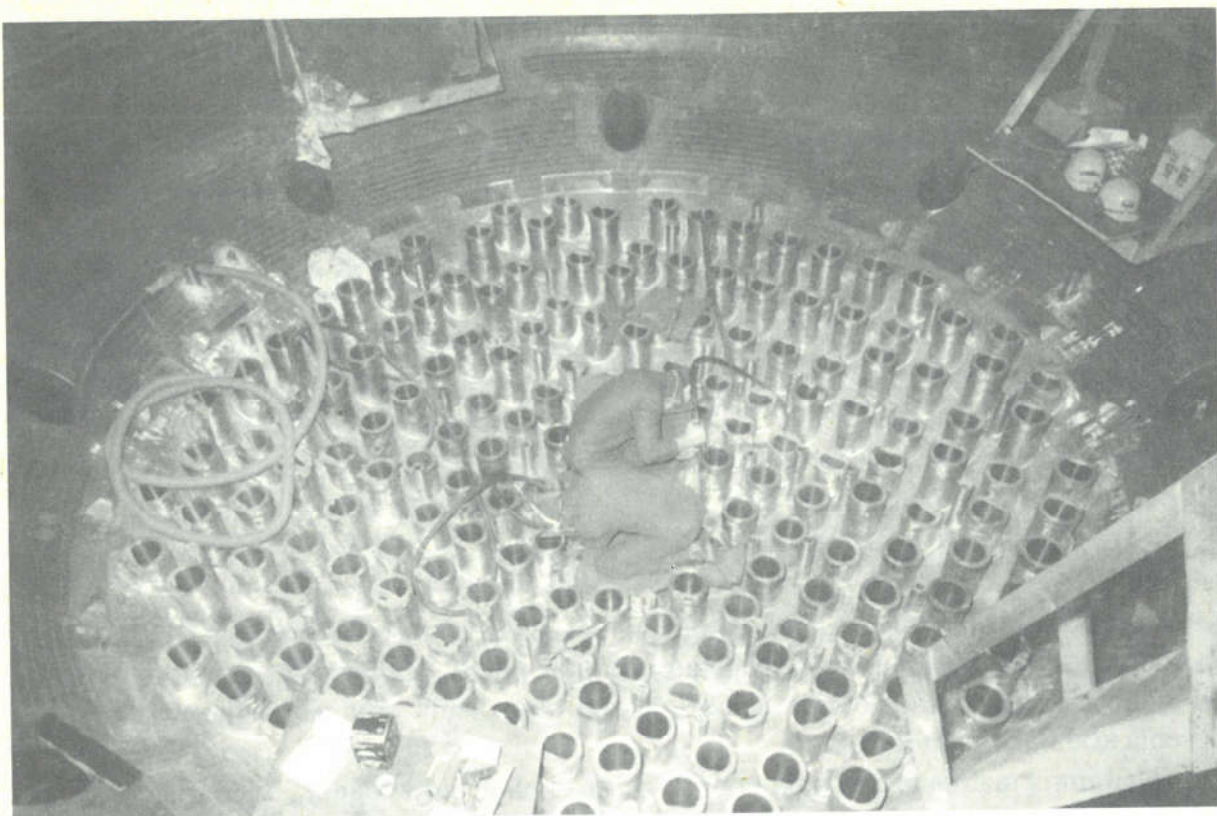
Međutim, osim prednosti kipući reaktor ima i poneke nedostatke. Navesti ćemo samo one najbitnije, ne ulazeći za sada u detaljnije razmatranje razlika u pogonskom ponašanju kipućeg i tlakovodnog reaktora.

Reaktorska posuda kipućeg reaktora sadrži uređaje za separiranje vlage i sušenje pare i sustav za internu recirkulaciju rashladnog sredstva (mješavina vode i pare). Zbog toga mora biti mnogo većih dimenzija nego kod tlakovodnog reaktora. Nadalje, i jezgra reaktora je za danu snagu veća jer je gustoća snage u njoj manja.

Kao primjer može se navesti da je reaktorska posuda za nuklearnu elektranu s kipućim reaktorom snage oko 1200 MW visoka gotovo 22 m. Promjer joj je oko 6 m, a masa oko 885 tona.

Reaktorska posuda tlakovodnog reaktora približno iste snage ima oko dva puta manju masu.

Velika posuda otežava transport, pa se mora djelomično sastavljati i ispitivati na gradilištu. To je nepovoljno u usporedbi s tlakovodnim reaktorom, kod kojega se reaktorska posuda sastavlja i ispituje u tvornici, a tek tada otprema na gradilište.



Slika 4.1.1. Unutrašnjost donjeg dijela posude nuklearnog reaktora.

Apsorpcijski štapovi (kod tlakovodnog reaktora djelotvorni se dijelovi regulacijskog sustava sastoje od snopova apsorpcijskih šipki, kod kipućeg reaktora tu funkciju obavljaju masivni štapovi križnog presjeka) ulaze u posudu odozdo (jer je gornji dio reaktorske posude zauzet separatorima vlage i sušionicima pare). Takav smještaj štapova onemogućuje korištenje gravitacije za sigurnosno gašenje reaktora, već se u tu svrhu mora upotrijebiti drugi pasivni način za njihov pogon (plin pod tlakom).

Slika 4.1.1 pokazuje donji dio reaktorske posude kipućeg reaktora u fazi izrade. Vide se priključci za regulacijske štapove kao i otvori za pumpe interne cirkulacije.

Izravni ulaz pare iz reaktora u turbinu ne dopušta upotrebu tekućeg apsorbera za kontrolu reaktivnosti. Naime, para na izlazu iz reaktora nosi oko 0,1% tež. udjela vodenih kapljica, koje bi, kad bi u njima bio otopljen tekući apsorber, prenosile otopinu u parnu turbinu gdje bi, zbog taloženja krutog sastojka, došlo do njezina zasoljavanja. Doduše, i kod kipućih reaktora iznimno upotrebljava se tekući apsorber. Taj apsorber (u obliku otopine natrijeva pentaborata) služi kao dodatna rezerva negativne reaktivnosti za sigurno gašenje reaktora. Dodaje se reaktorskoj vodi samo ako otkáže sustav za pokretanje regulacijskih štapova. Nepostojanje tekućih apsorbera u normalnom pogonu zahtijeva da njihovu funkciju preuzmu regulacijske šipke (zajedno sa izgorljivim apsorberima). Izravni ulaz pare iz reaktora u turbinu nije povoljan i zato što u pari postoji uvijek određena radioaktivnost (aerosoli i plinovi) koja potječe iz fisijskih proizvoda zbog oštećenih gorivnih elemenata (statistički treba uvijek računati s oko 0,1% oštećenih gorivnih šipki). Aerosoli i druge krute čestice talože se u turbini i povećavaju njezinu radioaktivnost (posebno u visokotlačnom dijelu), pa kod tekućeg održavanja i remonta treba turbinu kipućeg reaktora tretirati kao djelomično radioaktivnu komponentu.

Dio komponenata opreme (pumpe za recirkulaciju, separatori i sušionici) nalaze se blizu aktivnog dijela reaktora što otežava njihovo održavanje.

4.2. Principi djelovanja kipućih reaktora

Cirkulacija fluida kroz jezgru

Tlak pare u kipućem reaktoru je 6 do 7 MPa a temperatura napojne vode oko 490 K.

Povoljna je okolnost kipućeg reaktora što, u usporedbi s tlakovodnim reaktorom, osim mnogo manjeg tlaka rashladnog fluida ima i veću razliku entalpije između ulaznog i izlaznog fluida iz jezgre. Veća razlika entalpije rashladnog fluida dopušta utrošak manje snage pumpanja fluida uz istu snagu reaktora. Treba naime prisjetiti se da je u prvoj aproksimaciji uz istu snagu i izvedbu reaktora snaga pumpanja obrnuto razmjerna porastu entalpije fluida na treću potenciju (UNE, 11.4).

Iz navedenog je razloga moguća izvedba kipućeg reaktora kod kojeg se prirodnom cirkulacijom fluida kroz jezgru odvodi sva proizvedena toplina i pri punoj snazi. Takav reaktor, koji pripada u kategoriju reaktora s pasivnim hlađenjem jezgre u svim uvjetima, razmotriti ćemo kasnije. Kod standardnih izvedbi kipućih reaktora prirodnom se cirkulacijom može odvesti oko 30% nominalne snage.

Kod svih postojećih energetske kipućih reaktora fluid cirkulira u jezgri prisilnom cirkulacijom. Time se znatno intenzivira odvođenje toplinske energije iz jezgre reaktora. Stariji način održavanja prisilne cirkulacije fluida, što ga je razvijala i izvela američka tvrtka General Electric, prikazan je slikom 4.2.1.

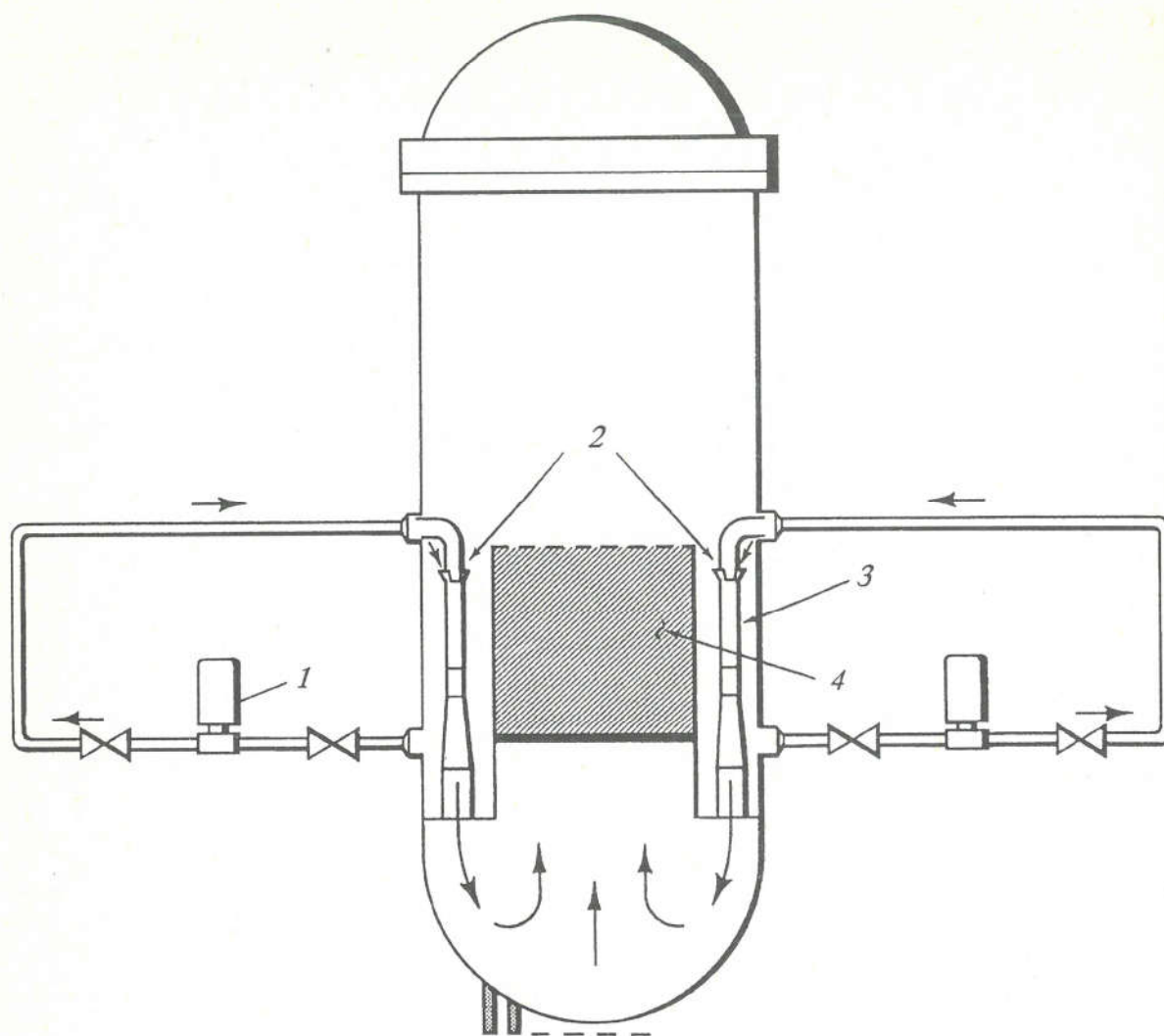
Cirkulacija fluida kroz jezgru održava se vodenim sisaljka napajanim vanjskim recirkulacijskim krugom. Na taj je način izbjegnuta potreba da se u reaktorskoj posudi instaliraju mehaničke komponente s pokretnim elementima. Interna recirkulacija fluida može se iskoristiti i kao jedan od načina regulacije snage reaktora. Takav se način regulacije snage zaista i iskorišćuje u širokim razmjerima i o tome će biti riječi prilikom razmatranja fizikalnih karakteristika jezgre tog tipa reaktora.

Na slici 4.2.1. shematski su prikazane dvije vodene sisaljke u reaktorskoj posudi.

Međutim, broj vodenih sisaljki po obodu jezgre (vodene sisaljke smještene su u prstenasti prostor između unutarnje posude jezgre i reaktorske posude) u stvarnosti je veći. Grade se u parovima, od kojih je svaki napajan jednom tlačnom cijevi iz pumpe preko razdjelnika. Broj parova vodenih sisaljki, ovisno o snazi reaktora, varira između 8 i 12. Raspored recirkulacijskih krugova u kipućem reaktoru može se bolje razabrati iz slike 4.2.2.

Ulaz vode u reaktor je iznad a izlaz vode ispod razine jezgre. Odnos mase smjese para-voda u recirkulaciji i mase pare što je proizvodi reaktor (taj je omjer poznat kao recirkulacijski omjer) je 6 do 8. Specifična proizvodnja pare u reaktoru je između 1,5 i 1,6 kg/(s,MW). Gustoća snage u jezgri kreće se između 50 i 55 kW/l, što je približno polovica gustoće snage koja se postiže u tlakovodnim reaktorima.

U Europi, po licenci General Electric-a, kipuće reaktore gradile su tvrtke AEG (kasnije Kraftwerk Union - KWU) i ASEA. Te su tvrtke usvojile drukčiji način interne prisilne cirkulacije fluida u reaktorskoj posudi od originalnog projekta. Umjesto vodenih sisaljki primijenjene su interne cirkulacijske pumpe. Ugrađene su u donji dio reaktorske posude tako da su propeleri pumpi u posudi, a pogonski elektromotori izvan nje. Velika je prednost te izvedbe u odstranjenju vanjskih recirkulacijskih krugova. Vanjski recirkulacij-



Slika 4.2.1. Shema prisilne cirkulacije fluida u kipućem reaktoru: 1 – pumpa za recirkulaciju fluida, 2 – usis u vodenu sisaljku, 3 – vodena sisaljka, 4 – jezgra reaktora.

ski krugovi su nepovoljni jer povećavaju vjerojatnost kvarova zbog lomova cjevovoda u zaštitnoj posudi. Kod naprednijih izvedbi kipućih reaktora napuštene su izvedbe s vanjskim recirkulacijskim krugovima.

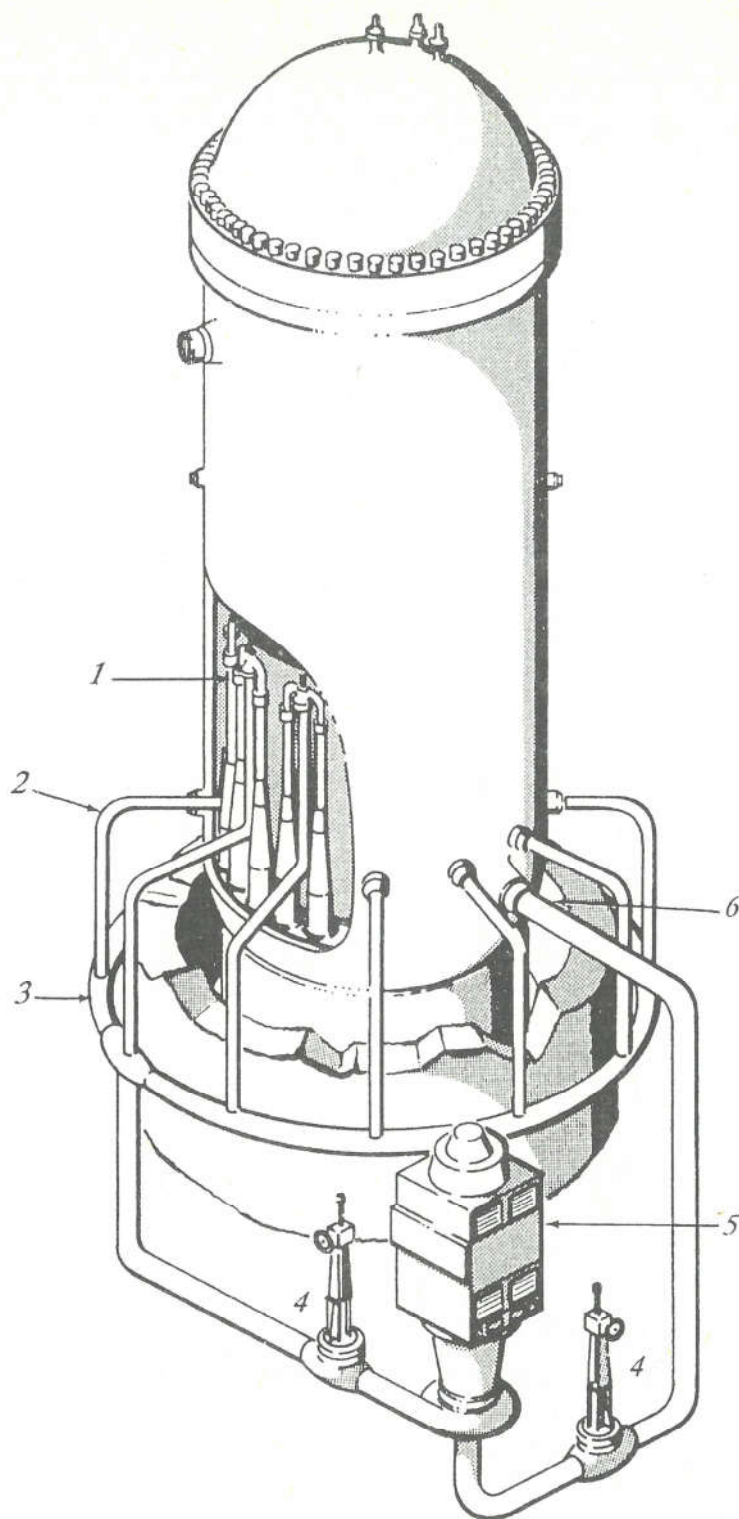
Opći izgled reaktorske posude s internim cirkulacijskim pumpama u izvedbi tvrtke AEG prikazan je slikom 4.2.3.

Kod internih pumpi se kao jedno od najbitnijih pitanja postavlja mogućnost njihova remonta. Konstrukcija predviđa mogućnost jednostavnog rastavljanja pumpe od elektromotora, nakon čega se ona može izvući kroz gornji dio reaktorske posude. Takva je operacija prikazana slikom 4.2.4.

Cjelokupno reaktorsko postrojenje s vanjskim rashladnim krugom prikazano je slikom 4.2.5., a s unutarnjim rashladnim krugom slikom 4.2.6.

Reaktorska jezgra

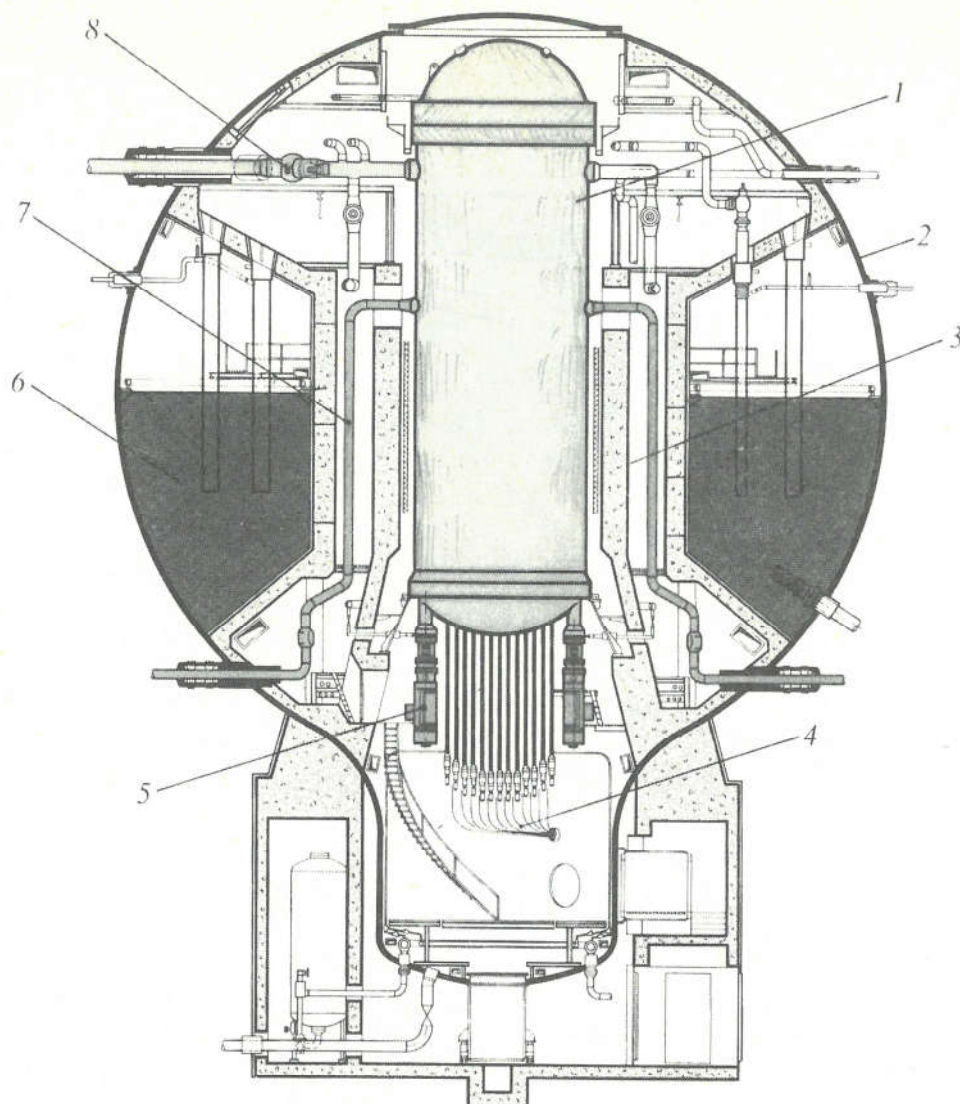
Budući da je i kod kipućeg reaktora voda (zapravo mješavina vode i vodene pare u raznim odnosima miješanja) moderator i rashladni fluid, može se očekivati da se jezgra kipućeg



Slika 4.2.2. Sustav za recirkulaciju rashladnog fluida u kipućem reaktoru: 1 – vodena sisaljka, 2 – ulazni recirkulacijski cjevovod, 3 – kolektor, 4 – ventili za regulaciju protoka, 5 – pumpa, 6 – povratni recirkulacijski cjevovod.

reaktora neće bitnije razlikovati od jezgre tlakovodnog reaktora. Razlike su više konstrukcijske nego principijelne naravi.

Najznačajnija je razlika u izvedbi gorivnih elemenata koji nisu bočno otvoreni kao kod tlakovodnog reaktora nego imaju šipke zatvorene u kutije (obično zvane kasete), koje ne dopuštaju radijalno miješanje fluida između susjednih gorivnih elemenata (i neke starije izvedbe tlakovodnih reaktora kao i tlakovodni reaktori tipa VVER imaju gorivne šipke u kasetama). Kasete učvršćuju gorivni element i omogućavaju regulaciju protoka kroz taj

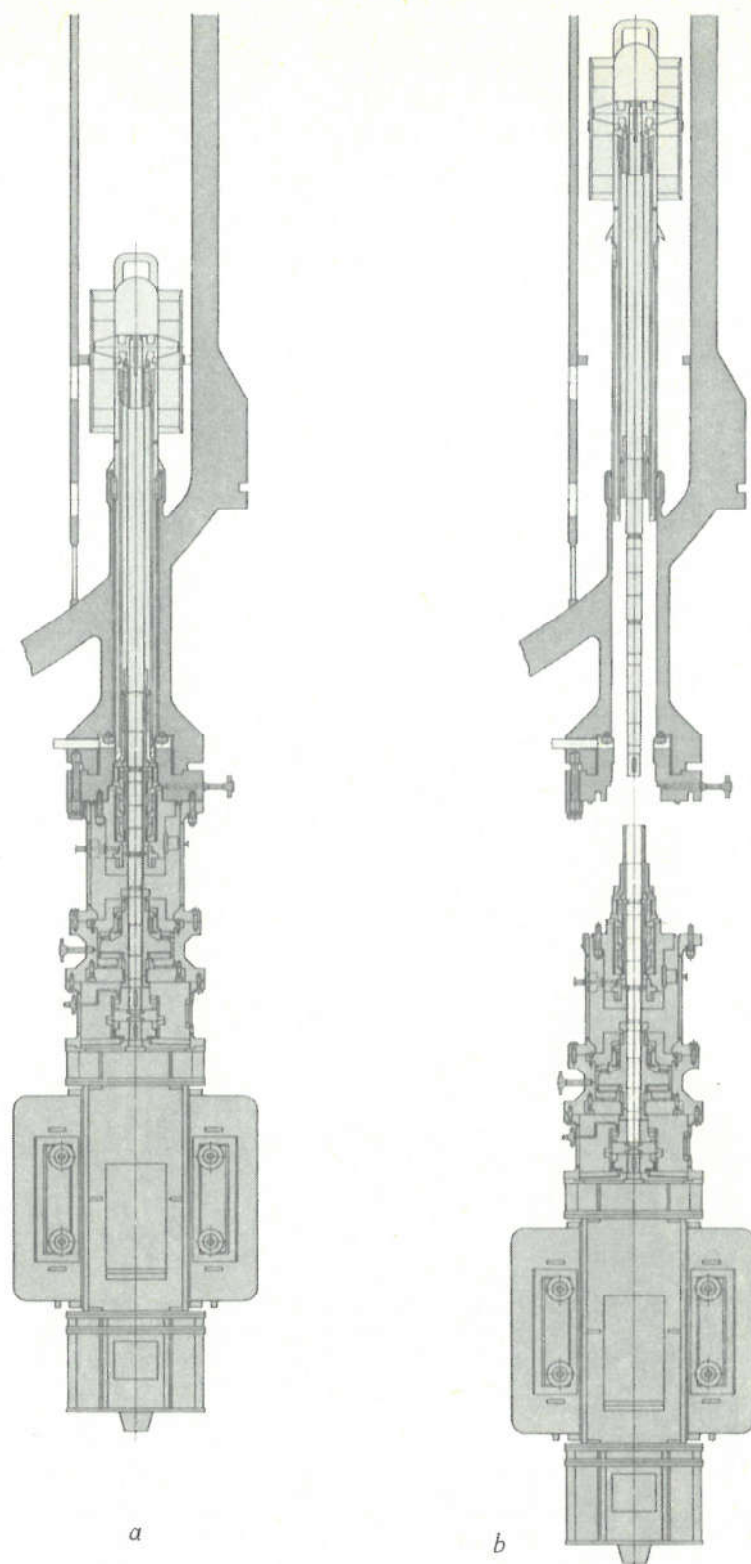


Slika 4.2.3. Reaktorska posuda kipućeg reaktora s internim recirkulacijskim pumpama: 1 – reaktorska posuda, 2 – kuglasta zaštitna posuda, 3 – biološki štít, 4 – pogon regulacijskih šipki, 5 – interne recirkulacijske pumpe, 6 – bazeni za kondenzaciju pare, 7 – napojna voda, 8 – parovod.

element pomoću kalibriranih prigušnica. Njihove bočne stranice služe kao vodilice regulacijskih sklopova. Nedostatak im je što u reaktor unose dodatnu količinu parazitnih apsorbera i time kvare ekonomiju neutrona. Gorivni element kipućeg reaktora prikazan je slikom 4.2.7.

Gorivni elementi kipućeg reaktora sadrže mnogo manje gorivnih šipki nego gorivni elementi tlakovodnog reaktora. Tipično sadrže 7x7 ili 8x8 šipki u kvadratnom rasporedu (dio tih šipki nisu gorivne šipke nego čelične šipke za mehaničko učvršćenje gorivnog elementa). Gorivne šipke slične su izvedbe kao kod tlakovodnog reaktora, ali im je promjer nešto veći (iznosi oko 12 mm). Specifična linearna snaga u gorivu približno je ista kao kod tlakovodnog reaktora. Zbog većeg promjera gorivne šipke površina prijelaza topline na rashladni fluid veća je po jedinici dužine šipke.

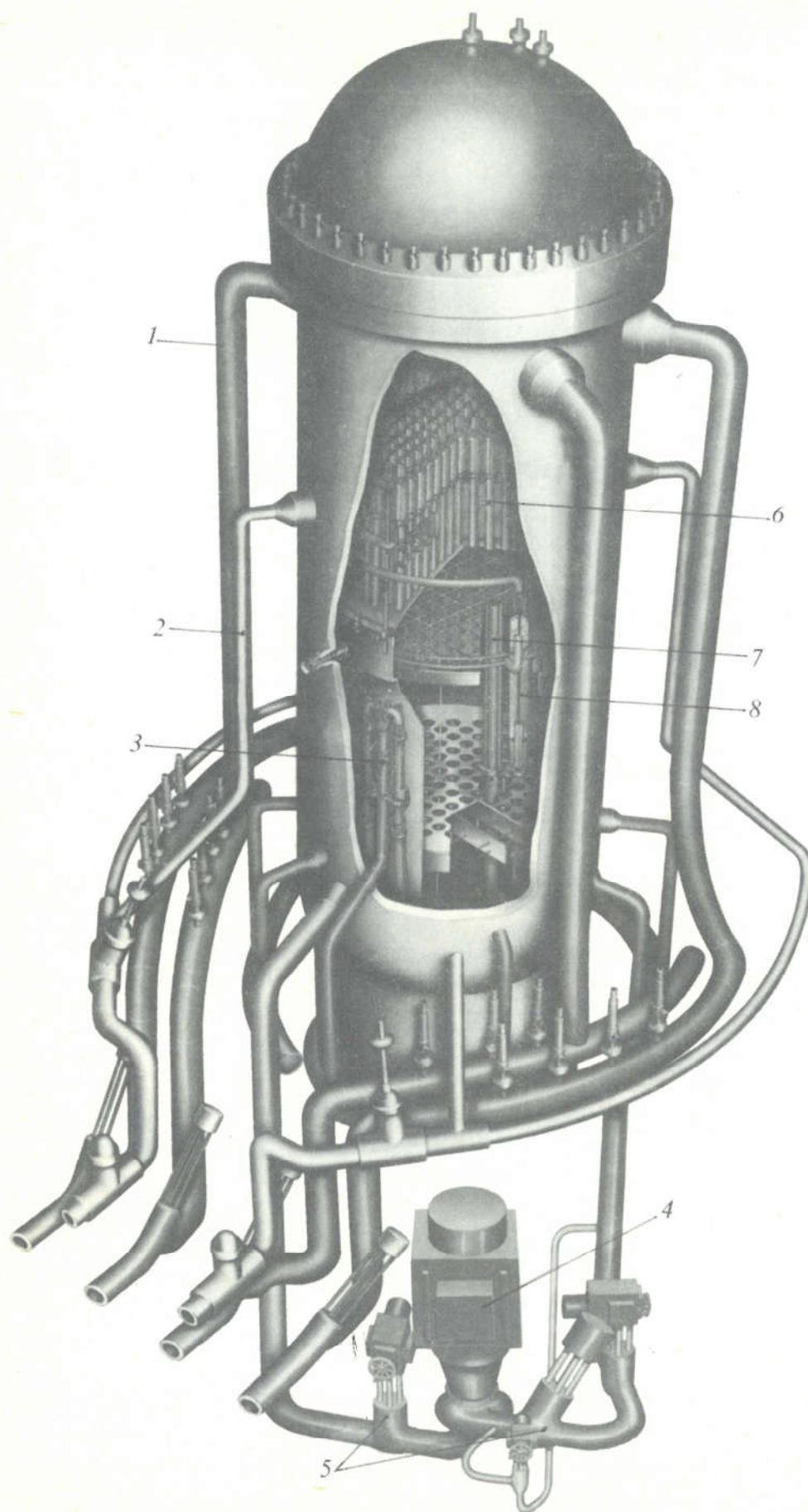
Obogaćenje urana je slično kao kod tlakovodnog reaktora (2 do 3% težinskog sadržaja ^{235}U). U dio gorivnih šipki ugrađen je izgorljivi apsorber iz oksida gadolinija (Gd_2O_3).



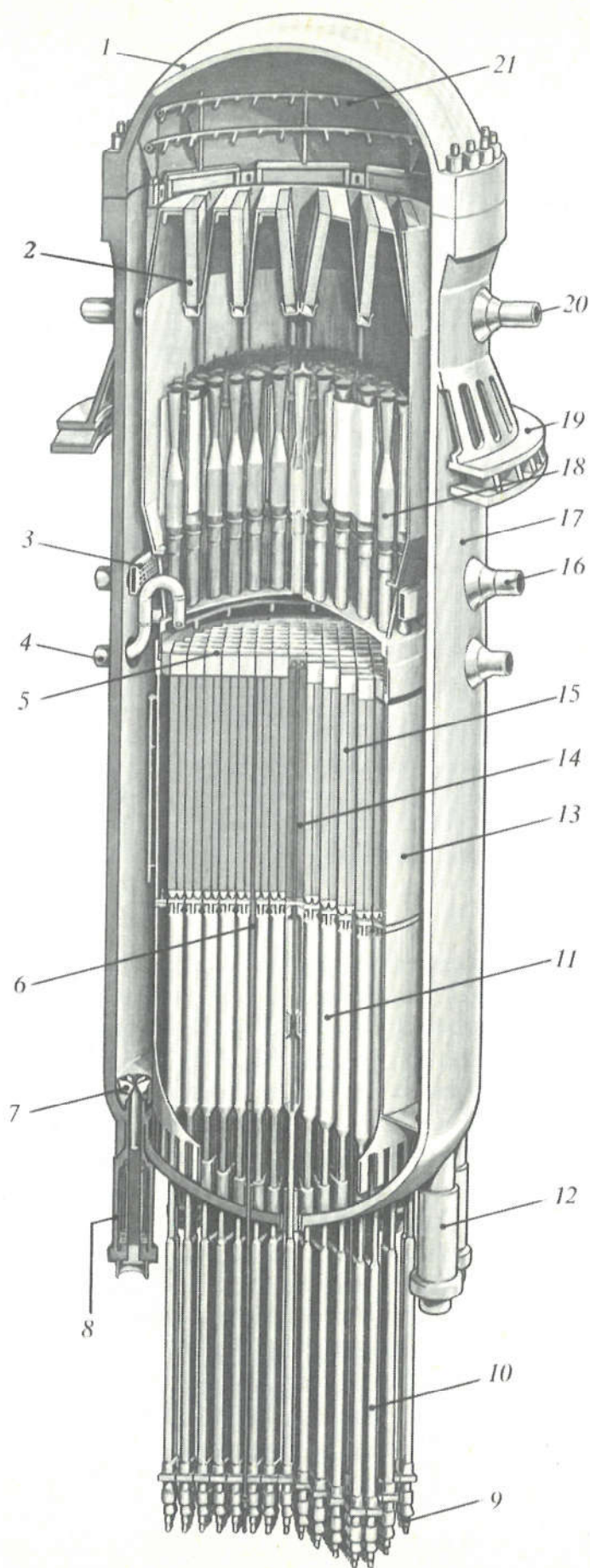
Slika 4.2.4. Interna recirkulacijska pumpa i njezino rastavljanje.

Radi ilustracije nije naodmet navesti da kipući reaktor u nuklearnoj elektrani snage 1000 MW sadrži oko 700 gorivnih elemenata u koje je ugrađeno oko 140 tona urana.

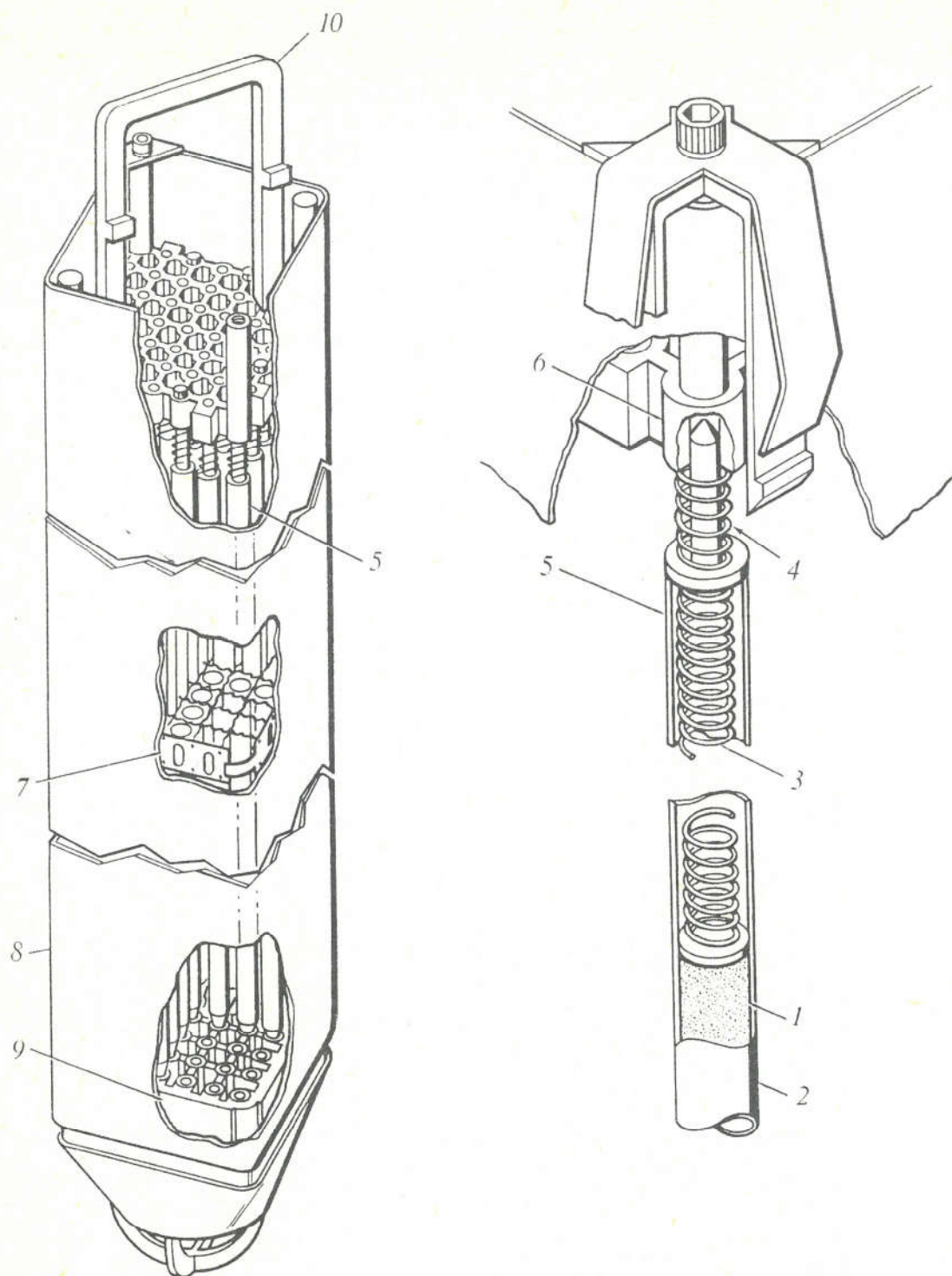
Regulacijski štapovi su križnog presjeka i kreću se između četiri gorivna elementa (vidi sliku 4.2.8).



Slika 4.2.5. Kipući reaktor s vanjskim recirkulacijskim krugom: 1 – izlaz pare, 2 – ulaz napojne vode, 3 – sisaljka za vodu, 4 – recirkulacijska pumpa, 5 – ventili za regulaciju protoka, 6 – separatori vlage, 7 – gorivni element, 8 – regulacijski štap.



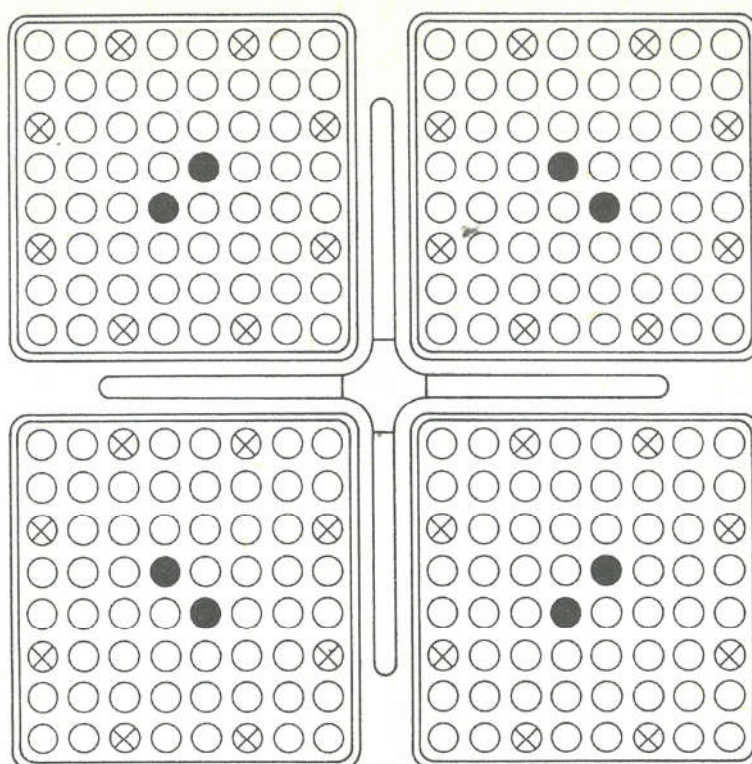
Slika 4.2.6. Kipući reaktor s internim recirkulacijskim pumpama: 1 – poklopac reaktorske posude, 2 – sušionik pare, 3 – razdjelnik napojne vode, 4 – priključak za pomoću napojnu vodu, 5 – gornja rešetka jezgre, 6 – vodilica neutronske detektora, 7 – propeler cirkulacijske pumpe, 8, 12 – motor pumpe, 9 – pogon regulacijskih štapova, 10, 11 – vodilice regulacijskih štapova, 13 – unutarnja posuda reaktora, 14 – regulacijski štap, 15 – gorivni element, 16 – ulaz napojne vode, 17 – reaktorska posuda, 18 – separatori vlage, 19 – potporna prirubnica, 20 – izlaz pare, 21 – prskalica za hlađenje pare.



Slika 4.2.7. Gorivni element kipućeg reaktora: 1 – tableta UO_2 , 2 – gorivna šipka, 3 – opruga za potiskivanje tableta goriva, 4 – elastična veza s kućištem, 5 – obloga gorivne šipke, 6, 9 – gornja i donja vezna ploča, 7 – elastična rešetka, 8 – kućište kazete, 10 – ručka za nošenje.

Pogon regulacijskih štapova

Regulacijski štapovi ulaze u jezgru tlakovodnog reaktora odozdo. Prema objašnjenju u uvodnom dijelu ovog poglavlja takvo rješenje uvjetuje potreba da se prostor u gornjem dijelu reaktorske posude oslobodi za smještaj separatora vlage i sušionika pare. Smješta-



- gorivna šipka
- cijev ispunjena vodom
- ⊗ šipka za učvršćenje

Slika 4.2.8. Presjek četiriju gorivnih elemenata i regulacijske motke.

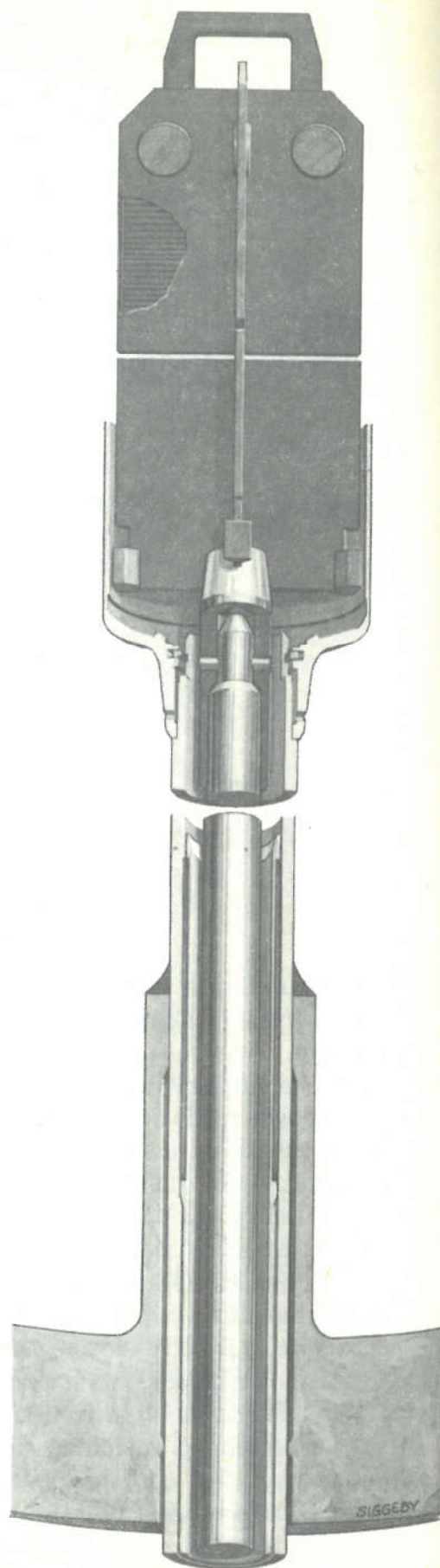
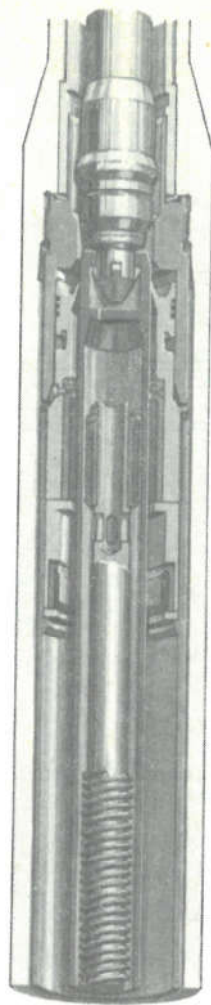
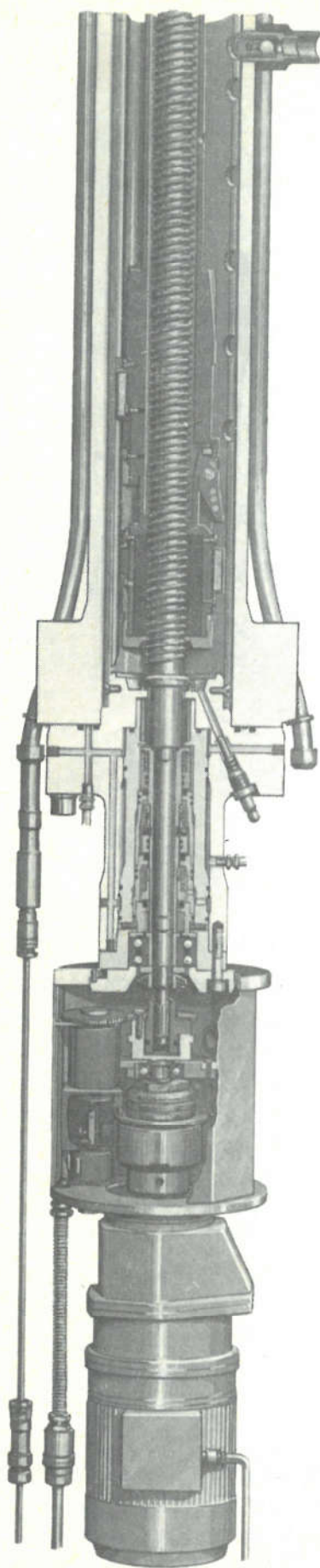
jem regulacijskih štapova u donju stranu reaktorske jezgre otpada mogućnost da se pri brznoj obustavi reaktora koristi, kao kod tlakovodnih reaktora, sila teža za njihovo uvlačenje u jezgru. Zbog toga se za pokretanje štapova treba koristiti dvama neovisnim pogonima, od kojih oba mogu biti hidraulička, ili je jedan od njih mehanički, a drugi hidraulički. Kada je jedan pogon mehanički (rotirajuća matica koja pokreće vreteno), tada on služi za pokretanje štapova tijekom normalnog pogona. Neovisni hidraulički pogon osigurava brzo uvlačenje regulacijskih štapova u jezgru ako treba hitno obustaviti pogon reaktora. Sila kojom se u tom slučaju djeluje na regulacijske štapove je oko 8 puta veća od njihove težine, što osigurava njihovu dovoljnu vertikalnu akceleraciju.

Brzina kretanja regulacijskih štapova kada se pokreću mehaničkim pogonom u normalnim uvjetima je oko 3 cm/s. Kod brze obustave reaktora je vrijeme uvlačenja cijelog štapa u reaktor pod djelovanjem hidrauličke sile oko 3 s (prosječna brzina oko 1,5 m/s).

Pogon regulacijskog štapa kipućeg reaktora je prikazan slikom 4.2.9. (izvedba tvrtke ASEA). Pogon sadrži mehanički i hidraulički dio.

Apsorbirajući materijal u regulacijskim štapovima je karbid bora (B_4C) kojim su punjene cjevčice od nehrđajućeg čelika. Te cjevčice ispunjavaju unutrašnjost pločastih dijelova regulacijskih motki.

Učinkovitost prosječnoga regulacijskog štapa je $0,005 \Delta\rho$ (maksimalno $0,01 \Delta\rho$). Broj regulacijskih štapova u kipućem reaktoru termičke snage 3500 MW za nuklearnu



Slika 4.2.9. Pogon regulacijske motke

elektranu snage oko 1200 MW je oko 170. Broj regulacijskih sklopova bitno je veći nego kod tlakovodnog reaktora. Uzrok tome treba tražiti u pomanjkanju tekućeg apsorbera u jezgri.

4.3. Fizikalne karakteristike jezgre kipućeg reaktora

Budući da je riječ o reaktoru hlađenom i moderiranom običnom vodom, može se očekivati da će osnovne karakteristike jezgre tog reaktora biti u osnovi slične karakteristikama jezgre tlakovodnog reaktora opisanima u poglavlju 3.7. Razlike proizlaze iz činjenica što u kipućem reaktoru, iz prije navedenog razloga, nema tekućeg apsorbera u jezgri i što znatan dio volumena jezgre (osobito u njezinu gornjem dijelu) zauzima vodena para.

Kod prvih eksperimentalnih kipućih reaktora (osobito je poznat eksperiment na postrojenju BORAX 1950-ih godina) je postojala bojazan od oscilacija snage zbog pozitivnog povratnog djelovanja tlaka na reaktivnost uslijed šupljina u jezgri. Analize i mjerenja su pokazali da opasnosti od nestabilnosti nema ako je tlak u reaktoru veći od neke donje granične vrijednosti.

Pri proračunavanju prijelaznih pojava treba naime uzeti u obzir da kipući reaktor ima osjetan pozitivni koeficijent reaktivnosti tlaka primarnog hladila. Pri naglom tlačenju primarnog hladila zbog zatvaranja turbinskog zatvarača pri ispadu turbine na punoj snazi reaktivnost može porasti i do 7β (oko 4,5%), što treba uzeti u obzir prilikom projektiranja regulacijskog sustava.

Budući da u jezgri nema tekućeg apsorbera, reaktivnost jezgre može se kontrolirati osim brzinom recirkulacije (tj. gustoćom moderatora) još i regulacijskim štapovima i izgorljivim apsorberima. Povoljna je okolnost što regulacijski štapovi, ulazeći u reaktor s donje strane, djeluju u području najveće gustoće moderatora (u donjem dijelu jezgre je manji sadržaj vodene pare), pa je tu veći neutronske tok, a zbog toga i učinkovitost regulacijskih štapova viša.

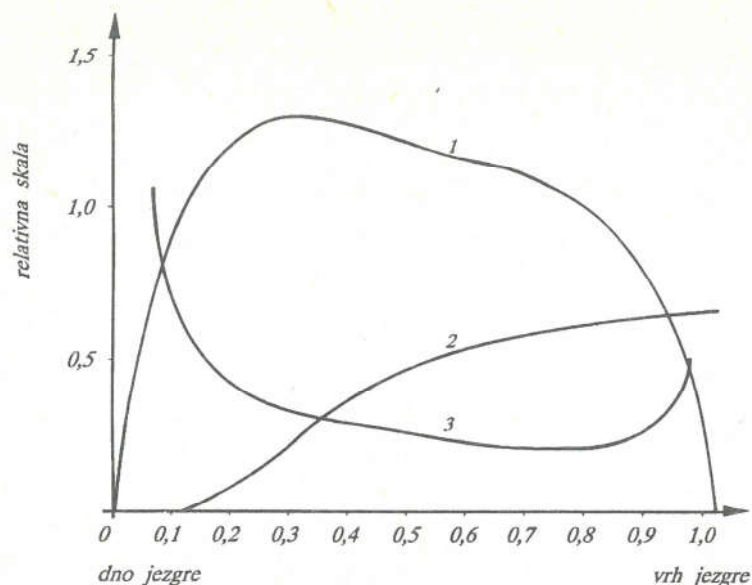
Radi ilustracije prikazana je na slici 4.3.1. tipična raspodjela bitnih parametara duž prosječnog rashladnog kanala kipućeg reaktora na nominalnoj snazi. Raspodjela se odnosi na reaktor s djelomično uvučenim regulacijskim štapovima (oko 10% od dna jezgre).

Slika pokazuje da se u prosječnom kanalu i unatoč djelomično uvučenim apsorpcijskim štapovima maksimum snage nalazi na donjem dijelu reaktorske jezgre. Vidi se nadalje da volumni udio pare na izlazu iz prosječnog kanala iznosi oko 60% (taj se udio može mijenjati s promjenom količine fluida u recirkulaciji). Minimalni odnos kritičnog i radnog toplinskog toka je na oko 80% visine kanala i iznosi približno 2 (dakle slično kao i kod tlakovodnog reaktora). U najgorem slučaju prijelazne pojave dopušta se da taj odnos padne na 1,06 (kod PWR je to 1,3), jer je pokusima dokazano da kod kipućeg reaktora lokalno filmsko kipljenje u jezgri ne ugrožava integritet obloga gorivnih šipki.

Maseni sadržaj pare u vodi (ovisno o odnosu recirkulacije) varira između 9 i 15%. Stabilnost rada reaktora je osigurana ako maseni sadržaj pare u jezgri ne prelazi neku vrijednost koja se nalazi između 20 do 30%.

Temperaturni koeficijenti reaktivnosti

Kipući reaktor karakterizira negativni koeficijent reaktivnosti šupljina (temperatura vode koja kipi u reaktoru bitno se ne mijenja). Reaktor je malo podmoderiran tako da mu je u hladnom stanju temperaturni koeficijent moderatora malo pozitivan, s tim što je ukupni koeficijent reaktivnosti po jedinici promjene snage i tada negativan. U nominalnim radnim uvjetima temperaturni koeficijent reaktivnosti moderatora je izrazito negativan.



Slika 4.3.1. Karakteristični parametri duž prosječnog rashladnog kanala kipućeg reaktora na nominalnoj snazi: 1 – relativna linearna snaga, 2 – volumni udio pare, 3 – odnos radnog i kritičnog toplinskog toka ($\times 0,1$).

Odnos broja atoma vodika i urana u jezgri kipućeg reaktora je oko 3,9. Ta je vrijednost optimirana u odnosu na željeni stupanj podmoderacije odnosno na zahtjevani negativni koeficijent reaktivnosti. S tvrdoćom neutronskog toka u jezgri (odnosno sa stupnjem podmoderacije) rastu troškovi goriva, pa je to jedan od elemenata za optimizaciju.

Temperaturni koeficijent reaktivnosti goriva (Dopplerov koeficijent) kod malih obogaćenja uvijek je negativan.

Već je prije navedeno da se preko promjene gustoće fluida u jezgri koeficijent reaktivnosti šupljina moderatora iskorišćuje kao jedan od načina za regulaciju snage reaktora. To se postiže s promjenom brzine recirkulacije fluida u jezgri. Naime, uz danu proizvodnju pare u reaktoru povećanje brzine recirkulacije dovodi u jezgri do prosječno veće gustoće smjese voda-para. Zbog negativnog koeficijenta reaktivnosti šupljina povećanje gustoće moderatora povećava reaktivnost, a time i snagu reaktora.

Brzina recirkulacije fluida mijenja se s promjenom brzine vrtnje recirkulacijske pumpe ili prigušivanjem protoka vode koja recirkulira (ako je recirkulacijski krug vanjski).

Upotreba recirkulacije za promjenu snage može biti djelotvorna ako je odnos temperaturnog koeficijenta reaktivnosti šupljina i Dopplerova temperaturnog koeficijenta dovoljno velik. U protivnom bi pri povećanju recirkulacije velik negativni Dopplerov koeficijent sprečavao povećanje snage.

Kod kipućeg reaktora može se reguliranje snage u području između 75% i 100% od nominalne snage izvesti samo s promjenom brzine recirkulacije, dakle bez pomaka regulacijskih štapova.

Položaj regulacijskih štapova djeluje na temperaturni koeficijent reaktivnosti tako da je temperaturni koeficijent reaktivnosti moderatora najnegativniji kada su štapovi najviše uvučeni u jezgru (dakle kod svježeg goriva), a postaje manje negativan kada se oni izvlače iz jezgre. Iz navedenog zaključujemo da je učinkovitost reguliranja snage recirkulacijom bolja kod svježije jezgre.

Zbog znatne razlike u gustoći moderatora duž rashladnog kanala i zbog utjecaja regulacijskih štapova neravnomjerna raspodjela snage u aksijalnom smjeru može dovesti do oscilacija reaktivnosti zbog promjene koncentracije ksenona. Analize pokazuju da se zadovoljavajuće prigušenje tih oscilacija može postići uz uvjet da je koeficijent reaktivnosti snage u reaktoru negativniji od -1,4% po postotku promjene snage. Kod suvremenih kipućih reaktora postižu se mnogo negativnije vrijednosti koeficijenta snage od navedenog.

Reguliranje snage nuklearne elektrane s kipućim reaktorom

S obzirom na prirodni odziv na promjenu snage turbine kipući se reaktor ponaša suprotno od tlakovodnog. Naime, dok tlakovodni reaktor na porast snage turbine (koju prati povećani odvod pare iz jezgre i zbog toga povećano hlađenje primarnog kruga) odgovara s povećanjem snage reaktora, kipući reaktor u tom slučaju zbog pada tlaka, povećane količine pare u jezgri i negativnog koeficijenta reaktivnosti šupljina moderatora odgovara sa smanjenjem snage reaktora. Zbog toga se reguliranje snage nuklearne elektrane s kipućim reaktorom zasniva na održavanju konstantnog tlaka pare u reaktoru. Snaga reaktora uz taj se uvjet mijenja djelovanjem na brzinu okretanja pumpi za recirkulaciju (napajane iz generatora promjenljive frekvencije) ili prigušivanjem protoka djelovanjem na pogon regulacijskih štapova.

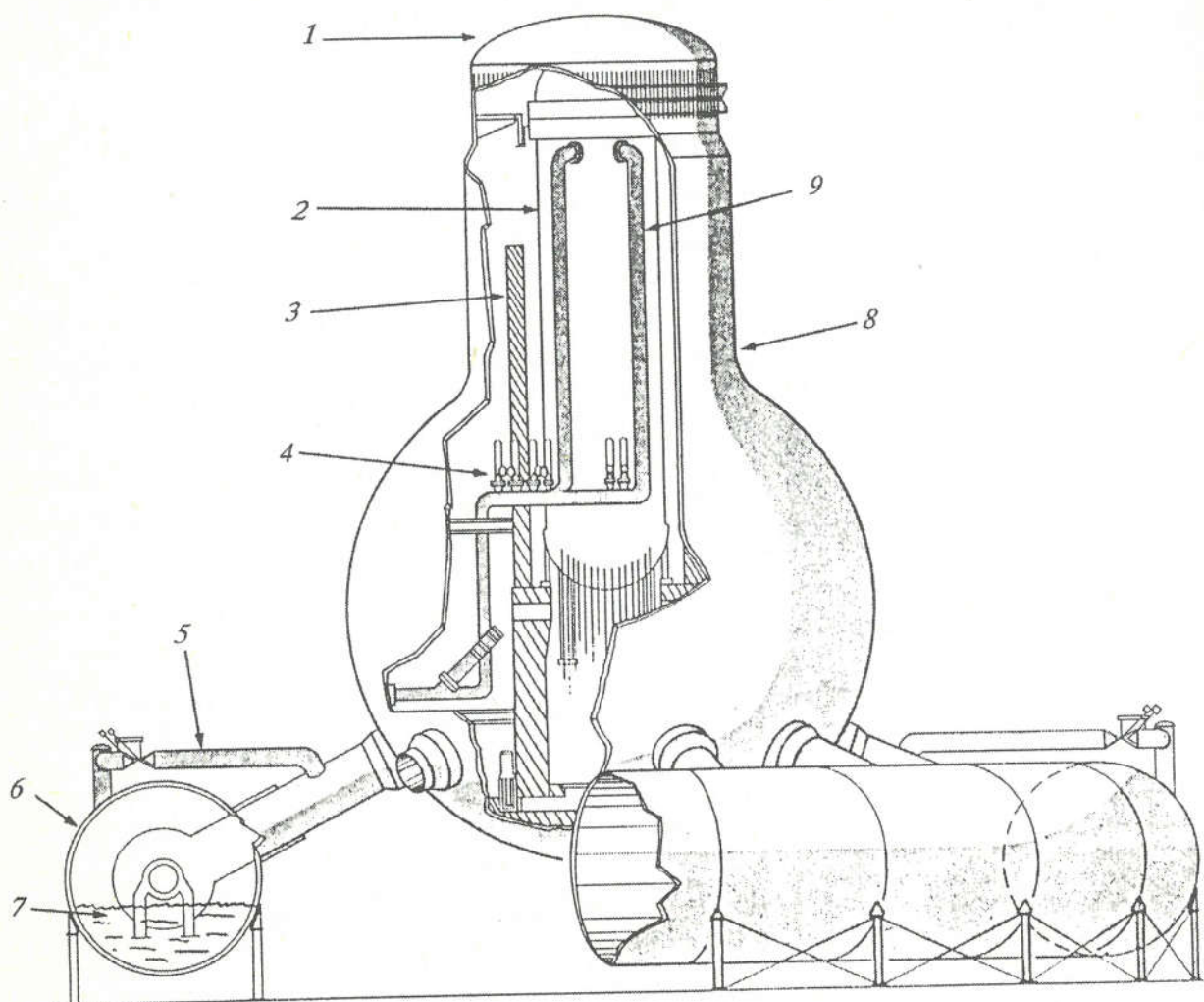
4.4. Zaštitne posude reaktorskog postrojenja

Reaktorsko postrojenje s kipućim reaktorom u užem smislu obuhvaća sam reaktor s recirkulacijskim sustavom, pogonom regulacijskih štapova i dijelom priključnih cjevovoda. Taj dio reaktorskog postrojenja moramo smjestiti u zaštitnu posudu koja štiti okolinu pri lomu nekog većeg cjevovoda. Istjecanje fluida izvan zaštitne posude pri lomu cjevovoda pare ili napojne vode ograničavamo izolacijskim ventilima. U usporedbi s tlakovodnim reaktorom zaštitna posuda kipućeg reaktora je mnogo manja. To je povoljno s obzirom na trajanje gradnje i troškove, ali je nepovoljno zbog remonta unutarnje opreme. Mala zaštitna posuda nije povoljna ni zbog povišenja unutarnjeg tlaka ako nastane (vrlo malo vjerojatna) nezgoda koja dovodi do taljenja jezgre i do prodora rastaljene mase u zaštitnu posudu. Zbog toga su se kod zaštitnih posuda kipućih reaktora najprije primijenili sustavi za kontrolirano rasterećenje posude od unutarnjeg tlaka propuštanjem akumuliranih plinova preko filtera u okolinu.

Pri lomu većeg cjevovoda (parovoda, cjevovoda napojne vode, ili, kod reaktora s vanjskim recirkulacijskim krugom nekog od recirkulacijskih cjevovoda) voda naglo isparava, a nastala para ispunjava zaštitnu posudu. Do ispuštanja pare u zaštitnu posudu dolazi i kad prorade sigurnosni ventili parovoda.

Zaštitna posuda sadrži kondenzacijski bazen, u koji se nastala para odvodi vertikalnim cijevima iz "suhe komore". Kondenzacijom pare smanjuje se tlak u zaštitnoj posudi. Oblik zaštitne posude mijenjao se tijekom vremena. Zadatak je zaštitne posude da obuhvati reaktorsko postrojenje tako da unutarnji volumen dopusti remont uređaja, ali i da onemogućiti preveliko povećanje unutarnjeg tlaka u posudi pri lomu cjevovoda. Unutarnji tlak pare smanjuje se nakon loma cjevovoda kondenzacijom pare u unutarnjem bazenu s hladnom vodom (bazeni za obaranje tlaka). Prve zaštitne posude bile su kuglaste i suhe, zatim čelične, kruškaste, oko kojih je bio bazen za obaranje tlaka smješten unutar prstenaste

cijevi (torus). Veza između prstenastog i kruškastog dijela zaštitne posude je ostvarena nizom radijalnih cjevovoda, preko kojih se para uvodi u bazen. Kruškasta zaštitna posuda, poznata kao kontejnmet tipa Mark-1 (razvila ju je tvrtka General Electric) prikazana je slikom 4.4.1.



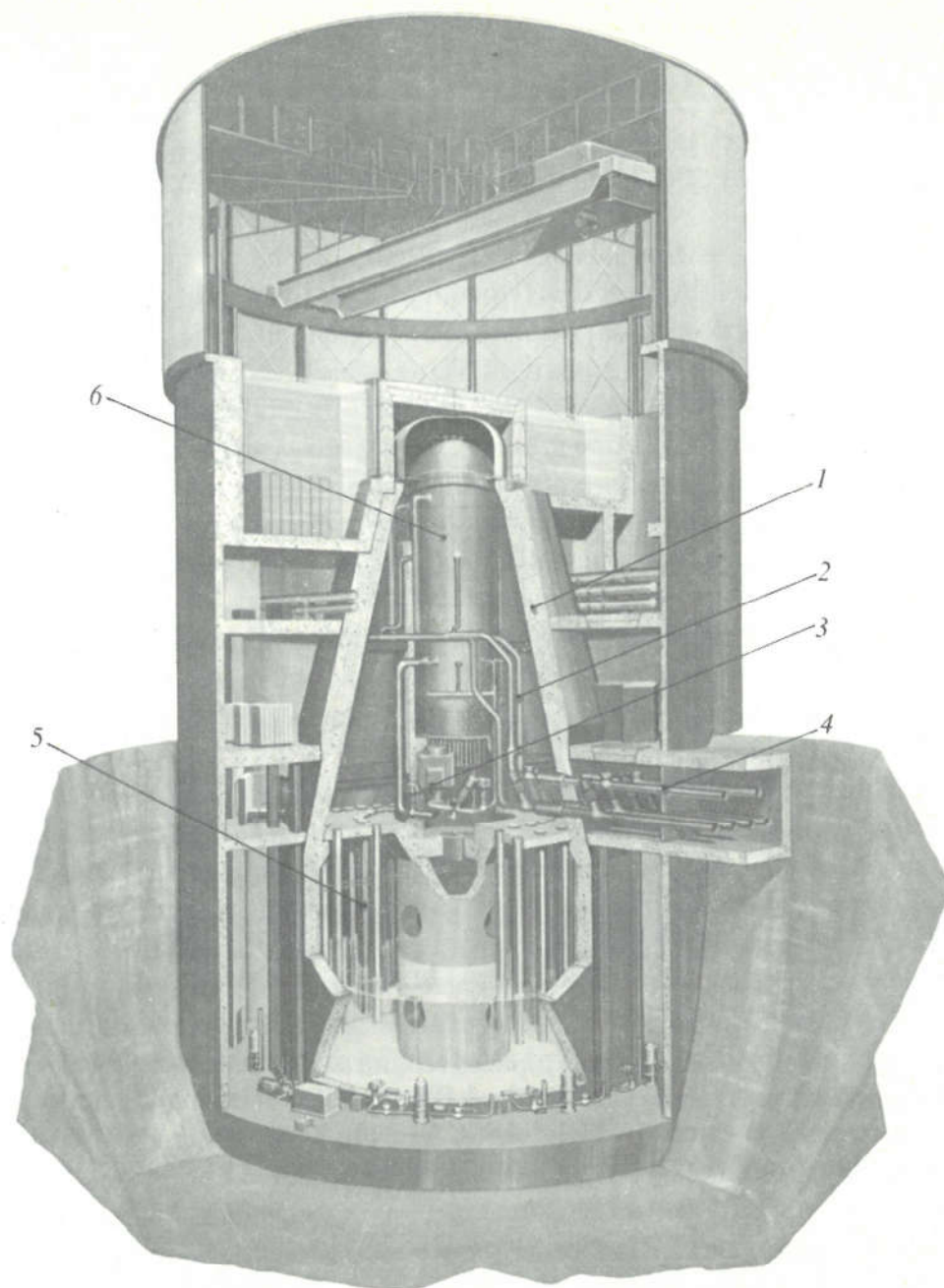
Slika 4.4.1. Posuda kipućeg reaktora unutar zaštitne posude (tip Mark 1): 1 – poklopac zaštitne posude, 2 – reaktorska posuda, 3 – zaštita od zračenja, 4 – sigurnosni i rasteretni ventili, 5 – spojni vod za izjednačenje tlaka, 6, 7 – torus s vodom za kondenzaciju pare, 8 – zaštitna posuda.

Dalji razvoj oblika i funkcije zaštitne posude doveo je do zvonaste posude (tip Mark 2), koju prikazuje slika 4.4.2.

Ispod zvonaste posude nalazi se prstenasti bazen s vodom u koji iz gornje komore (koja se označava kao "suha komora", ili u engleskoj terminologiji *Drywell*) ulaze vertikalne cijevi za provođenje pare.

Kod novijih izvedbi zaštitnih posuda (Mark-3) "suha komora" nije zvonasta nego cilindrična. Iznad nje su smješteni bazeni s vodom za odlaganje ozračenog goriva, komponenta reaktorske posude koje treba izvaditi prilikom izmjene goriva i bazen s vodom za smanjenje tlaka u zaštitnoj posudi. Takvu zaštitnu posudu prikazuje slika 4.4.3.

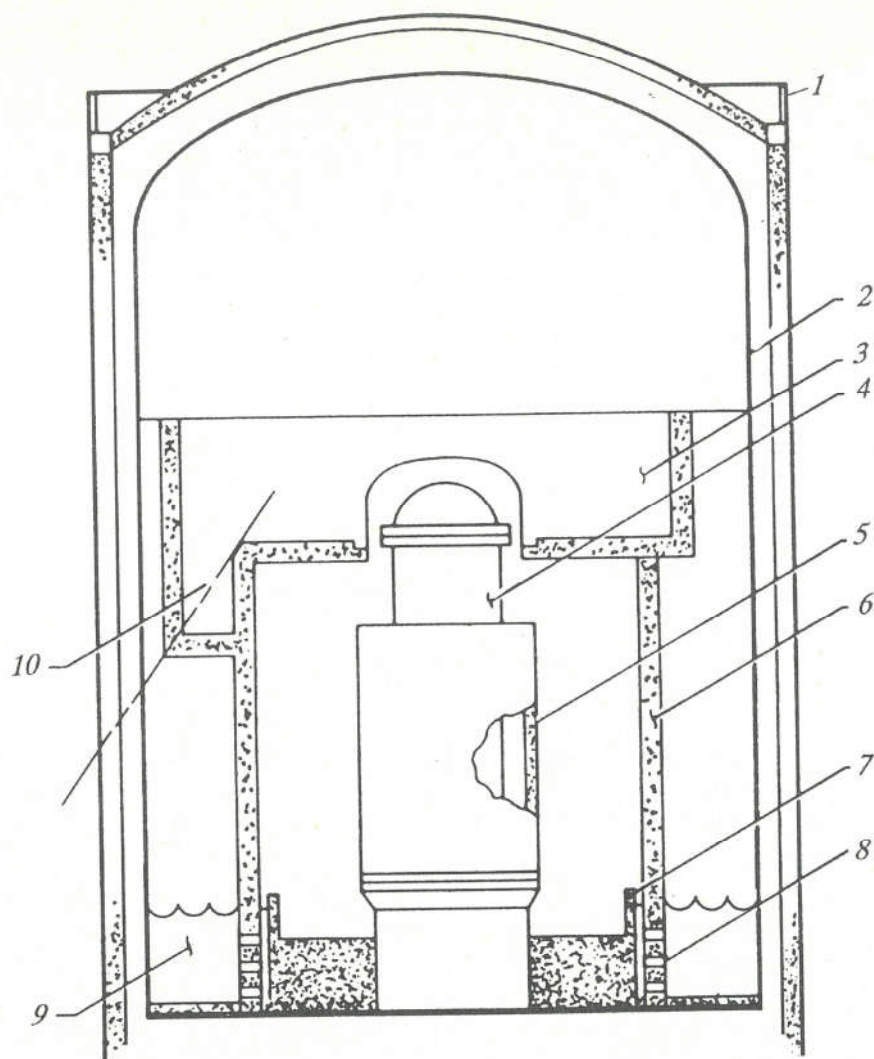
Iz slike je vidljivo da je to zapravo dvostruka zaštitna posuda. Primarna zaštitna posuda je cilindrična armirano-betonska zgrada s unutarnjom oplatom iz nehrđajućeg



Slika 4.4.2. Postrojenje kipućeg reaktora s zaštitnom posudom (Mark 2):
 1 – zaštitna posuda, 2 – parovod, 3 – recirkulacijska pumpa, 4 – cjevovod
 napojne vode, 5 – bazen za kondenzaciju, 6 – reaktorska posuda.

čelika. Iz te posude para horizontalnim kanalima ulazi u kružni kanal za kondenzaciju pare. Cijelo postrojenje je ugrađeno u veliku čeličnu cilindričnu posudu. Ta je posuda (možemo je smatrati sekundarnom zaštitnom posudom) slična zaštitnoj posudi kod tlakovodnih reaktora. Čelična je posuda smještena u betonskoj reaktorskoj zgradi koja štiti okolinu od radioaktivnog zračenja.

U Europi je tvrtka ASEA gradila kipuće reaktore sa zaštitnim posudama sličnim opisanoj posudi tipa Mark 3, ali je kod njih reaktorska posuda integrirana u reaktorsku zgradu (nema posebne vanjske čelične posude). Tvrtka AEG razvila je zaštitnu posudu za kipući reaktor kuglasta oblika. Takva je posuda prikazana na slici 4.2.3.



Slika 4.4.3. Zaštitna posuda kipućeg reaktora (Mark 3): 1 – armirano betonska reaktorska zgrada, 2 – čelična zaštitna posuda, 3 – gornji bazen, 4 – reaktor, 5 – biološki štit, 6 – suha komora, 7 – pregrada, 8 – horizontalni otvori, 9 – komora za kondenzaciju, 10 – prolaz goriva.

4.5. Pomoćni sustavi reaktorskog postrojenja

Spoznaje stečene prilikom razmatranja najbitnijih funkcija pomoćnih sustava reaktorskog postrojenja s tlakovodnim reaktorom možemo jednostavno primijeniti i na kipući reaktor.

Potrebne funkcije pomoćnih sustava reaktora u normalnom pogonu jesu:

- održavanje kakvoće reaktorske vode u propisanim granicama,
- održavanje temperature i kakvoće vode u bazenima za istrošeno gorivo,
- hlađenje nuklearnih komponenata,
- hlađenje obustavljenog reaktora,
- obrada radioaktivnih otpadaka.

Ako dođe do kvara, pomoćni sustavi reaktora moraju osigurati:

- brzu obustavu reaktora s dva neovisna sustava (krutim i tekućim apsorberima);
- hlađenje jezgre visokotlačnim sustavom za ubrizgavanje vode. Taj sustav objedinjava funkciju sustava za zaštitno hlađenje jezgre i sustava pomoćne napojne vode kod tlakovodnih reaktora;

- hlađenje (potapanje) jezgre niskotlačnim sustavom za zaštitno hlađenje jezgre;
- ubrizgavanje vode u zaštitnu posudu radi smanjenja unutarnjeg tlaka;
- izolaciju zaštitne posude nakon kvara.

Zaštitni sustavi, posebno oni koji su bitni za sigurnost postrojenja, moraju imati osiguranu funkciju ako otkáže neka komponenta u sustavu ili ako otkáže pogon sustava (prekid napajanja električnom energijom).

Osiguranje funkcije pomoćnih reaktorskih sustava postiže se ugradnjom višestrukih komponenata (zalihost komponenata), njihovim fizičkim razdvajanjem, razdvajanjem trasa kabela koji ih napajaju, osiguranjem višestrukog napajanja električnom energijom (više neovisnih izvora napajanja iz vanjske mreže i ugradnja više internih dizel agregata sigurnosne klase) te primjenom različitih neovisnih vrsta pogona komponenata sustava (parne i električne pumpe, pokretanje ventila električnim, pneumatskim pa i ručnim pogonom).

Uza sve to u sigurnosnim se analizama uzima u obzir mogućnost potpunog gubitka funkcija zaštitnih sustava jezgre i računaju posljedice koje zbog toga mogu nastupiti. Pri tome se ne zaboravlja mogućnost pasivnog načina hlađenja jezgre prirodnom cirkulacijom fluida.

Primjer izvedbe pomoćnih i zaštitnih sustava jezgre kipućeg reaktora što ga je razradila švedska tvrtka ASEA, prikazan je slikom 4.5.1.

Navest ćemo kratak opis funkcija pomoćnih i zaštitnih sustava za tu izvedbu kipućeg reaktora.

Sustav za odvod ostatne topline sastoji se od dvaju neovisnih rashladnih krugova, od kojih svaki sadrži pumpu za recirkulaciju vode kroz jezgru reaktora i izmjenjivač topline. Izmjenjivač je hlađen zatvorenim sustavom za hlađenje nuklearnih komponenata.

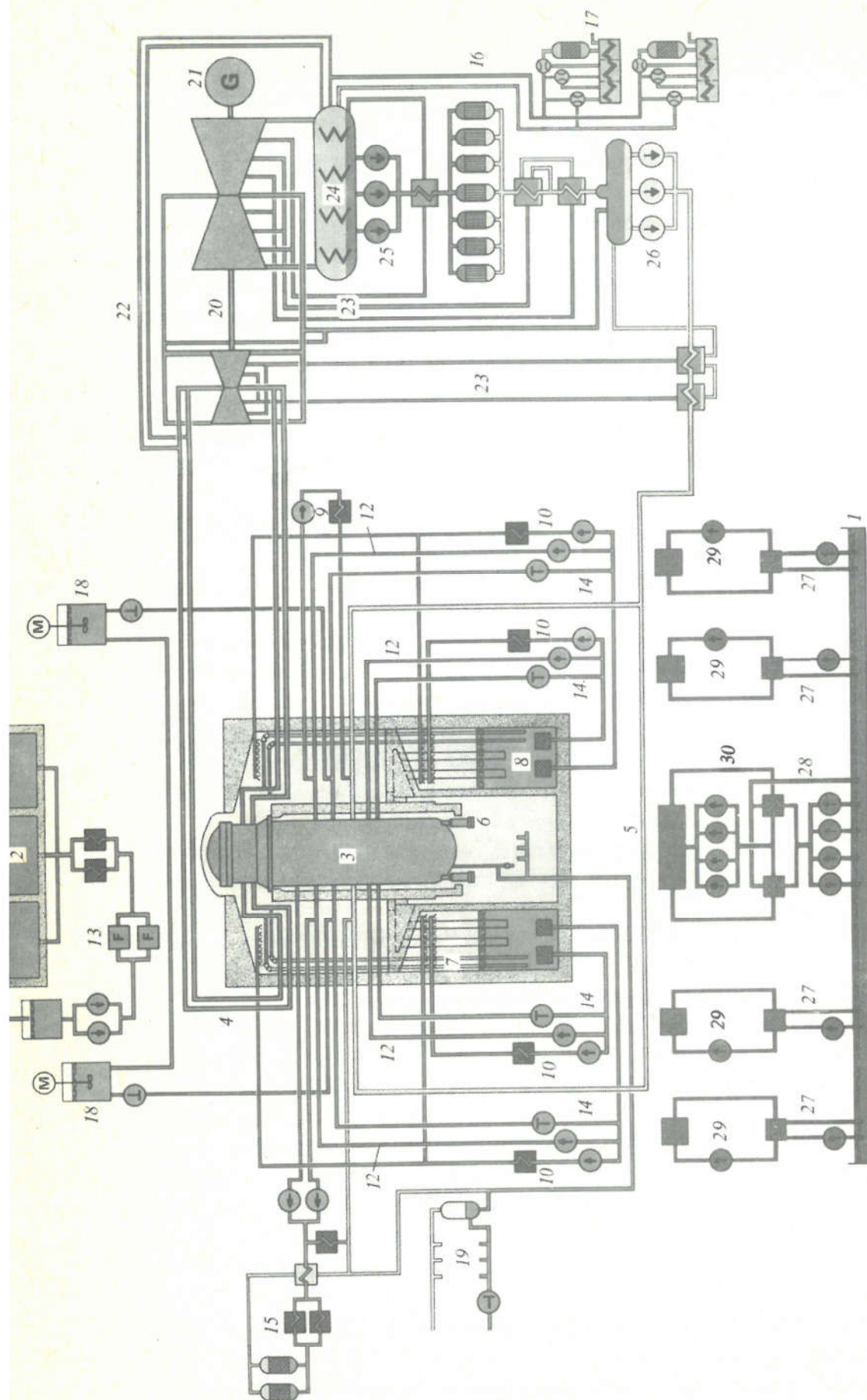
Paralelno s jednim od rashladnih krugova za odvođenje ostatne topline priključen je sustav za pročišćavanje reaktorske vode. Prije ulaza u ionoizmjenjivačke filtre tog sustava voda se hladi u dva stupnja, regenerativnim izmjenjivačem topline i paralelno spojenim hladnjacima priključenim na sustav za hlađenje nuklearnih komponenata.

Voda u bazenima za istrošeno gorivo hladi se i čisti recirkulacijom kroz izmjenjivače topline (također uključene u sustav za hlađenje nuklearnih komponenata) i kroz ionoizmjenjivačke filtre.

Sustav za hlađenje nuklearnih komponenata je zatvoreni rashladni sustav. Odvodi toplinu iz nuklearnih komponenata i predaje je preko izmjenjivača topline sirovoj rashladnoj vodi. Na taj je način spriječena nekontrolirana kontaminacija sirove rashladne vode, odnosno okoline. Raspoloživost sirove vode za hlađenje mora biti osigurana u svim uvjetima.

Sustav za obradu radioaktivnih otpadaka uključuje obradu krutih, tekućih i plinovitih radioaktivnih otpadaka. Kod kipućih reaktora posebno su značajni plinoviti radioaktivni otpaci. Najveći izvor plinovitih otpadaka (među kojima su najviše zastupljeni izotopi kriptona i ksenona) je kondenzator turbine. Plinoviti otpaci dopijevaju u kondenzator zajedno s vodenom parom. Plinovi se sišu ejektorom iz kondenzatora i vode u sustav za obradu plinovitih radioaktivnih otpadaka. Količina radioaktivnih otpadaka bitno ovisi o količini oštećenih obloga gorivnih šipki. Statistički se računa s 0,5% oštećenih gorivnih šipki.

Sustav za zaštitno hlađenje jezgre i brzo gašenje reaktora namijenjen je da zaštiti gorivne elemente ako tlak u reaktoru padne zbog loma nekog od priključnih cjevovoda. Slika 4.5.1. pokazuje da je zaštitno hlađenje jezgre reaktora osigurano s četiri neovisna sustava, od kojih svaki sadrži po tri pumpe: jednu s parnim pogonom za visokotlačno



Slika 4.5.1. Shema pomoćnih sustava kipućeg reaktora: 1 – sirova rashladna voda, 2 – bazeni za istrošeno gorivo, 3 – reaktorska posuda, 4 – parovodi, 5 – cjevovodi za napojnu vodu, 6 – pumpe za recirkulaciju, 7 – cijevi za uvođenje pare u bazen za kondenzaciju, 8 – bazen za kondenzaciju, 9 – sustav za odvod ostatke topline, 10 – sustav za tuširanje unutrašnjosti zaštitne posude, 12 – niskotlačni dio zaštitnog hlađenja jezgre, 13 – sustav za hlađenje i čišćenje bazena za istrošeno gorivo, 14 – visokotlačni dio zaštitnog hlađenja jezgre, 15 – sustav za demineralizaciju reaktorske vode, 16 – sustav za demineralizaciju kondenzata, 17 – sustav za obradu plinovitih radioaktivnih otpadaka, 18 – sustav za ubrizgavanje otpadne vode u jezgu, 19 – sustav za hidrauličko pokretanje regulacijskih štapova, 20 – turbina, 21 – generator, 22 – obilazni parovod, 23 – sustav za regenerativno zagrijavanje napojne vode, 24 – kondenzator, 25 – pumpe za kondenzat, 26 – napojne pumpe, 27, 28 – hlađenje sustava za odvod topline iz nuklearnih komponenata, 29, 30 – zatvoreni interni sustavi za hlađenje nuklearnih komponenata.

ubrizgavanje vode u reaktor i dvije s električnim pogonom. Jedna pumpa s električnim pogonom ubrizgava vodu u zaštitnu posudu radi kondenzacije pare i smanjenja tlaka, a druga dobavlja vodu u reaktorsku posudu na nižem tlaku radi potapanja i hlađenja jezgre. Parna pumpa dobiva pogonsku paru iz reaktorske posude, čime je osiguran njezin rad i pri gubitku svih izvora električne energije. Izvor vode za sve tri pumpe je bazen u zaštitnoj posudi. Voda koja se ubrizgava u zaštitnu posudu recirkulira i hladi se preko izmjenjivača topline u sustavu za hlađenje nuklearnih komponenata. Svaka je skupina od tri pumpe fizički i po napajanju energijom odvojena od drugih triju skupina kako kvar u jednoj ne bi utjecao na ostale.

U nekim se izvedbama pomoćnih sustava kipućeg reaktora funkcije nekih sustava kombiniraju (najčešće se to odnosi na sustav za odvođenje ostatne topline) tako da oni, nakon kvara, djeluju i kao dio sustava za zaštitno hlađenje jezgre.

Pri lomu neke komponente u zaštitnoj posudi brzo zatvarajući ventili automatski izoliraju zaštitnu posudu, a para se preko vertikalnih cijevi uvodi u bazen za kondenzaciju.

Otkáže li sustav za brzu obustavu reaktora regulacijskim štapovima, aktivira se alternativni sustav za brzu obustavu reaktora koji djeluje ubrizgavanjem koncentrirane otopine bora (u obliku natrijeva pentaborata) u jezgru. Parne pumpe tog sustava osiguravaju njegovu neovisnost o raspoloživosti električne energije za napajanje pumpi.

Na slici 4.5.1. prikazano je i turbogeneratorsko postrojenje nuklearne elektrane s kipućim reaktorom. To je postrojenje slično onome kod nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorom jer je i vodena para koju ono dobiva sličnih parametara: tlak oko 7 MPa, suhozasićena para s oko 0,1 % vlage. Postoje ipak i neke razlike na koje je dijelom već prije upozoreno. Razlike se ponajprije ogledaju u sljedećem:

- Para nosi izvjesnu radioaktivnost pa visokotlačni dio turbine treba opskrbiti biološkim štitom.
- Kad turbina ispadne iz pogona, para se turbine, zbog svoje radioaktivnosti ne smije ispustiti u atmosferu, nego se mora obilaznim vodom odvesti u kondenzator (to se djelomično radi i kod nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorom).
- Svi se plinovi iz ejektora kondenzatora prije ispusta u atmosferu moraju propustiti kroz filtre koji zadržavaju radioaktivne tvari.
- Cjelokupna količina kondenzata mora se prije vraćanja u reaktor demineralizirati (zbog osjetljivosti parogeneratorskog postrojenja na zagađenje vode demineralizacija kondenzata primjenjuje se i kod nekih elektrana s tlakovodnim reaktorom).
- Sustav pomoćne napojne vode je kod kipućeg reaktora dio sustava za zaštitno hlađenje jezgre.

4.6. Napredni kipući reaktori

Iz istih razloga kao i kod tlakovodnih reaktora, proizvođači kipućih reaktora su u drugoj polovici 80-ih godina prišli poboljšanju svojih dotadašnjih standardnih proizvoda. I kod tih se reaktora predložena poboljšanja mogu, prema opsegu predloženih zahvata, svrstati u dvije kategorije:

- poboljšanja koja se zasnivaju na boljim rješenjima već iskušanih komponenata i sustava (evolutivni pristup),
- uvođenje radikalno novih rješenja u izvedbu postrojenja i sustava, posebno kod onih koji su bitni za sigurnost.

Evolutivni pristup rezultirao je razvojem postrojenja poznatim kao napredni kipući reaktor ABWR (*Advanced Boiling Water Reactor*).

Razvoj naprednog kipućeg reaktora zasnivao se u poboljšanju standardne izvedbe kipućeg reaktora tvrtke General Electric iz SAD. Za razvoj, projektiranje i gradnju poboljšanih verzija tog reaktora posebno je važna suradnja te tvrtke s japanskim tvrtkama Hitachi i Toshiba koje proizvode opremu za kipuće reaktore.

Potrebno je primijetiti da se neka najbitnija poboljšanja standardnih izvedbi kipućih reaktora predložena u okviru razvoja naprednih kipućih reaktora (ABWR) mogu dobrim dijelom naći u već prije ostvarenim ili predloženim izvedbama europskih graditelja tih reaktora (koji su također svoja rješenja temeljili na osnovnom projektu General Electrica). To su tvrtke AEG iz Njemačke i ASEA (odnosno ABB Atom) iz Švedske (kipući reaktori što ih je projektirala tvrtka ASEA poznati su pod nazivom BWR 75 i BWR 90).

Najbitnija poboljšanja kod naprednih kipućih reaktora u odnosu na ranije standardne izvedbe tih reaktora su:

- Ugradnja internih recirkulacijskih pumpi umjesto vanjskih. Pumpe su zatvorene izvedbe (rotor motora pumpe je u primarnom mediju).
- Eliminacija cjevovoda velikog promjera priključenih na reaktorsku posudu ispod vrha jezgre (vidi sliku 4.2.2).
- Poboljšana izvedba zaštitne posude.

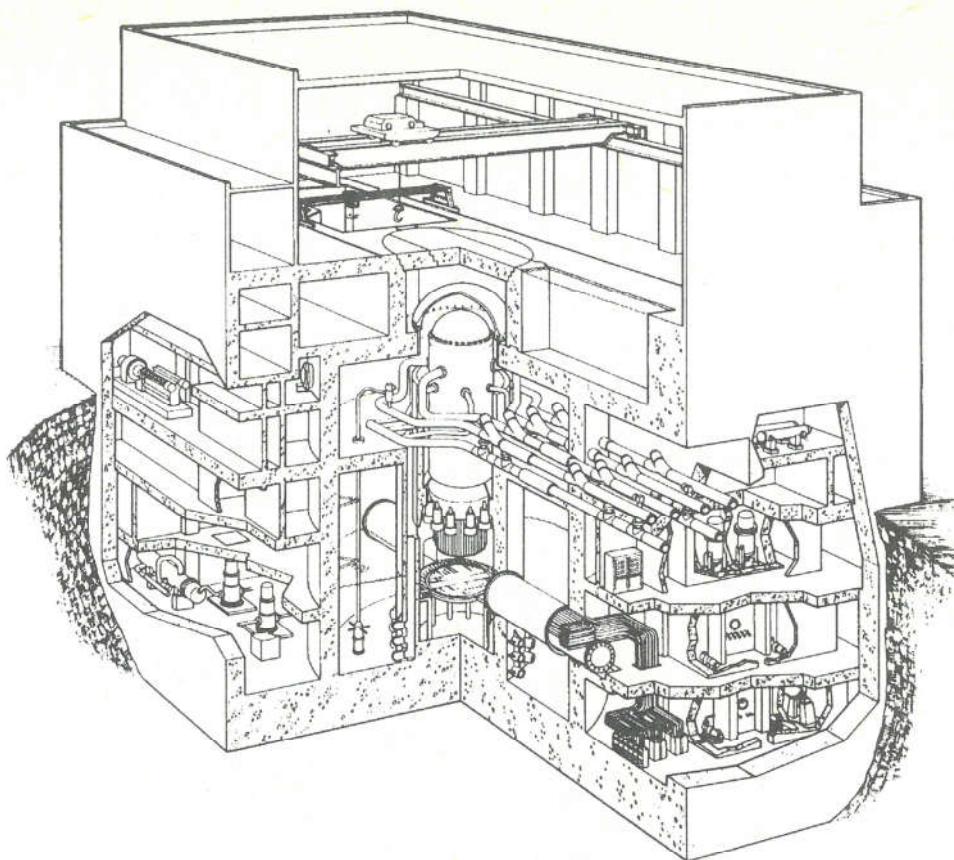
Zaštitna posuda je integralna s reaktorskom zgradom. Slična je ranije opisanoj posudi tipa Mark 3. Na gornjem dijelu ima bazene za ozračeno gorivo i odlaganje komponenata jezgre. Unutrašnjost zaštitne posude punjena je dušikom radi dobivanja inertne atmosfere i onemogućenja eksplozije ako se u posudi nakupi vodik (vodik se stvara u reakciji vode s cirkonijem pri pregrijanju obloga gorivnih šipki). Zaštitna posuda zaštićena je od unutarnjeg pretlaka lomljivom membranom. Pri pucanju membrane glavnina fisijskih proizvoda ostaje vezana u bazenu za kondenzaciju. Ako je potrebno, u zaštitnu posudu može se uvesti dodatna količina rashladne vode (iz sustava protupožarne zaštite):

- Prihvaćanje dvaju raznorodnih i neovisnih pogona regulacijskih štapova: mehaničkog u normalnom pogonu i hidrauličkog u nuždi (u nekim ranijim izvedbama bila su dva hidraulička pogona).
- Ugradnja triju odvojenih i neovisnih sustava za zaštitno hlađenje jezgre. Svaki se sastoji od niskotlačne pumpe za potapanje jezgre i dviju visokotlačnih pumpi. Jedna je pumpa za visokotlačno punjenje jezgre vodom iz bazena za kondenzaciju (djeluje pri lomu komponente), druga pumpa je na parni pogon i služi za hlađenje reaktora kod izolacije odvoda pare (taj sustav srodan je sustavu za pomoćnu napojnu vodu kod tlakovodnog reaktora).
- Ugradnja poboljšane instrumentacije nuklearnog postrojenja (digitalizirana instrumentacija, multipleksno vođenje signala).

Opći izgled reaktorskog postrojenja tipa ABWR u zaštitnoj posudi prema projektu General Electric - Toshiba i nuklearne elektrane Forsmark 3 prema projektu tvrtke ASEA prikazan je slikama 4.6.1. i 4.6.2.

Iz slika se može uočiti sličnost jedne i druge izvedbe.

Provedene probabilistične analize sigurnosti okoline pokazuju da je uz navedena poboljšanja vjerojatnost većeg ispusta radioaktivnosti u okolinu svega 2×10^{-9} po reaktorskoj godini. Taj rezultat je istog reda veličine kao kod naprednih i pasivnih tlakovodnih reaktora, pa i napredni kipući reaktori udovoljavaju kriteriju postavljenom u dokumentu INSAG-3 (vjerojatnost ispusta radioaktivnosti u okoliš, iz koje bi mogla rezultirati doza na



Slika 4.6.1. Postrojenje naprednog kipućeg reaktora (ABWR).

cijelo tijelo najugroženijeg pojedinca od 0,25 Sv mora biti niža od 10^{-6} po godini pogona reaktora).

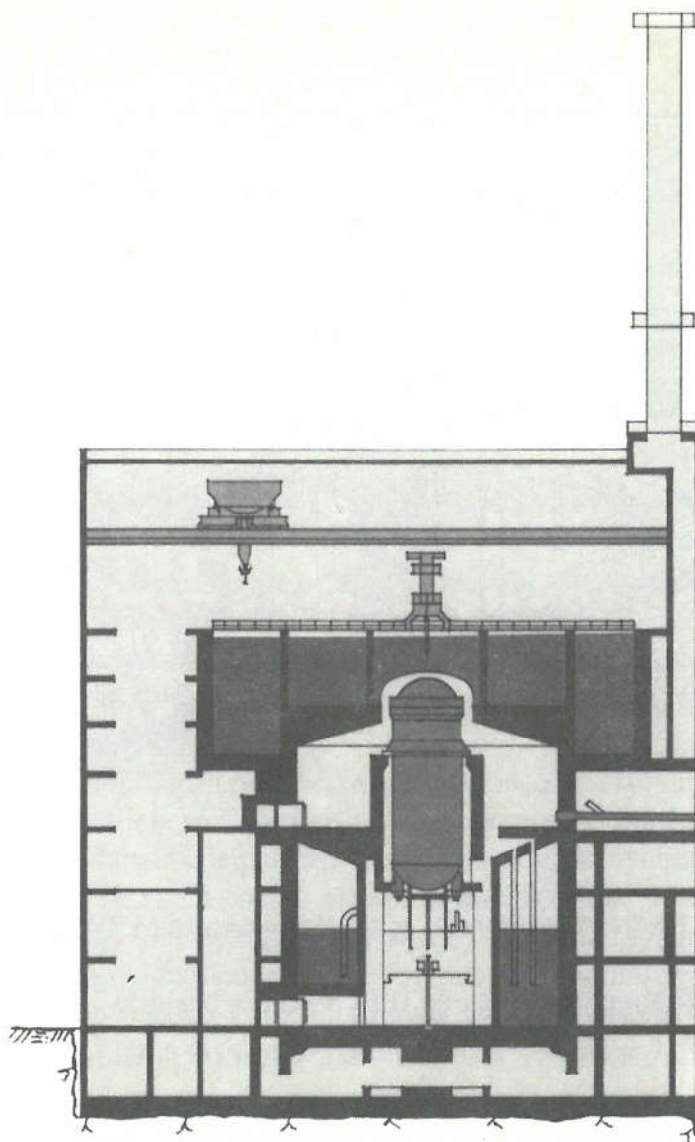
Kipući reaktor s pasivnim rashladnim i zaštitnim sustavom

Gotovo paralelno, i iz sličnih razloga kao kod tlakovodnih reaktora, vodeća tvrtka u razvoju i gradnji kipućih reaktora (tvrtka General Electric iz SAD) počinje još 1982. godine s razvojem pojednostavljenog kipućeg reaktora s pasivnim hlađenjem. Reaktor je poznat pod kraticom SBWR (*Simplified Boiling Water Reactor*).

Glavni motiv za razvoj tog reaktora bio je negativan stav javnog mnijenja i dijela elektroprivrednih poduzeća prema nastavku gradnje nuklearnih elektrana u SAD. Uzrok takvu stavu je dijelom u usporenom porastu potrošnje električne energije, a dijelom u znatnom kašnjenju gradnje nuklearnih objekata i zbog toga porasta troškova gradnje. Kašnjenje gradnje (a ponekad i odustajanje od nje) najvećim je dijelom uzrokovano kompleksnim procesom licenciranja postrojenja. Proces licenciranja bio je pak znatno otežan pritiskom javnosti zbog spoznaja o potencijalnim opasnostima od većih kvarova u nuklearnim elektranama (to je osobito došlo do izražaja nakon kvara na elektrani Otok tri milje).

Iz tih je razloga uočena potreba da se razvije reaktor manje snage (za elektranu snage reda 600 MW) s pojednostavljenom izvedbom i pasivnom sigurnošću. Takav bi reaktor trebao osigurati sljedeće prednosti i ciljeve:

- Mala snaga osigurava lakše prilagođenje porastu potrošnje, a ujedno je gradnja manje elektrane manji financijski rizik za investitore.

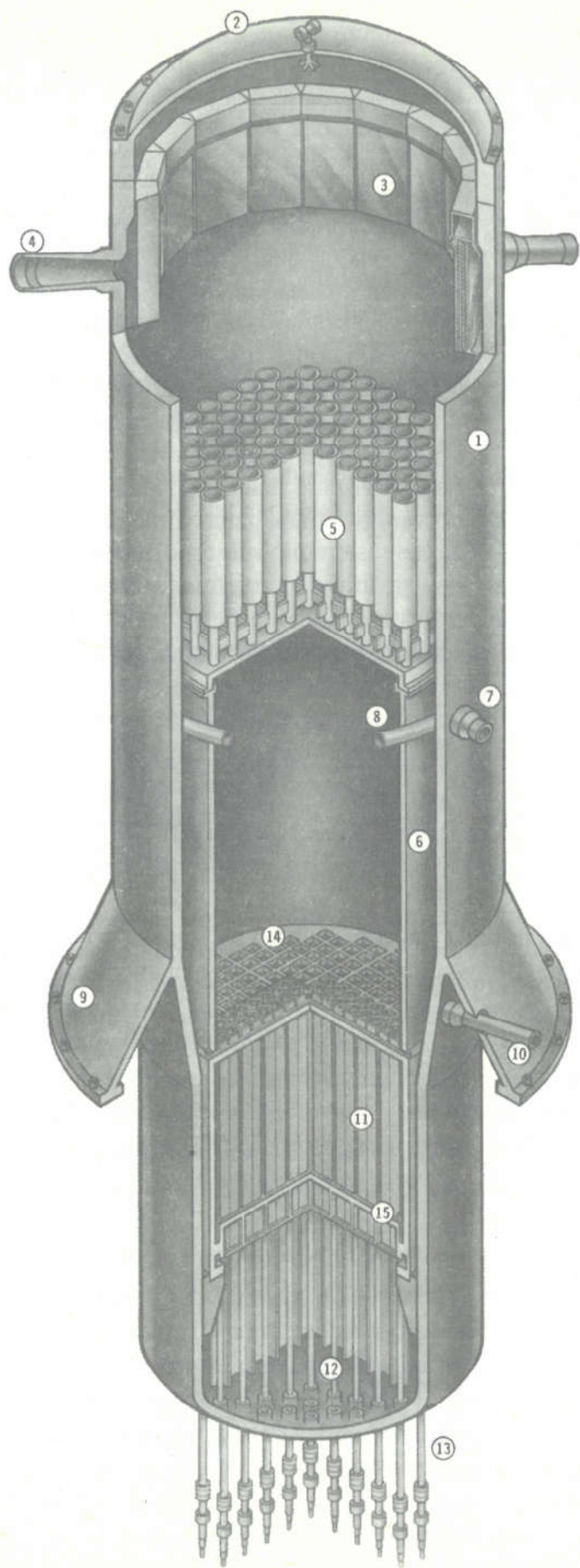


Slika 4.6.2. Kipući reaktor i zaštitna posuda u nuklearnoj elektrani Forsmark 3

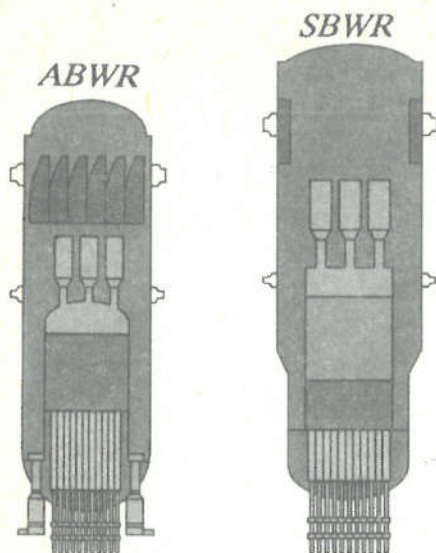
- Sustavi reaktorskog postrojenja trebaju biti pojednostavljeni radi postizanja što niže cijene i što kraćeg vremena gradnje nuklearne elektrane.
- Oprema i sustavi trebali bi biti što više standardizirani kako bi se pojednostavio i olakšao proces licenciranja.
- Što više zaštitnih funkcija treba osigurati pasivnim načinom (primjenom gravitacije) kako bi se smanjio rizik od većeg akcidenta i tako poboljšao odnos javnosti prema sigurnosti nuklearnog postrojenja.

Izgled pojednostavljenog kipućeg reaktora (SBWR) prikazan je slikom 4.6.3. Komentirati ćemo neke značajne osobine tog reaktora.

Osnovna karakteristika reaktora je u prirodnoj recirkulaciji fluida u jezgri (nema pumpi za recirkulaciju). Takvo rješenje uvjetuje nešto manju specifičnu snagu jezgre (između 36 i 42 kW/l umjesto 50 kW/l kod prisilne cirkulacije) i izvedbu reaktorske posude veće visine i širine nego kod reaktora s prisilnom cirkulacijom (tj. reaktora tipa BWR i ABWR). Reaktorska posuda za SBWR za elektranu snage 600 MW visoka je 24 m



Slika 4.6.3. Pojednostavljeni kipući reaktor (SBWR): 1 – reaktorska posuda, 2 – poklopac reaktorske posude, 3 – sušionici pare, 4 – izlaz pare, 5 – separatori vlage, 6 – parni prostor, 7 – ulaz napojne vode, 8 – razdjeljivač napojne vode, 9 – potporna konstrukcija, 10 – ulov vode za zaštitno hlađenje jezgre, 11 – gorivni element, 12 – vodilice regulacijskih štapova, 13 – pogon regulacijskih štapova, 14 – gornja ploča jezgre, 15 – potpora jezgre.



Slika 4.6.4. Usporedba dimenzija posuda reaktora SBWR i ABWR.

a promjera joj je oko 7 m. Za BWR (ABWR) uz dvostruku snagu elektrane, 1200 do 1300 MW, reaktorska posuda je manja: posuda je visoka oko 21 m, s promjerom oko 6,5 m.

Usporedba dimenzija reaktorskih posuda ABWR i SBWR data je slikom 4.6.4.

Veća visina posude je nužna radi dobivanja potrebne visine uzgona kako bi se intenzivirala interna prirodna cirkulacija fluida. Promjer posude je veći u dijelu parnog prostora, a manji u zoni jezgre zbog smanjenja količine vode potrebne za potapanje jezgre. Velika količina vode iznad jezgre produljuje vrijeme do otkrivanja jezgre ako se prekine dovod napojne vode. Nadalje, velik volumen reaktorske posude usporava povišenje tlaka u posudi ako je posuda izolirana od vanjskog napajanja. Time se znatno ublažuju uvjeti za rad rasteretnih i sigurnosnih ventila reaktorske posude i smanjuje vjerojatnost ispusta pare u zaštitnu posu-

du nakon izolacije. Sušionici pare smješteni su na periferiji posude, što dopušta izmjenu gorivnih elemenata bez vađenja sušionika pare iz reaktorske posude.

Zaštitni sustav reaktora

Mala gustoća snage u jezgri, pojednostavljena izvedba reaktora s obzirom na reaktore s prisilnom cirkulacijom, mnogo veći odnos volumena vode i jezgre, smanjuje broj pogonskih prijelaznih pojava i povećava termičku rezervu u jezgri. Reaktor lakše podnosi sve prijelazne pojave koje dovode do promjene razine vode u reaktorskoj posudi i promjene tlaka u njoj.

Budući da je cirkulacija fluida u jezgri prirodna otpadaju sve prijelazne pojave vezane uz gubitak pogona za prisilnu cirkulaciju, a i svi kvarovi svojstveni vanjskim i unutarnjim recirkulacijskim krugovima.

Osnovna ideja izvedbe zaštitnog hlađenja jezgre temelji se na pasivnosti tog sustava.

Reaktor treba opskrbljivati vodom za zaštitno hlađenje jezgre u nizu nenormalnih pogonskih situacija kod kojih nije bez toga moguće nadoknaditi izgubljenu vodu iz reaktorske posude, ili odvesti energiju proizvedenu u jezgri reaktora.

Komponente opreme i sustavi za zaštitno hlađenje jezgre pasivnim načinom u pojednostavljenom kipućem reaktoru jesu:

Izolacijski kondenzator

Kada je reaktor izoliran od turbinskog kondenzatora (tj. izoliran od ponora topline), proizvedena topline u jezgri može se odvesti pasivnim načinom preko izolacijskog kondenzatora. Kondenzator je smješten u zasebnom bazenu s rashladnom vodom, koja ga hladi prirodnom cirkulacijom i u njemu se kondenzira paru proizvedenu u jezgri reaktora. Kondenzat se vraća u reaktor. Na taj se način može ograničiti porast tlaka u reaktoru zbog proizvedene energije i znatno smanjiti potreba za djelovanjem rasteretnih ventila (koji ispuštaju paru u zaštitnu posudu). Pasivni način hlađenja preko izolacijskog kondenzatora služi i kao zamjena sustava za odvođenje ostatne topline.

Pasivni sustav za zaštitno hlađenje jezgre

Sustav djeluje u okolnostima kada treba u reaktor dodavati vodu, koja se iz bilo kojeg razloga gubi (lomovi cjevovoda, odnosno mala i velika *LOCA*). Pasivni sustav djeluje pražnjenjem posebnog bazena (koji se nalazi u zaštitnoj posudi) u reaktorsku posudu iznad razine jezgre. Bazen je smješten iznad jezgre pa se djelovanjem gravitacije voda slijeva u jezgru. Dotok vode u jezgru uvjetovan je prethodnim smanjivanjem tlaka u reaktorskoj posudi na tlak približno jednak tlaku u bazenu.

Para ispuštena u zaštitnu posudu provodi se u bazen za kondenzaciju na način identičan onome kod prijašnjih izvedbi kipućih reaktora. Nastane li veći lom na primarnom krugu (velika *LOCA*), naglo se smanji tlak u reaktorskoj posudi i voda burno isparava. Analize pokazuju da u tog tipa reaktora neće doći do otkrivanja reaktorske jezgre. Nakon toga voda se djelovanjem gravitacije iz bazena slijeva u reaktorsku posudu i osigurava hlađenje jezgre. Nastala para se kondenzira u bazenu za kondenzaciju. Ako je lom na primarnom krugu manji (mala *LOCA*, nenamjerno otvaranje rasteretnog ventila) tlak ne padne naglo, pa ga, da bi se omogućio dotok vode iz bazena, treba smanjivati redukcijским ventilima.

Pasivni način hlađenja zaštitne posude

Pasivni je način hlađenja zaštitne posude predviđen za hlađenje te posude kada je ona izolirana od vanjskog ponora topline. Takva pojava nastaje nakon ispuštanja pare u zaštitnu posudu. Para je naime uvijek do neke mjere radioaktivna, pa je potrebna izolacija posude od okoline. Pasivno hlađenje zaštitne posude obavlja se preko izolacijskog kondenzatora. Projektom je predviđeno održavanje pasivnog hlađenja tijekom tri dana bez potrebne akcije operatora. Nakon toga treba dovesti dodatnu količinu rashladne vode u bazen koji hladi izolacijski kondenzator, jer se voda iz bazena gubi isparavanjem. Takvo hlađenje zaštitne posude, zajedno s mogućim potapljanjem suhe komore nakon nezgode, zaštićuje okolinu i onda kad je kvar katastrofalan (topljenje jezgre i prodor mase jezgre kroz reaktorsku posudu u zaštitnu posudu).

Sigurnosne analize pokazuju da je vjerojatnost topljenja jezgre kod pojednostavljenog kipućeg reaktora (SBWR) manja od 10^{-6} po reaktorskoj godini, a doza najugroženijeg pojedinca u okolini elektrane u tom je slučaju manja od 0,01 Sv.

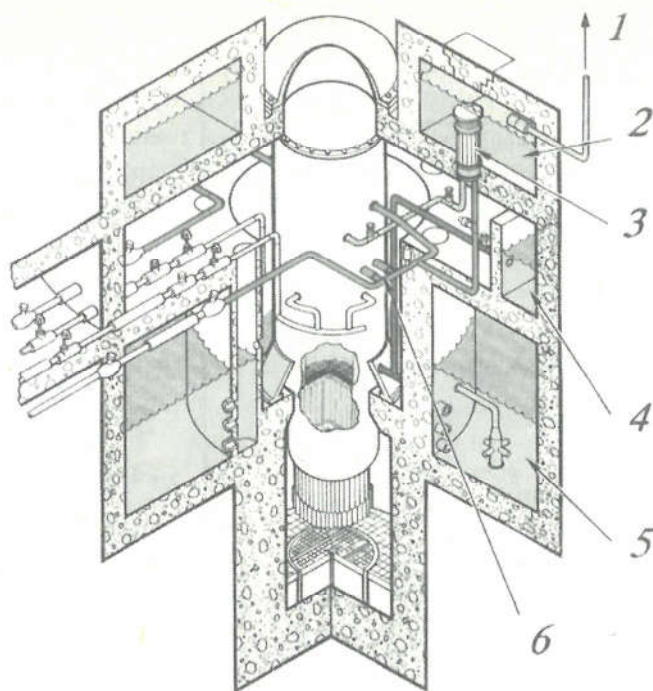
Iz opisanih pasivnih sustava proizlazi da reaktorsko postrojenje mora imati tri neovisna rashladna bazena u zaštitnoj posudi:

- bazen za hlađenje izolacijskog kondenzatora,
- bazen za zaštitno hlađenje jezgre iz kojeg se voda slijeva u jezgru djelovanjem gravitacije,
- bazen za kondenzaciju pare i obaranje unutarnjeg tlaka u zaštitnoj posudi.

Sva tri navedena bazena vidljiva su na slici 4.6.5., koja prikazuje reaktorski sustav SBWR i zaštitnu posudu.

4.7. Kipući reaktori kanalskog tipa

Do sada razmatrani kipući reaktori imali su zajedničku karakteristiku što je reaktorska posuda bila pod istim tlakom kao i moderator, odnosno što su rashladni fluid i moderator u pogledu svih parametara i svojstava istovjetan fluid. Reaktori s takvim svojstvom poznati su kao reaktori s posudom pod tlakom. Te reaktore treba razlikovati od reaktora u kojih je



Slika 4.6.5. Pojednostavljeni ključajući reaktor (SBWR) u zaštitnoj posudi: 1 – izlaz pare, 2 – bazen izolacijskog kondenzatora, 3 – izolacijski kondenzator, 4 – bazen za zaštitno hlađenje jezgre, 5 – bazen za kondenzaciju pare, 6 – ventili za smanjenje tlaka.

rashladni fluid fizički odvojen od moderatora i u kojih se pod tlakom toga rashladnog fluida nalaze samo tlačne cijevi kroz koje fluid prolazi. Reaktori tog tipa poznati su kao reaktori s cijevima pod tlakom, ili alternativno, kao reaktori kanalnog tipa.

Ispitana su i primijenjena u energetici dva tipa takvih kipućih reaktora:

- kipući reaktori s grafitnim moderatorom,
- kipući reaktor s teškom vodom kao moderatorom.

Kipući reaktor kanalnog tipa s grafitom kao moderatorom razvijen je i primijenjen u energetici jedino u bivšem Sovjetskom Savezu gdje je uveden pod kraticom RBMK (*reaktor boljšoi močnosti kipjaščij*). Tome tipu reaktora pripada i po zlu poznati reaktor nuklearne elektrane Černobilj.

Kipući reaktor kanalnog tipa s teškom vodom kao moderatorom mnogo je manje proširen i manje važan za energetiku nego grafitni kipući reaktor. Izrađena su samo dva prototipna energetska postrojenja s takvim reaktorom, jedan u Velikoj Britaniji i jedan u Kanadi. U Velikoj Britaniji taj je reaktor poznat pod kraticom SGHWR (*Steam Generating Heavy Water Reactor*).

Kao što je prije spomenuto, zajednička je značajka reaktora kanalnog tipa što posuda reaktora nije podvrgnuta tlačnoj sili rashladnog fluida. Tlak rashladnog fluida (u razmatranom je slučaju to mješavina vode i vodene pare) prisiljeni smo držati dovoljno visokim kako bi toplinski stupanj djelovanja postrojenja mogao biti u zadovoljavajućim granicama. Tlačna sila na reaktorsku posudu, kada je ona velikog promjera i kada na nju djeluje tlak rashladnog fluida, veoma je velika. To je mnogo izraženije kada je reaktor moderiran grafitom ili teškom vodom nego kada je moderator obična voda. Tada naime zbog manjeg

faktora sposobnosti usporavanja teške vode, a posebno grafita (faktor $\xi \Sigma_s$) dimenzije reaktorske jezgre, a i promjer reaktorske posude, moraju biti veliki.

S aspekta tehničkih poteškoća koje prate gradnju velikih reaktorskih posuda podvrgnutih velikom unutarnjem tlaku gradnja reaktora kanalnog tipa ima nedvojbenu prednost. Osim toga, kod takvih reaktora postoji mogućnost odvajanja moderatora od rashladnog sredstva, što dopušta primjenu moderatora koji je različit ili pak ima različite parametre (tlak, temperatura) nego rashladno sredstvo.

Kipućim kanalnim reaktorima je zajedničko što se napojna voda dovodi do razdjelnika iz kojeg se razvodi do rashladnih kanala reaktora. Na izlazu iz rashladnih kanala nastala se vodena para skuplja u izlaznom kolektoru i parovodom odvodi u parnu turbinu.

Kipući reaktor s grafitnim moderatorom (RBMK)

Grafitom moderiran kipući reaktor razvijao se u bivšem SSSR-u u nekoliko etapa. Razvoj je počeo gradnjom prve nuklearne elektrane s tim tipom reaktora u Obninsku. Elektrana je imala snagu od svega 5 MW, a ušla je u pogon još 1954. godine. Razvoj je nastavljen gradnjom nuklearnih elektrana u Bjelojarsku (snage 100 i 200 MW), da bi se nakon toga prišlo gradnji serije RBMK reaktora za nuklearne elektrane snage po 1000 MW. Prvi blok izgrađen je 1974. godine u blizini Lenjingrada. U posljednjoj etapi razvoja izgrađena je elektrana istog tipa snage 1500 MW (NE Ignalino). Nezgoda na četvrtom bloku nuklearne elektrane u Černobilju 1986. godine (s reaktorom tipa RBMK 1000 MW) vjerojatno je prekinula daljnji razvoj tog tipa reaktora.

Ukratko ćemo opisati reaktor tipa RBMK za nuklearnu elektranu snage 1000 MW.

Reaktor ekvivalentnog promjera oko 14 m, a visine oko 8 m, smješten je u četvrtastu armirano-betonsku zgradu presjeka 21x21 m i visoku 25 m. U zgradi je čelična konstrukcija koja podržava čeličnu posudu za smještaj grafitne jezgre reaktora. Jezgra reaktora je izgrađena od grafitnih blokova presjeka 220x220 mm i dugih oko 600 mm. Debljina bočnog i aksijalnog reflektora oko jezgre je 500 mm. U grafitnim blokovima su provrti, a u njima tlačne cijevi promjera 88 mm i debljine stijenke 4 mm. Cijevi su izrađene od legure cirkonija i niobija (legura ima mali apsorpcijski udarni presjek za termičke neutrone). Jezgra sadrži 1700 takvih tlačnih cijevi dugih 7 m. U svakoj tlačnoj cijevi smještena su po dva koaksijalna gorivna elementa duga 3,5 m svaki.

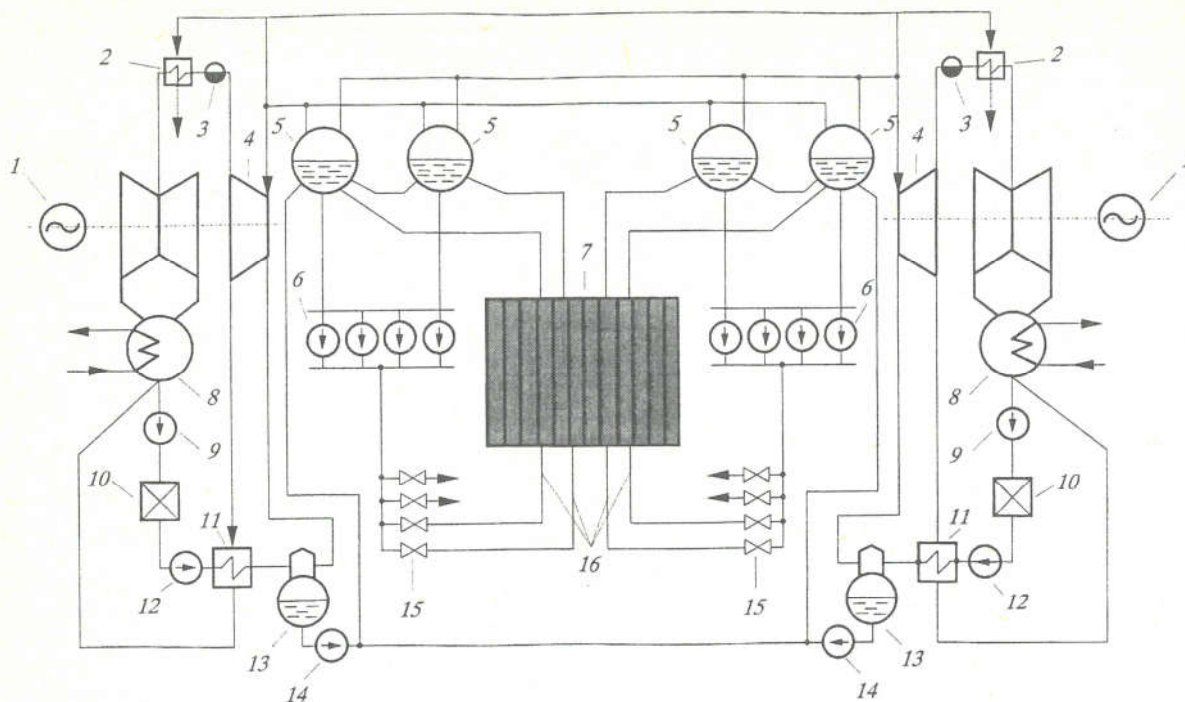
Temperatura grafita tijekom pogona doseže do 1000 K. Šupljine između grafitnih blokova, kao i one između grafita i tlačnih cijevi, ispunjene su mješavinom helija i dušika da bi se poboljšao prijelaz topline i spriječila oksidacija grafita i tlačnih cijevi.

Gorivni elementi sastoje se od 18 šipki, od kojih svaka ima promjer 13 mm. Izrađene su od legure cirkonija, a ispunjene tabletama oksida 2% obogaćenog urana.

Mješavina vode i pare protječe kroz tlačne cijevi i duž gorivnih elemenata, povećavajući maseni sadržaj pare. Na izlazu iz rashladnih kanala maseni sadržaj pare doseže oko 17%.

Izlaz iz svakog rashladnog kanala priključuje se izravno na separator pare, koji time ujedno obavlja i funkciju izlaznog kolektora. Separatori pare su impresivnih dimenzija. Dugi su 30 m, a promjer im je oko 2,3 m. Para se u separatoru skuplja u parnom kolektoru i odvodi u turbinu. Voda se iz dna separatora odvodi na usis recirkulacijskih pumpi. Separatori pare smješteni su u posebne prostorije na elevaciji višoj od reaktorske jezgre, radi olakšanja prirodne cirkulacije fluida kroz reaktor.

Recirkulacijske pumpe projektirane su za protok od nekih 7000 m³/h. Pogonjene su elektromotorima snage oko 5,5 MW.



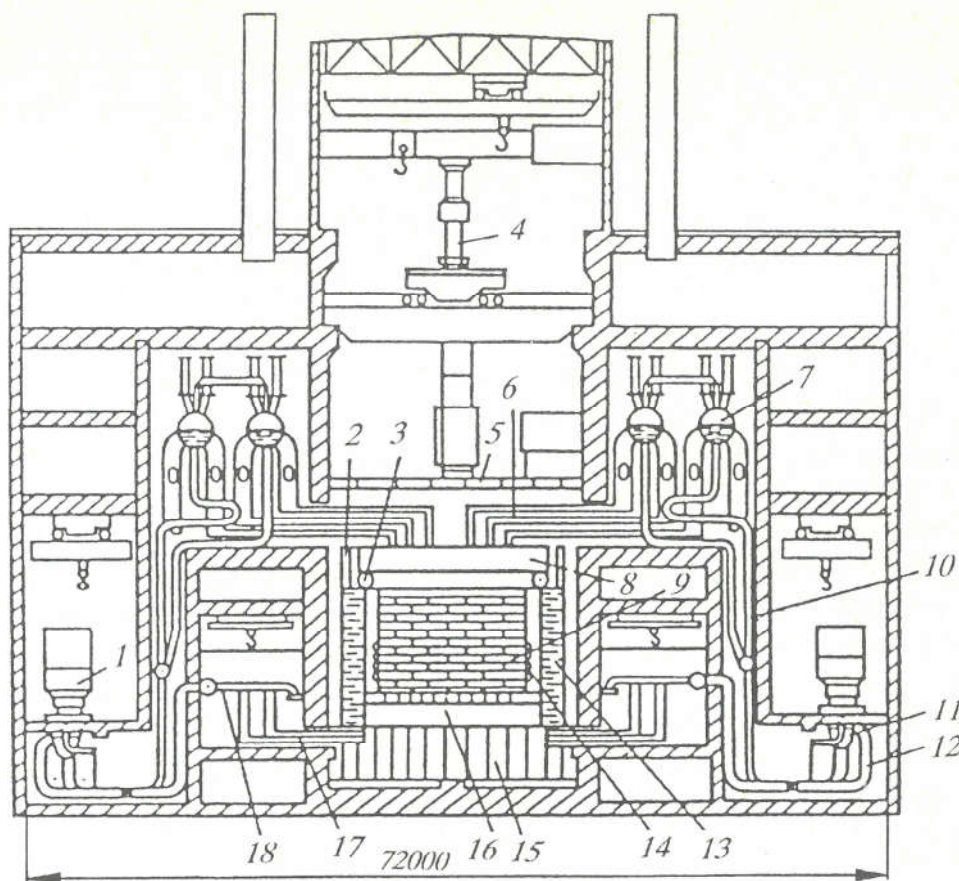
Slika 4.7.1. Načelna toplinska shema nuklearne elektrane s reaktorom RBMK 1000: 1 – električni generator, 2 – pregrijač pare, 3 – separator vlage, 4 – parna turbina, 5 – separatori pare, 6 – recirkulacijske pumpe, 7 – reaktor, 8 – kondenzator, 9,12 – pumpe kondenzata, 10 – demineralizacija kondenzata, 11 – regenerativni zagrijač, 13 – otplinjač, 14 – napojna pumpa, 15 – ventili cijevovoda za dovod vode u kanale reaktora, 16 – cijevovodi za dovod vode u kanale reaktora.

Rashladni fluid protječe kroz reaktor u dva odvojena paralelna kruga. Svaki krug uključuje polovicu tlačnih cijevi reaktora, dva separatora pare i četiri recirkulacijske pumpe.

U separatorima se generira 3800 t/h suhozasićene pare s malim sadržajem vlage. Para se odvodi u turbinu, a kondenzat iz kondenzatora turbine se, nakon demineralizacije, djelovanjem napojnih pumpi ponovo vraća u separator. Turbine su u osnovi iste izvedbe kao kod nuklearnih elektrana s reaktorima tipa PWR i BWR (jedno osovinske i dvoprotočne s jednim visokotlačnim i s nekoliko, u ovom slučaju s četiri, niskotlačnih kućišta). Nakon ekspanzije u visokotlačnom dijelu turbine para se odvodi u niskotlačni separator vlage i međupregrijač.

Shema rashladnog sustava nuklearne elektrane s reaktorom tipa RBMK 1000 MW prikazana je slikom 4.7.1., a prostorni smještaj osnovnih komponenata postrojenja slikom 4.7.2.

Potrebno je uočiti da nuklearno energetska postrojenje s RBMK reaktorom, unatoč činjenici što reaktor ima obogaćeni uran kao nuklearno gorivo (s gledišta reaktivnosti jezgre to dopušta duži period rada reaktora, u trajanju jedne godine ili duže, bez izmjene goriva), posjeduje i stroj za kontinuirano rukovanje s nuklearnim gorivom tijekom rada reaktora. Razlog treba dijelom tumačiti težnjom za većom raspoloživošću postrojenja, a dijelom nastojanjem da se osigura mogućnost reguliranja odgora goriva u pojedinim rashladnim kanalima reaktora, bez potrebe za obustavom pogona. Ovo posljednje je bitno kada je namjena reaktora da osim energije proizvodi i fisibilni materijal (riječ je o fisibilnim izotopima plutonija, ^{239}Pu , ^{241}Pu ...) za vojne potrebe.



Slika 4.7.2. Presjek kroz reaktorsko postrojenje RBMK 1000: 1 – motor glavne recirkulacijske pumpe, 2 – gornji dio bočne vodene zaštite, 3 – potpora, 4 – stroj za rukovanje gorivom, 5 – gornja biološka zaštita radne platforme, 6 – cjevovodi za izlaz rashladnog sredstva, 7 – separatori pare, 8 – gornja biološka zaštita, 9 – grafitni moderator, 10 – recirkulacijski cjevovod, 11 – recirkulacijska pumpa, 12 – tlačni cjevovod, 13 – bočna vodena zaštita, 14 – čelična posuda reaktora, 15 – bazen za kondenzaciju pare, 16 – donja zaštitna ploča, 17 – cjevovodi za dovod vode u kanale reaktora, 18 – tlačni kolektor.

Kad se govorilo o promjeni izotopnog sastava nuklearnog goriva u tlakovodnom reaktoru (poglavlje 3.7), napomenuto je da za vojne svrhe primjenjiv fisibilni materijal mora sadržavati što manje (ispod 5%) izotopa ^{240}Pu . To se postiže ograničenjem odgora nuklearnog goriva na neki iznos koji je desetak puta manji od iznosa koji se koristi u normalnom pogonu standardnih energetske tlakovodnih ili kipućih reaktora. Zbog toga su ti reaktori nepodesni za neenergetske namjene. Ako pak postoji mogućnost izmjene goriva tijekom pogona reaktora, može se u energetskom reaktoru rezervirati dio rashladnih kanala za odgor koji osigurava poželjan odnos plutonijskih izotopa, bez potrebe da se radi zamjene goriva obustavlja reaktor. Time se može ostvariti režim rada reaktora koji je optimalan i sa stajališta proizvodnje energije i sa stajališta proizvodnje fisibilnog materijala.

Sigurnosni aspekti grafitnih kipućih reaktora (RBMK)

Nakon nesreće na nuklearnoj elektrani Černobilj velika je pažnja posvećena analizama sigurnosnih aspekata RBMK reaktora.

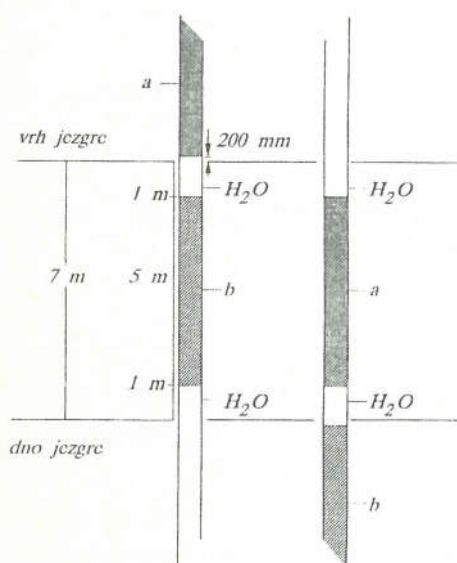
Podrobniji podaci o projektnim karakteristikama jezgre reaktora RBMK nisu poznati iz literature.

Međutim, na temelju analize kinetike tlakovodnog reaktora u poglavlju 3.7. kao i poznatog ponašanju RBMK reaktora u pogonu (posebno kod malih snaga) mogli bismo zaključiti da se radi o nadmoderiranom reaktoru. Reaktor posjeduje osnovni fiksni moderator (grafit) i varijabilni moderator (voda s većim ili manjim sadržajem vodene pare). Termalizacija neutrona obavlja se uglavnom u grafitu, pa je uloga vode kao moderatora malena. Međutim, voda je ujedno i varijabilni (ovisno o sadržaju pare) apsorber termičkih neutrona. Zagrijavanjem i isparivanjem vode raste faktor termičkog iskorištenja neutrona. Promjena je izrazitija kod gušćeg fluida, tj. kod malog sadržaja pare u jezgri (odnosno kod male snage), pa će tada temperaturni koeficijent reaktivnosti biti pozitivniji. Zbog toga se govori o pozitivnom temperaturnom koeficijentu šupljina kod RBMK reaktora (u američkoj je literaturi taj koeficijent poznat kao *void coefficient*).

Analize pokazuju da je, zbog opisanog razloga rezultirajući temperaturni koeficijent reaktora (koji uključuje utjecaj temperaturnog koeficijenta moderatora i Dopplerova koeficijenta) pozitivan. Takav zaključak proizlazi iz činjenice što je i temperaturni koeficijent reaktivnosti grafita pozitivan, a jedino temperaturni koeficijent reaktivnosti goriva (Dopplerov koeficijent) negativan. Reaktor s takvom karakteristikom je potencijalno nestabilan. Pri stavljanju reaktora u pogon treba, nakon postizavanja kritičnosti i početka grijanja, odnosno isparivanja rashladnog fluida, dio regulacijskih šipki ponovo uranjati u jezgru zbog kompenzacije nastale reaktivnosti. Kada reaktor radi na maloj snazi, propisan je broj šipki koje moraju biti uronjene u jezgru. Taj broj osigurava potrebnu negativnu reaktivnost za kompenzaciju pozitivne reaktivnosti zbog parnih mjehurića na najnižoj dopuštenoj

snazi pogona reaktora (najniža dopuštena termička snaga reaktora je oko 700 MW). Rad na nižoj snazi od ove nije dopušten jer tada oslobođena pozitivna reaktivnost u slučaju isparivanja ili gubitka vode postaje prevelika. Osim toga djelomično uronjene šipke, zbog donjeg grafitnog dijela, brže unose negativnu reaktivnost u jezgru nego potpuno izvučene šipke (vidi sliku 4.7.3.). I kada reaktor radi na višoj snazi, treba dio tih šipki iz istog razloga stalno držati uronjenim u jezgru (s tim što je njihova negativna reaktivnost manja zbog većeg masenog udjela pare, zatrovanja i odgora).

Ako u reaktoru, kod kojega je koeficijent reaktivnosti šupljina pozitivan, naglo povećamo isparivanje fluida u jezgri, nastaje višak reaktivnosti, koji odgovara koeficijentu reaktivnosti šupljina pomnoženim postotkom nastalih šupljina u rashladnom fluidu. Nastala reaktivnost može dovesti reaktor u stanje promptne kritičnosti. Upravo se to dogodilo u reaktoru nuklearne elektrane u Černobilju. Naglo isparivanje u jezgri dogodilo se zbog mnogih pogrešnih postupaka pogonskog osoblja koji su izvodili eksperiment bez prethodno izvedene sigurnosne analize i uz kršenje propisanih sigurnosnih normi.



Slika 4.7.3. Položaj grafitnog i apsorpcijskog dijela regulacijske šipke RBMK reaktora u izvučenom i uvučenom položaju: 1 – regulacijska šipka u izvučenom položaju, 2 – regulacijska šipka u uvučenom položaju.

a – apsorber
b – grafit

Eksperiment se izvodio s reaktorom na maloj snazi (oko 200 MW, što je više nego tri puta manje od dopuštenog minimuma snage), tijekom kojega je došlo do smanjenja recirkulacijskog protoka uz prethodno blokiran sustav za zaštitno hlađenje jezgre. Cilj eksperimenta je bio ispitati ponašanje elektrane nakon gubitka vanjskog napajanja električnom energijom. Broj izvučenih apsorpcijskih šipki je pri tome bio mnogo veći od propisanog maksimuma.

Katastrofu reaktora prouzročila je unešena reaktivnost zbog isparivanja vode u rashladnim kanalima reaktora.

Procijenjeno je da je naglo oslobođena reaktivnost zbog povećanog isparivanja vode iznosila oko 2β (β je udio zakašnjelih neutrona). Isparivanje je povećano zbog smanjenog protoka kroz reaktor (čime je trebalo simulirati ispad recirkulacijskih pumpi). Zbog viška reaktivnosti porasla je snaga do razine kod koje je unijeta reaktivnost kompenzirana reaktivnošću zbog Dopplerova koeficijenta ili kod koje reaktivnost jezgre nestaje zbog dezintegracije reaktora. Ocijenjeno je da je maksimum snage reaktora u Černobilju prije dezintegracije jezgre dosegaio oko 100 puta veću vrijednost od nominalne.

Broj regulacijskih i zaustavnih šipki u reaktoru RBMK 1000 je 211. Od tih se 72 šipke pokreću automatski (24 skraćene šipke za regulaciju aksijalne raspodjele snage, 12 za integralnu regulaciju snage, 12 za lokalnu regulaciju snage i 24 za brzu obustavu reaktora), a 139 apsorpcijskih šipki pokreću se ručno. Velika jezgra reaktora dovodi do radialne nestabilnosti u raspodjeli proizvedene snage pa treba automatski intervenirati regulacijskim sustavom radi korekcije raspodjele snage.

Iz tog razloga kod te nuklearne elektrane postoje dva automatska regulacijska sustava: integralni regulacijski sustav i lokalni regulacijski sustav.

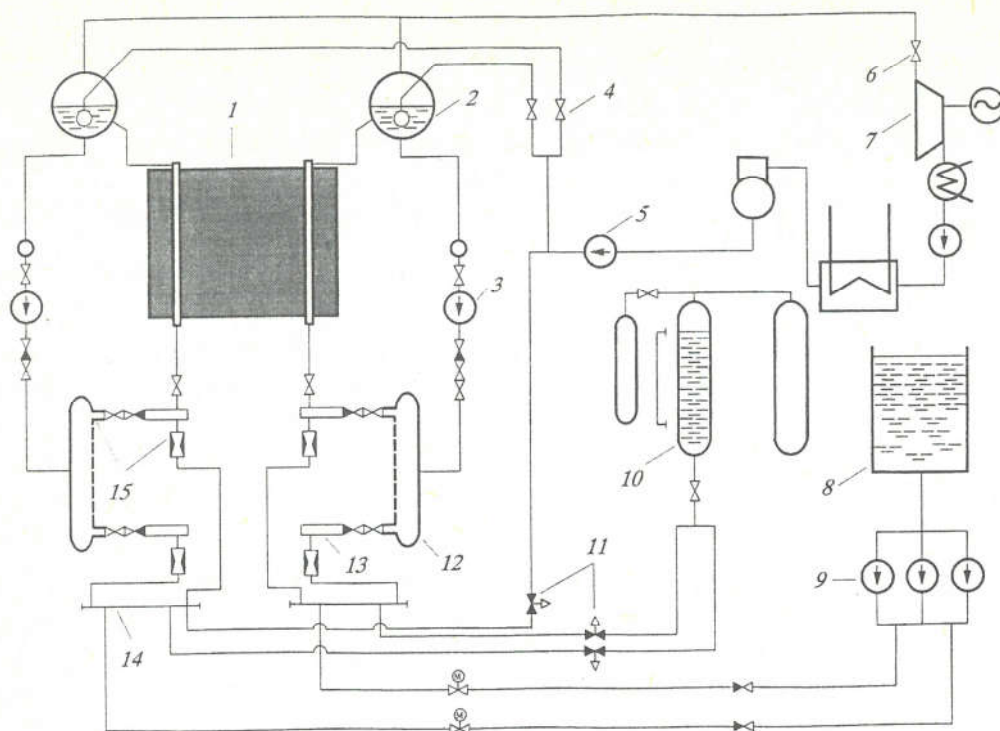
Prilikom analize specifičnosti djelovanja regulacijskih šipki kod tog tipa reaktora treba uzeti u obzir njihovo sporo kretanje. Maksimalna brzina kretanja šipki je oko 0,4 m/s (za regulaciju 0,2 m/s), a slična je i kada one slobodnim padom (ako treba brzo obustaviti reaktor) padaju u jezgru. Voda u kanalima jezgre ograničava njihovu brzinu kretanja. Stoga je vrijeme pada potpuno izvučene šipke oko 15 s (radi usporedbe, kod tlakovodnog reaktora to je vrijeme oko 2 s). Šipke su pokretane samo mehaničkim pogonom (čeličnim užetom). U svojem gornjem i donjem dijelu na dužini od 5 m šipke sadrže grafit umjesto apsorpcijskog materijala (B_4C). Svrha takve izvedbe regulacijskih šipki je u nastojanju da se grafitnim štapovima poveća reaktivnost jezgre kada su šipke izvučene. Grafitni segment regulacijske šipke zbog istiskivanja vode iz kanala povećava reaktivnost u dijelu jezgre kroz koji prolazi. To osobito dolazi do izražaja u donjem dijelu jezgre, gdje je zbog veće gustoće moderatora reaktivnost najveća. Povećanje reaktivnosti jezgre reaktora zbog toga je između $0,3\beta$ i $1,2\beta$. Taj je efekt odigrao dodatnu negativnu ulogu u katastrofi černobiljskog reaktora, kada su operateri u posljednji čas pokušali brzom obustavom reaktora spriječiti nesreću. Kod većih kvarova sve šipke (osim skraćenih) padaju u jezgru. Slika 4.7.3. pokazuje položaj apsorpcijskog i grafitnog dijela regulacijske šipke u izvučenom i uvučenom položaju.

Sustav za zaštitno hlađenje jezgre

Sustav za zaštitno hlađenje jezgre ima zadatak osigurati opskrbljivanje donjeg kolektora vodom, a aktivira se na signal pada tlaka u kolektoru. Shema tog sustava prikazana je slikom 4.7.4.

Opskrbljivanje jezgre reaktora vodom je osigurano:

- pasivnim sustavom putem pražnjenja akumulatora pod tlakom dušika,



Slika 4.7.4. Načelna shema sustava za zaštitno hlađenje jezgre reaktora RBMK 1000: 1 – reaktor, 2 – separator pare, 3 – recirkulacijska pumpa, 4 – ventili za regulaciju razine vode u separatorima pare, 5 – napojna pumpa, 6 – turbinski ventil, 7 – turbogenerator, 8 – spremnik vode, 9 – pumpe za zaštitno hlađenje jezgre, 10 – spremnik pod tlakom, 11 – brzodjelujući ventili, 12 – tlačni kolektor, 13 – grupni razdjelni kolektor, 14 – kolektor sustava za zaštitno hlađenje jezgre, 15 – ograničivač protoka

- višestrukim pumpama (3x50%), kojima je izvor vode spremnik demineralizirane vode u elektrani ili, kod recirkulacije, slivnik kondenzacijskog bazena na dnu reaktorske zgrade,
- napojnom pumpom separatora, koja se nakon kvara preko brzodjelujućih ventila priključuje na opskrbljivanje tlačnih kolektora vodom.

Lom tlačnog kolektora je granični projektni kvar, stoga su u reaktorskom postrojenju predviđena dva neovisna tlačna kolektora.

Reaktor nema zaštitne posude koja bi, kao kod prije opisanih kipućih reaktora potpuno obuhvaćala reaktor i recirkulacijske cjevovode, te okolinu štitila u slučaju loma bilo koje komponente izvan reaktorske posude. Umjesto toga postoje tzv. hermetičke komore koje izdržavaju izvjestan nadtlak i koje obuhvaćaju recirkulacijske cjevovode i kolektore. Para se iz tih komora odvodi radi kondenzacije u bazen ispod reaktorske zgrade. U taj se bazen odvodi i para iz rashladnog sustava ako u njemu treba smanjivati tlak.

Kipući reaktor s teškovodnim moderatorom

Kipući nuklearni reaktori s teškovodnim moderatorom kanalnog tipa po svojoj su osnovnoj koncepciji slični opisanim nuklearnim reaktorima s grafitnim moderatorom. U 1960-im godinama pokušali su se uvesti i takvi reaktori u nuklearnu energetiku. U Engleskoj i Kanadi je izrađena po jedna prototipna nuklearna elektrana s kipućim teškovodnim reaktoro-

rom. Iskustvo s gradnjom i pogonom tih reaktora nije opravdalo nade u njihovu širu primjenu u energetici, pa su obje elektrane danas obustavljene. Ni u jednoj zemlji ne postoje programi gradnje sličnih reaktora u budućnosti.

Iz tih ćemo razloga tom tipu reaktora obratiti malu pažnju i samo se, radi potpunosti, ukratko osvrnuti na neke najbitnije karakteristike prototipne nuklearne elektrane s teško-vodnim kipućim reaktorom izgrađene u Engleskoj (Winfrith) u 1968. godini.

Reaktor sadrži 33 tone teške vode u tzv. posudi moderatora. Posuda moderatora je cilindrična posuda promjera 3,7 m i visoka 4 m. Sadrži 104 vertikalna kanala. To su cijevi promjera oko 180 mm, pričvršćene na gornju i donju ploču posude. Kroz te cijevi prolaze tlačne cijevi promjera 105 mm i debljine stijenke 5 mm. Tlačne cijevi podvrgnute su tlaku rashladnog fluida, a kanali reaktorske posude (kao i cijela posuda) praktički su podvrgnuti samo statičkom tlaku teške vode. U tlačnim cijevima smješteni su gorivni elementi. Svaki je gorivni element sastavljen od 36 gorivnih šipki promjera 14,5 mm. Obloge gorivnih šipki reaktorske i tlačne cijevi izrađene su od legure cirkonija. Nuklearno gorivo je 21 tona 2,2% obogaćenog oksida urana.

U tlačnim cijevima cirkulira mješavina vode i vodene pare tlaka oko 6,8 MPa. Maseni sadržaj pare u mješavini na izlazu iz jezgre reaktora kod nominalne snage je oko 11%. Analogno kao kod reaktora tipa RBMK mješavina pare i vode odvodi se do separatora pare smještenih na višoj elevaciji nego što je reaktorska jezgra. Para se iz separatora odvodi u turbinu, a voda preko cirkulacijskih pumpi i donjeg kolektora vraća u tlačne cijevi. Reaktorsko postrojenje sadrži dva odvojena paralelna cirkulacijska kruga, od kojih svaki sadrži dvije recirkulacijske pumpe i jedan separator pare. Turbina je sličnih karakteristika kao kod drugih kipućih reaktora. Izlazna snaga generatora je oko 100 MW.

U Kanadi je izgrađena 1972. godine nuklearna elektrana (NE Gentilly) nešto veće snage (250 MW) s istim tipom reaktora.

U pogledu sigurnosnih karakteristika tog tipa reaktora, možemo na temelju diskusije provedene za reaktor tipa RBMK naslutiti sličnost jednog i drugog tipa reaktora u pogledu nekih sigurnosnih problema. Posebno s obzirom na pozitivni temperaturni koeficijent reaktivnosti šupljina, koji osobito dolazi do izražaja kod nižih snaga. Vjerojatno je i taj moment pridonio odluci o obustavi pogona i daljnje gradnje takvih nuklearnih elektrana.

Reference uz 4. poglavlje

1. General Description of a Boiling Water Reactor, revision 1, General Electric, Atomic Power Dept. San Jose, CA, 1970.
2. BWR/6 General Description of a Boiling Water Reactor, General Electric, Nucl. Energy Group, Sept 1980, San Jose, CA.
3. AEG-Siederwasserreaktoren Aufbau, Betriebsverhalten, Regelbarkeit, Sicherheit, Wirtschaftlichkeit, AEG-Telefunken 1971.
4. The Boiling Water Reactor I, II, IAEA Inter. Training Course, Karlsruhe Nucl. Center, Sept-Nov 1979.
5. BWR 75, ASEA-ATOM, Vasteras, Sweden 1975.
6. BWR 75, Operational Flexibility, ASEA-ATOM, Vasteras Sweden, 1975.
7. Power Control Capability of the ASEA ATOM BWR 7. ASEA-ATOM, Vasteras Sweden 1975.
8. Forsmarks Kraftstation aggregat 1 och 2, Forsmarks Kraftgroup, 1981.
9. Forsmarks Kraftstation Block 3, Forsmarks Kraftgroup 1985.
10. BWR 90, The Advanced Alternative, ABB Atom, Vasteras Sweden 1989.

11. D. R. Wilkins, GE Advanced Boiling Water Reactors, American Power Conference, Chicago 111, 1990.
12. Status of Advanced Technology and Design for Water Cooled Reactors: Light Water Reactors, IAEA-Techdoc-479, 1988.
13. R. J. McCandless, J. R. Redding, SBWR Simplicity: The Key to Improved Safety, Performance and Economics, Nucl. Eng. Int. Nov. 1989.
14. D. Wilkins, T. Seko, Advanced Boiling Water Reactor Plant, Nuclear Europe 4/1986.
15. Summary Report on the Post-Accident Review Meeting on the Chernobyl Accident, IAEA, INSAG-1, 1986.
16. P. Loizzo..., Comprehensive Analysis of the Chernobyl Accident, IAEA-SM-294/34, Proc. Severe Accident in NPP, Sorrento 1988.
17. A. Buccafurni..., Performance of the Standard Calculation Tools in the Analysis of Chernobyl Accident, IAEA-SM-296/49P, Proc. Severe Accident in NPP, Sorrento 1988.
18. T. Margulova, Atomnie električeskie stancii, Visšaja škola, Moskva, 1984.
19. D. Feretić, Nuklearne elektrane, pogl. 2. Zagreb, Liber, 1984.
20. Spravočnik po jadernoju energotehnologii (prijevod s engleskog), poglavlje 8, Moskva, Energoizdat, 1989.

5. Nuklearne elektrane s teškovodnim reaktorima (HWR)

5.1. Temeljna načela izvedbe teškovodnih reaktora

Nuklearne elektrane s teškovodnim reaktorima su po temeljnim načelima svojih izvedbi slične nuklearnim elektranama s tlakovodnim reaktorima. Naime, teškovodni reaktor možemo u osnovi smatrati tlakovodnim reaktorom kod kojega je u primarnom krugu obična voda zamijenjena teškom vodom. Usprkos načelnoj sličnosti teškovodni reaktor se u svojoj stvarnoj izvedbi ipak bitno razlikuje od tlakovodnog reaktora. Razlike proizlaze iz sljedećih činjenica:

- Teška voda ima manji faktor sposobnosti usporavanja neutrona (ξ_{Σ_s}) nego obična voda (vidi UNE, 5.3). Zbog toga gorivni elementi ne mogu biti tako gusto poredani u jezgri kao kod tlakovodnog reaktora. Veći razmak gorivnih elemenata određuje manju gustoću snage u jezgri i za danu snagu veći promjer jezgre.
- Zbog izuzetno malenog udarnog presjeka za apsorpciju termičkih neutrona teška voda dopušta upotrebu nuklearnog goriva manjeg obogaćenja, pa i prirodnog urana.

To posljednje proizlazi iz činjenice da je u teškovodnom reaktoru na račun povećanog faktora termičkog iskorištenja neutrona i povećanog faktora vjerojatnosti izbjegavanja rezonantne apsorpcije (zbog korištenja visokog stupnja moderacije neutrona) moguće smanjiti faktor η (broj dobivenih neutrona po apsorbiranom neutronu u gorivu), odnosno smanjiti obogaćenje urana (UNE,7).

Najveći je doprinos razvoju nuklearnih elektrana s teškovodnim reaktorima dala Kanada. Osim Kanade i Njemačka (Siemens) je također razvijala (iako ne kao svoj glavni tip reaktora) teškovodni reaktor. Teškovodni reaktor razvijen u Njemačkoj u svojoj se izvedbi znatno razlikuje od kanadskog, što ćemo razmotriti kasnije u ovom poglavlju.

Razlike između tih dviju izvedbi teškovodnih reaktora pretežito potječu iz činjenice što je jedan izveden s cijevima pod tlakom rashladnog fluida (odnosno kao tzv. kanalski tip), a drugi s reaktorskom posudom pod tlakom tog fluida.

5.2. Teškovodni reaktor s cijevima pod tlakom

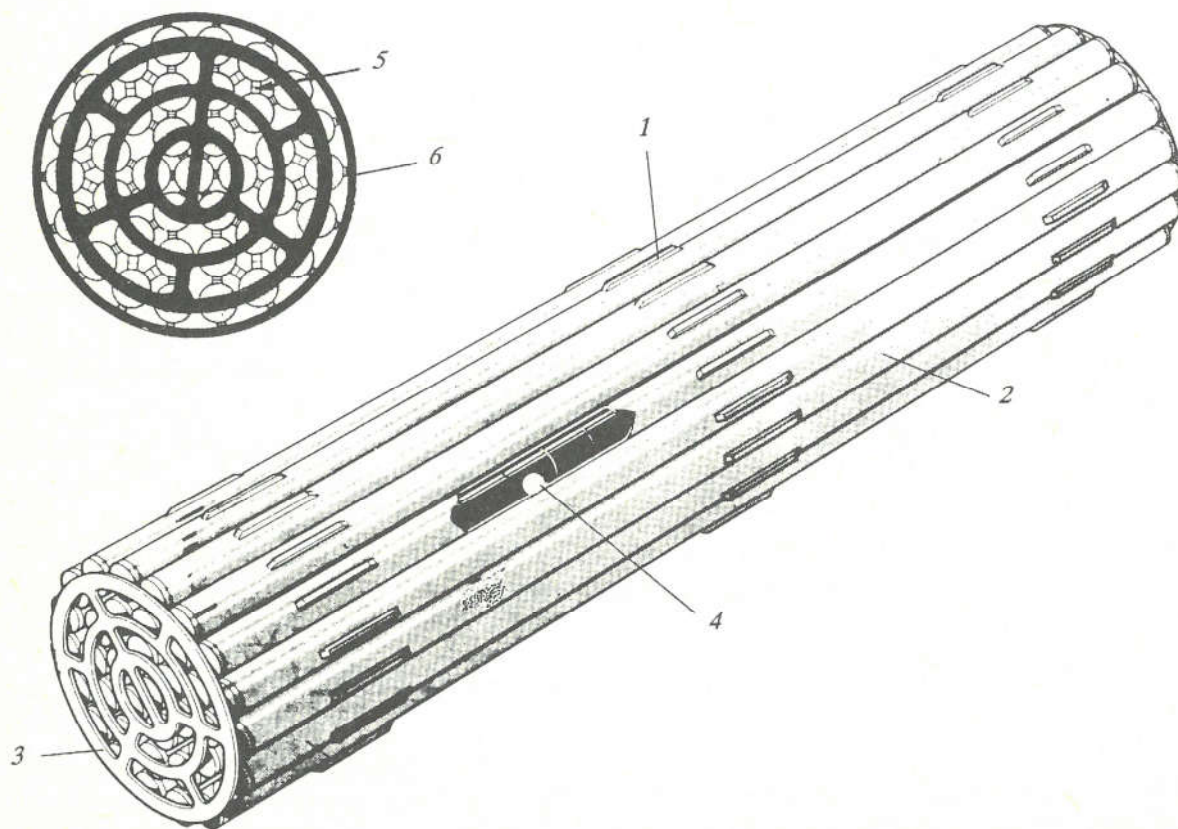
Teškovodni reaktor s cijevima pod tlakom je razvila kanadska tvrtka AECL (Atomic Energy of Canada Limited). Razvoj je počeo 1950-ih godina gradnjom prototipne nuklearne elektrane snage 20 MW i nastavljen usavršavanjem nuklearnih elektrana s teškovodnim reaktorima tipskih snaga reda 600 ili 900 MW. Elektrane su poznate kao CANDU 600 i CANDU 900 (CANDU je kratica od *Canadian Deuterium Uranium*). Osnovni model tog

reaktora je CANDU 600, pa će se i opis reaktorskog postrojenja odnositi uglavnom na taj model.

Pri razmatranju kipućih reaktora kanalskog tipa (poglavlje 4.7) razmotrili smo osnovni razlog za kanalsku izvedbu reaktora. Razlog je u mogućnosti modulne gradnje reaktora u kojoj su samo tlačne cijevi podvrgnute tlaku rashladnog sredstva, a reaktorska posuda nosi moderator na mnogo nižem tlaku. To je veoma bitno kada promjer reaktorske posude, zbog male gustoće proizvodnje snage u jezgri, mora biti velik (kao u teškovodnih reaktora). Gradnja reaktorske posude velikog promjera (6 do 7 metara) i znatnog unutarnjeg tlaka (više od 10 MPa) zahtijeva svladavanje velikih tehnoloških i transportnih problema.

Cijevi pod tlakom u reaktorskoj posudi dopuštaju jednostavno odvajanje i izolaciju moderatora od rashladnog fluida. Održavanje moderatora na temperaturi bitno nižoj od rashladnog sredstva je potrebno radi dobivanja veće reaktivnosti jezgre (zbog negativnog temperaturnog koeficijenta reaktivnosti moderatora), ali i zato što se tako omogućuje da tlak u reaktorskoj posudi bude nizak, blizak atmosferskom tlaku. Potrebno je podsjetiti se da je pažljivo održavanje reaktivnosti reaktora posebno važno kada je gorivo prirodni uran.

Specifičnost CANDU reaktora je u primjeni horizontalne reaktorske posude zvane kalandrija. Kalandrija, (njezin plašt i čeine stijenke izrađene su od nehrđajućeg čelika), sadrži horizontalne cijevi od legure cirkonija, uvaljane u njezine čeine stijenke. Cijevi kalandrije imaju promjer oko 130 mm i debljinu stijenke 1,4 mm. Raspoređene su u kvadratnom rasporedu s korakom rešetke 28,5 cm. Kalandrija nuklearne elektrane CANDU 600 sadrži 380 takvih cijevi. U cijevima kalandrije, koaksijalno s njima, nalaze se tlačne cijevi. Između tlačnih cijevi i cijevi kalandrije je prstenast zazor ispunjen dušikom, a služi kao termička izolacija. Tlačne cijevi podvrgnute su unutarnjem tlaku rashladnog



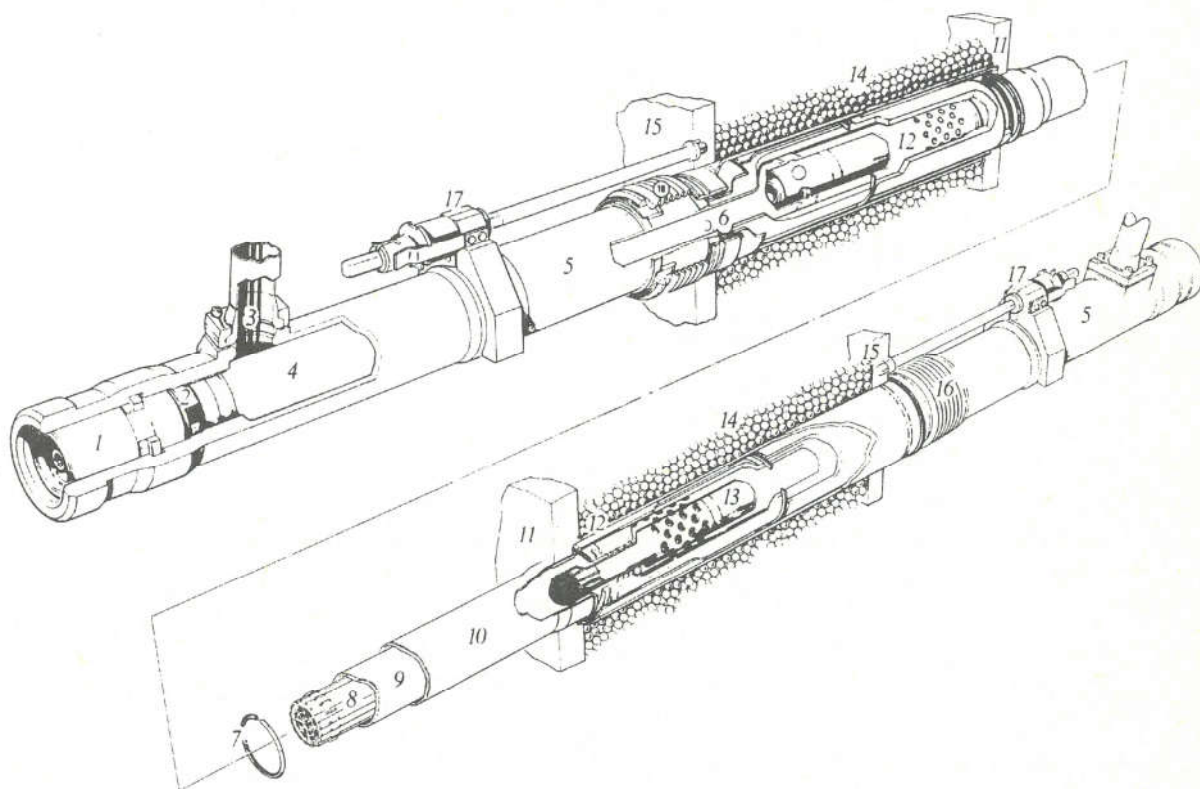
Slika 5.1.1. Gorivni element teškovodnog reaktora: 1 – odstojnik, 2 – obloga gorivne šipke, 3 – čeona potporna ploča, 4 – tableta UO_2 , 5 – odstojnici gorivnih šipki, 6 – stijenka tlačne cijevi.

fluida (teška voda) od nekih 11 MPa. Unutarnji im je promjer oko 100 mm, a debljina stijenke 4 mm. Izrađene su od legure cirkonija i 2,5% niobija. U tlačnim cijevima položeni su gorivni elementi, prikazani slikom 5.1.1. Dugi su 500 mm i mogu slobodno kliziti duž tlačne cijevi. Svaka tlačna cijev sadrži 12 takvih elemenata. Gorivni su elementi sastavljeni od snopa s 37 gorivnih šipki. Gorivne šipke imaju promjer oko 12 mm. Obloga je legura cirkonija, a gorivo oksid prirodnog urana. Razmak između gorivnih šipki u gorivnom elementu, potreban za protok rashladnog fluida, održava se odstojećima. Rashladni fluid prolazi kroz tlačne cijevi i opstrujava gorivne šipke. Svaka šipka je omotana spiralnom žicom koja poboljšava turbulenciju, a time i koeficijent prijelaza topline.

Tlačne cijevi sadrže na svojim završecima priključke za ulaz i izlaz rashladnog fluida, mehaničke zatvarače i čepove za zaštitu od zračenja. Brtvljenje tlačnih cijevi ostvaruje se elastičnim metalnim brtvama koje se pod djelovanjem unutarnjeg tlaka rashladnog fluida priljubljuju uz fino obrađene metalne površine. Pouzdano brtvljenje tlačnih cijevi je veoma značajno za pogon teškovođenog reaktora. Gubitak teške vode kroz brtve nije štetan samo zbog visoke cijene teške vode nego i zbog u njoj sadržane radioaktivnosti.

Tlačne cijevi otvaraju i zatvaraju daljinski upravljani strojevi za izmjenu goriva tijekom operacije izmjene goriva. Izgled tlačne cijevi dan je slikom 5.1.2.

Rashladni sustav reaktora CANDU podijeljen je u dvije potpuno odvojene zatvorene petlje. Svaka od njih uključuje polovicu tlačnih cijevi reaktora, dva parogeneratorsa, dvije pumpe i po dva ulazna i dva izlazna kolektora. Cijelo postrojenje CANDU 600 ima 4 parogeneratorsa i 4 cirkulacijske pumpe. Rashladni fluid na izlazu iz rashladnih kanala



Slika 5.1.2. Tlačna cijev i rashladni kanal: 1 – zatvarač tlačne cijevi, 2 – elastična brtva, 3 – priključak za rashladno sredstvo, 4 – cijev za centriranje, 5 – kućište završetka kanala, 6 – ležaj, 7 – odstojenik za centriranje, 8 – gorivni element, 9 – tlačna cijev, 10 – cijev posude moderatora (kalandrije), 11 – cijevna stijenka kalandrije, 12 – perforirana cijev za prolaz rashladnog sredstva, 13 – čep za zaštitu od zračenja, 14 – metalne kuglice za zaštitu od zračenja, 15 – stijenka biološkog štita, 16 – kompenzator termičke ekspanzije, 17 – uređaj za pozicioniranje.

skuplja se u izlazni kolektor. Isto tako, fluid ulazi u rashladne kanale iz ulaznog kolektora. Svaka od dviju rashladnih petlji sadrži po dva ulazna i dva izlazna kolektora, što omogućava da u istoj rashladnoj petlji voda kroz jednu polovicu kanala reaktora struji u jednom, a kroz drugu polovicu kanala u drugom smjeru. U svakom od dva susjedna kanala smjer strujanja rashladnog fluida je suprotan. Na taj je način ujednačena prosječna temperatura rashladnog fluida (a time i raspodjela reaktivnosti i generirane snage) u aksijalnom smjeru reaktora.

Kanalna izvedba reaktora dopušta da se temperatura moderatora regulira zasebnim rashladnim krugom neovisno o temperaturi rashladnog fluida. To je značajno ne samo zbog zaštite kalandrije od pretlaka nego i zbog reguliranja reaktivnosti preko temperaturnog koeficijenta reaktivnosti moderatora. Temperatura moderatora održava se na temperaturi od nekih 330 K, a tlak u kalandriji je približno atmosferski. Rashladni krug moderatora je shematski prikazan na slici 5.1.3.

Karakteristično je za CANDU reaktor da jedna i druga zatvorena petlja u kojoj cirkulira fluid ima oblik koji podsjeća na osmicu (slika 5.1.3.), upravo zato da se u istoj petlji osigura protok fluida kroz reaktorsku jezgru u oba smjera. Prosječna brzina protoka teške vode kroz rashladne kanale je oko 9 m/s, a maseni protok oko 20 kg/s. Temperatura rashladnog fluida u reaktoru raste s oko 540 K na približno 580 K. Na svaku petlju je priključen tlačnik.

Rashladni krug fluida izvan kolektora kalandrije je u osnovi isti kao u tlakovodnom reaktoru. Teška voda cirkulira kroz cijevni snop parogeneratorskog tjerana cirkulacijskom pumpom. Izgled parogeneratorskog nuklearnog elektranog s teškovodnim reaktorom prikazuje slika 5.1.4.

Postrojenje nuklearnog reaktora CANDU 600 sadrži oko 470 t teške vode, od čega je 260 t u sustavu moderatora, oko 200 t u rashladnom sustavu, a ostatak u sustavu za izmjenu goriva.

Slika 5.1.5. prikazuje cijelo reaktorsko postrojenje CANDU 600, a slika 5.1.6. priključke tlačnih cijevi na ulazne i izlazne kolektore.

Reguliranje reaktivnosti CANDU reaktora

Kao što je već spomenuto, relativno mali višak reaktivnosti reaktora s prirodnim uranom zahtijeva da se s tom reaktivnošću pažljivo upravlja.

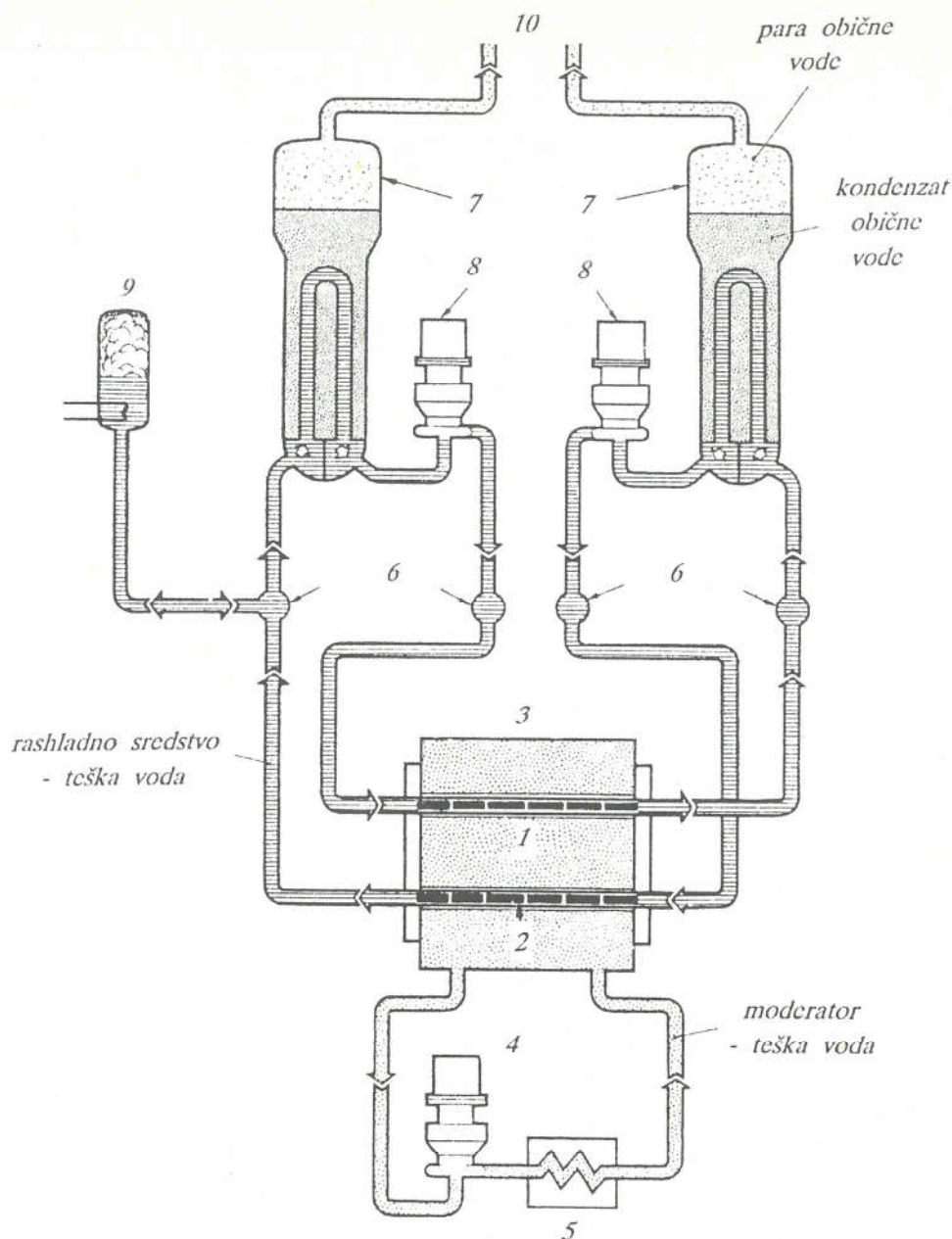
Kod CANDU reaktora moguće je regulirati reaktivnost na više načina:

- Kod svježeg jezgre i prvog puštanja reaktora u pogon reaktivnost se regulira otopinom bora u moderatoru. Koncentracija bora u moderatoru se smanjuje dok reaktivnost goriva ne postigne ravnotežnu vrijednost.
- U kalandriji su po zonama smještene cijevi u kojima se nalazi obična voda, sadržaj koje se može mijenjati. Taj sustav dopušta da se promjenjivim sadržajem vode u cijevima (obična voda je mnogo veći apsorber termičkih neutrona nego teška voda) kompenziraju male promjene reaktivnosti koje nastaju u procesu izmjene goriva.
- Zatrovanje reaktora ksenonom može se kompenzirati čeličnim šipkama. Tijekom normalnog pogona te se šipke nalaze dijelom uronjene u jezgri. Upotrebljavaju se prilikom starta elektranog poslije obustave, i kad treba promijeniti snagu.

Obustava pogona reaktora je moguća na dva neovisna načina:

- padom apsorpcijskih šipki od kadmija u jezgri,
- ubrizgavanjem otopine gadolinij nitrata u moderator.

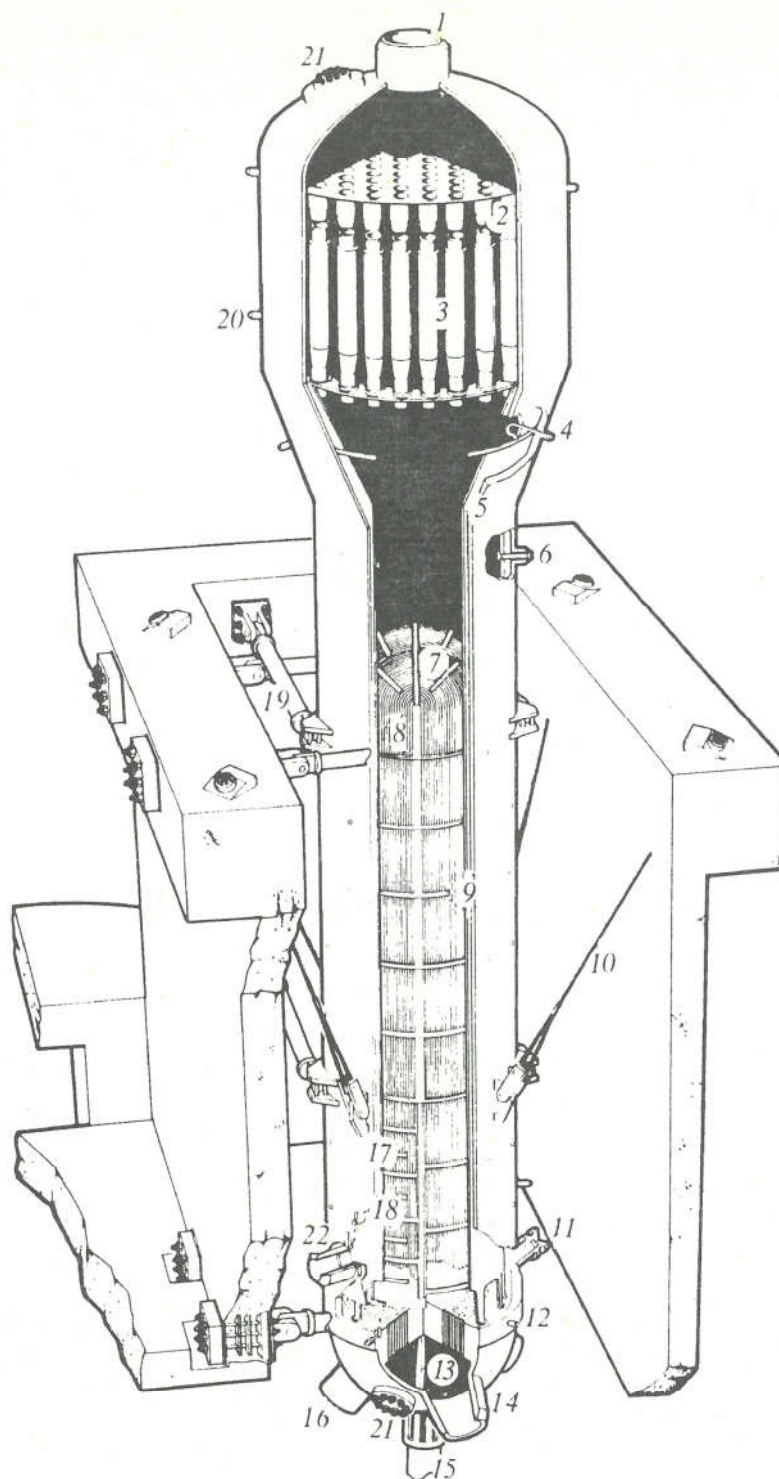
Raspodjelom i razinom proizvodnje snage u jezgri reaktora upravlja elektroničko računalo kontinuirano priključeno na proces (*on line*) na temelju obrade signala oko 30 neutronske detektora.



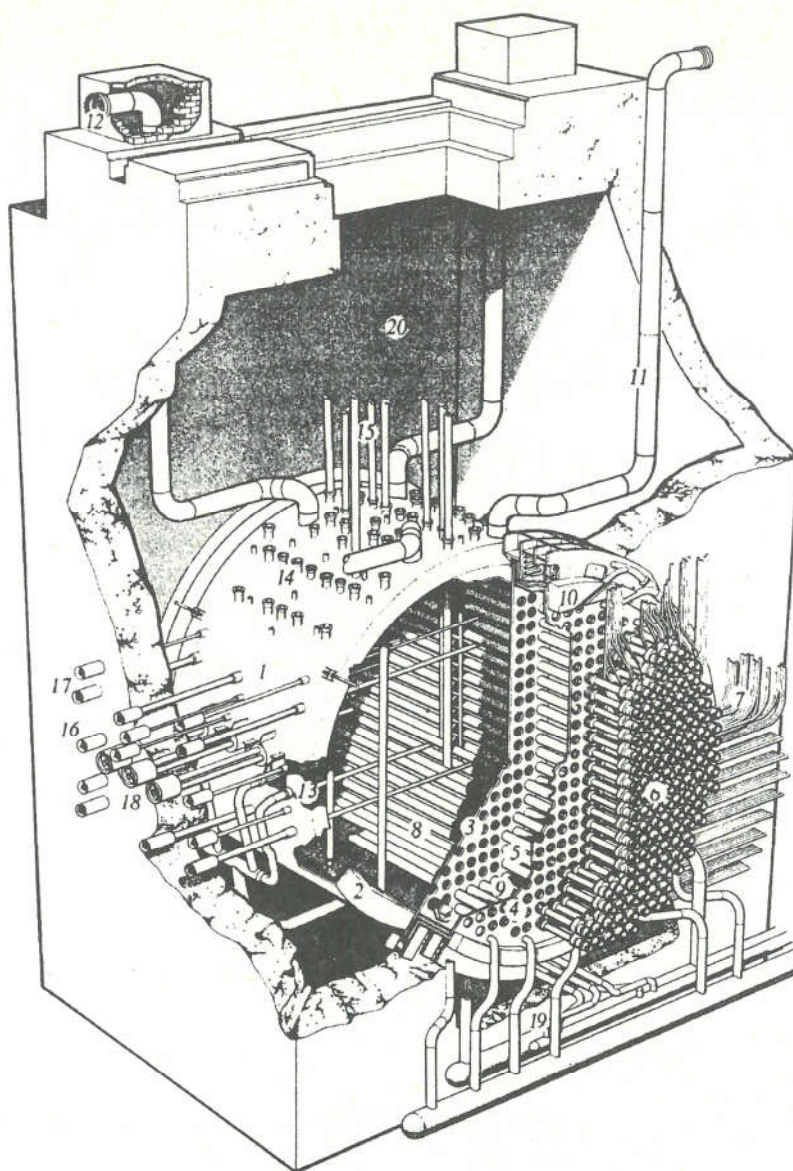
Slika 5.1.3. Principijelna shema hlađenja reaktorskog postrojenja s teškom vodom i cijevima pod tlakom: 1 – moderator, 2 – gorivo, 3 – posuda moderatora (kalandrija), 4 – pumpa za moderator, 5 – hladnjak moderatora, 6 – kolektori, 7 – parogeneratori, 8 – cirkulacijske pumpe, 9 – tlačnik, 10 – izlaz pare.

Rukovanje nuklearnim gorivom

Iz slika 5.1.2. i 5.1.5. može se razabrati princip smještaja i smjer pokretanja osnovnih elemenata reaktora. Gorivni elementi smještaju se u tlačnim cijevima te prilikom izmjene goriva pokreću se horizontalno, paralelno s osi kalandrije. Prostor između cijevi kalandrije služi za smještaj vodilica regulacijskih šipki i neutronske detektora. Apsorpcijske šipke ulaze u reaktor vertikalno kako bi se za njihov brzi ulazak u jezgu mogla iskoristiti gravitacija. Neutronske pak detektore ulaze u jezgu horizontalno s bočne strane, dakle u smjeru okomitom na smjer kretanja gorivnih elemenata i na smjer kretanja apsorpcijskih šipki.



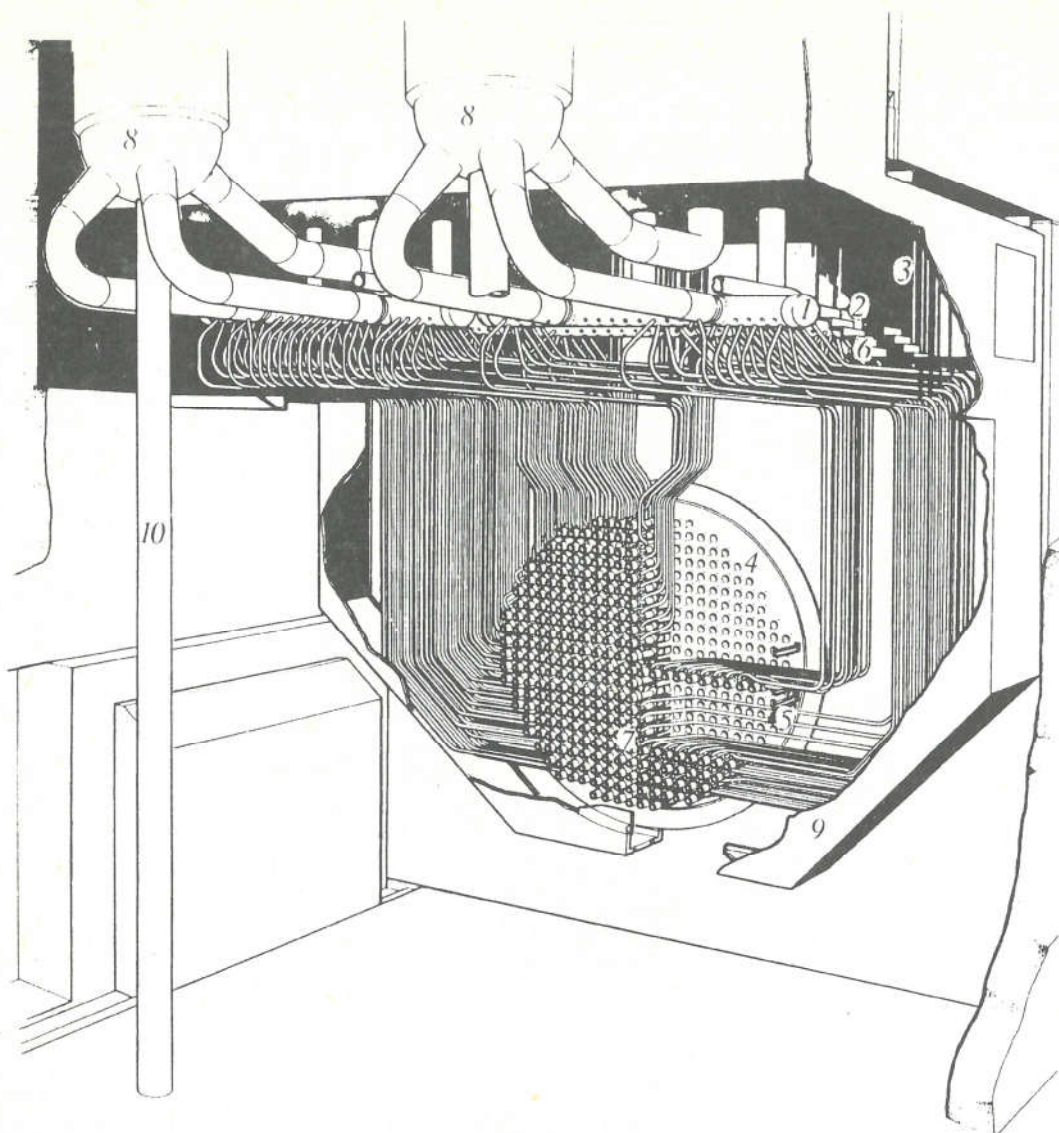
Slika 5.1.4. Parogenerator teškoveodnog reaktora: 1 – izlaz pare, 2 – sekundarni separatori pare, 3 – primarni separatori vlage, 4 – dodavanje kemikalija, 5 – plašt parogeneratora, 6 – dodatno napajanje, 7,9 – potpore cijevnog snopa, 8 – cijevni snopovi, 10 – kabeli za učvršćenje, 11 – otvor za inspekciju, 12 – otvor za odmuljivanje, 13 – razdjelnik vodene komore, 14 – priključak za ulaz teške vode, 15 – donja potpora, 16 – izlaz teške vode, 17 – pregrade pregrijačke sekcije, 18 – predgrijač, 19 – bočna potpora, 20 – kontrola razine vode, 21 – ulaz za održavanje, 22 – ulaz napojne vode.



Slika 5.1.5. Postrojenje teškoveodnog reaktora s cijevima pod tlakom: 1 – posuda moderatora (kalandrija), 2 – prsten za ukrućenje, 3 – cijevna stijenka kalandrije, 4 – cijevna stijenka biološke zaštite, 5 – vodilice tlačnih cijevi, 6 – završeci tlačnih cijevi, 7 – spoj tlačnih cijevi i kolektora, 8 – cijevi kalandrije, 9 – biološka zaštita, 10 – prirubnica, 11 – odušne cijevi, 12 – membranski zatvarači, 13 – ulaz moderatora, 14 – vodilice regulacijskih šipki, 15 – regulacijske šipke, 16 – detektori neutronskega toka, 17 – injeckiranje tekućeg apsorbera, 18 – priključci za hlađenje ionizacijskih komora, 19 – hlađenje biološke zaštite, 20 – zaštitni sloj obične vode iznad reaktora.

Horizontalni smještaj tlačnih cijevi dopušta pristup jednom i drugom njihovom kraju, čime se može ostvariti specifičan način rukovanja gorivom, svojstven samo CANDU reaktorima.

Izmjena goriva obavlja se strojevima kompleksne izvedbe, koji se priključuju na oba kraja tlačne cijevi.



Slika 5.1.6. Dio primarnog rashladnog kruga teškoveodnog reaktora: 1 – izlazni kolektor, 2 – ulazni kolektor, 3 – nosači cijevi, 4 – cijevna stijenka biološke zaštite, 5 – potpore cijevi, 6 – platforma za održavanje, 7 – završeci tlačnih cijevi, 8 – parogeneratori, 9 – pregrada, 10 – potpora parogeneratora.

Navest ćemo samo neke najbitnije informacije o radu strojeva za izmjenu goriva.

Na tlačnu cijev u kojoj treba obaviti zamjenu goriva na oba se kraja priključuju identični strojevi za izmjenu goriva. U unutrašnjosti svakog stroja je teška voda, tlak koje se nakon priključka stroja na tlačnu cijev izjednačuje s tlakom teške vode u tlačnoj cijevi. Nakon toga teleskopska osovina u stroju odvrće zatvarač i uvlači ga zajedno s čepom u unutarnji rotirajući spremnik. Time je put do gorivnih elemenata otvoren. Stroj na jednom kraju kanala potiskuje teleskopskom osovinom svjež gorivni element iz rotirajućeg spremnika u tlačni kanal. Time se klizanjem pomiču i svi gorivni elementi u tlačnoj cijevi. Pomak gorivnih elemenata je u smjeru strujanja rashladnog fluida. Stroj na drugom kraju kanala prima posljednji (ozračeni) gorivni element u toj tlačnoj cijevi i uvlači ga u prazni položaj svojega rotirajućeg spremnika. Postupak se nastavlja dok se ne zamijeni svih 12 gorivnih elemenata u rashladnom kanalu (po potrebi je moguće zamijeniti samo dio

gorivnih elemenata ili ih, zbog jednomjernijeg odgora, vratiti u drukčijem rasporedu). Nakon što je završeno rukovanje gorivom u jednoj tlačnoj cijevi, strojevi vraćaju čepove i zatvarače u prijašnje položaje, i smanjuju unutarnji tlak teške vode i nakon toga se odvajaju od tlačnog kanala. Strojevi moraju djelovati automatski i potpuno sinkronizirano. Održavanje reaktivnosti reaktora zahtijeva da se u prosjeku dnevno izmijeni oko 15 gorivnih elemenata. Redoslijed i način izmjene goriva obavlja se po utvrđenom programu, koji se temelji na proračunu optimalnog rukovanja nuklearnim gorivom.

Slika 5.1.7. prikazuje izgled glave stroja za izmjenu goriva kod teškovođenog reaktora.

Zaštitna posuda

Cijelo postrojenje teškovođenog reaktora smješta se, analogno kao i postrojenje tlakovođenog reaktora, u zaštitnu posudu. Posuda mora izdržati tlak koji nastaje lomom primarnog cjevovoda ili kolektora. Zaštitna posuda je armiranobetonska građevina s unutarnjom nepropusnom oblogom (najbolja je obloga od nehrđajućeg čelika, ali se izvodi i od epoksidnih smola).

Na vrhu zaštitne posude je velik spremnik s običnom vodom koja služi kao izvor vode sustava za zaštitno hlađenje jezgre i za prskanje unutrašnjosti zaštitne posude radi smanjenja tlaka pare nastalog nakon loma primarne komponente. Izgled zaštitne posude s ugrađenim primarnim komponentama reaktorskog postrojenja može se razabrati na slici 5.1.8.

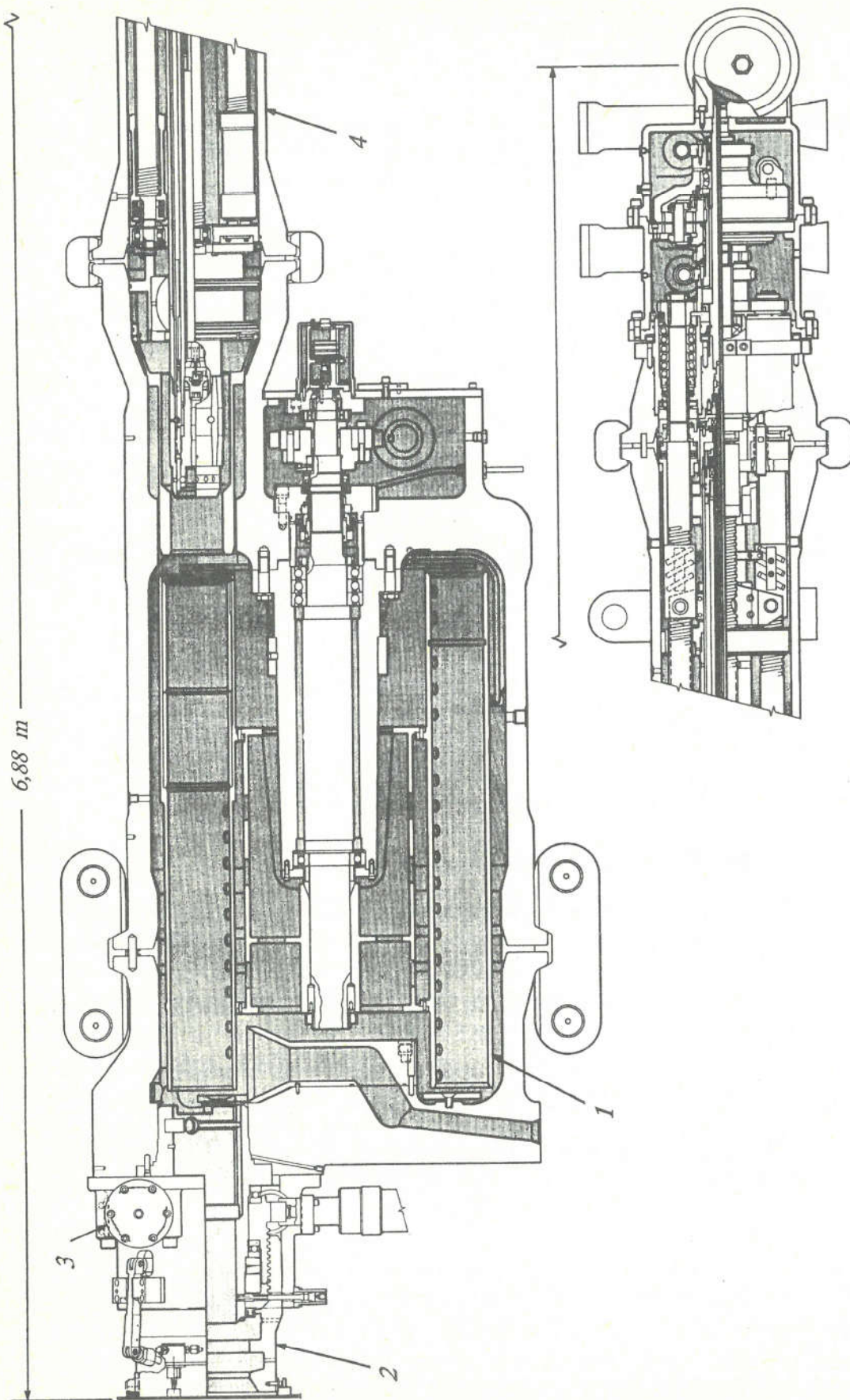
Sekundarni krug nuklearne elektrane

Sekundarni krug nuklearne elektrane s teškovođenim reaktorom je u osnovi isti kao kod nuklearne elektrane s tlakovođenim reaktorom. U parogeneratorima proizvodi se zasićena para obične vode s oko 0,25% vlage. Tlak pare kod tog tipa nuklearnih elektrana je reda 4,5 MPa. Nakon ekspanzije pare u visokotlačnom dijelu turbine para se odvodi u separator pare i pregrijač pare i tek nakon toga pušta u niskotlačni dio turbine.

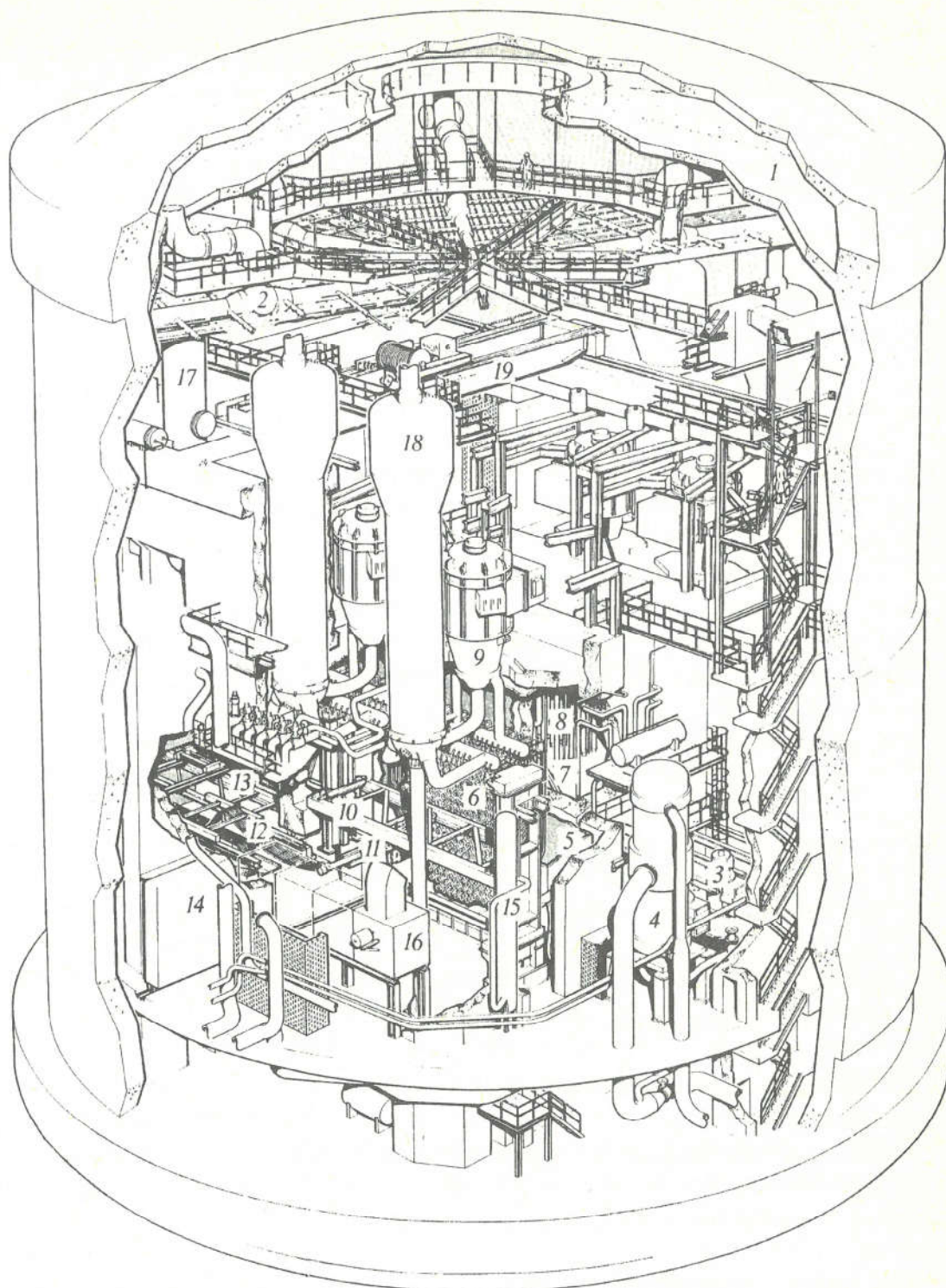
Neka sigurnosna gledišta pogona teškovođenih reaktora

Sigurnost pogona nuklearne elektrane s teškovođenim reaktorom karakteriziraju neke specifičnosti svojstvene samo tom tipu reaktora. Osvrnut ćemo se ukratko samo na one najbitnije.

- Tlačne cijevi nalaze se u neposrednoj blizini gorivnih elemenata i podvrgnute su intenzivnom toku neutrona. Stoga treba očekivati nepovoljne metalurške promjene u materijalu cijevi (povišenje temperature krto g loma). Mala debljina tlačne cijevi u odnosu na dužinu kritične pukotine neće, ako i dođe do pucanja cijevi, dovesti do potpunog rasprsnuća cijevi nego samo do stvaranja pukotine u njoj (slučaj poznat u literaturi kao *leak before break*). Detekcija oštećene tlačne cijevi relativno je brza putem analize plina iz prstenastog kanala između tlačnih cijevi i cijevi kalandrije. Izmjena tlačne cijevi je moguća tijekom remonta postrojenja.
- Velika količina relativno hladne vode (moderatora) u kalandriji može poslužiti kao toplinski ponor. Djelovanje toplinskog ponora dolazi do izražaja pri pregrijavanju gorivnih elemenata zbog pomanjkanja hlađenja i sukcesivne deformacije tlačnih cijevi (odnosno njihova priljublivanja uz cijevi kalandrije). Time se prilično mogu ublažiti posljedice po okolinu nakon oštećenja goriva.
- Teškovođni reaktor ima pozitivni temperaturni koeficijent reaktivnosti šupljina hladila (odnosno pozitivni temperaturni koeficijent gustoće rashladnog fluida).



Slika 5.1.7. Glava stroja za kontinuiranu izmjenu goriva kod teškovođenog reaktora: 1 – spremnik za gorivo, 2, 3 – dijelovi mehanizma za spajanje s tlačnom cijevi, 4 – uređaji za zahvat i pomicanje gorivnih elemenata, zatvarača i čepova tlačne cijevi.



Slika 5.1.8. Postrojenje teškovodnog reaktora u zaštitnoj posudi: 1 – spremnik vode za zaštitno hlađenje jezgre, 2 – ventili sustava za tuširanje zaštitne posude, 3 – pumpa moderatora, 4 – hladnjak moderatora, 5 – kontrolni uređaji sustava za napajanje reaktora, 6 – čeona strana reaktora, 7 – reaktor, 8 – regulacijski mehanizmi, 9 – cirkulacijske pumpe primarnoga kruga, 10 – noseći most stroja za izmjenu goriva, 11 – kolica stroja za izmjenu goriva, 12 – kabeli stroja za izmjenu goriva, 13 – prostor za održavanje stroja za izmjenu goriva, 14 – zaštitna vrata postorije za održavanje, 15 – spremnik vode za hlađenje biološkog štita, 16 – uređaj za kondicioniranje zraka u reaktorskoj zgradi, 17 – tlačnik, 18 – parogenerator, 19 – dizalica.

Račun pokazuje da bi kod CANDU reaktora gubitak cjelokupnog hladila iz jezgre kod nominalne snage rezultirao povišenjem reaktivnosti za oko 1%, odnosno za jednu petlju oko 0,6% (što je približno jednako β).

Kod teškovođenih reaktora nastanak pozitivne reaktivnosti pri smanjenju gustoće rashladnog fluida ne treba povezivati s temperaturnim koeficijentom reaktivnosti moderatora, jer je utjecaj rashladnog fluida u tlačnim cijevima na moderaciju neutrona veoma malen. Ovdje se radi o efektu vezanom uz povećanje faktora brze fisije ϵ (a time i k_∞) zbog slabije moderacije neutrona u snopu gorivnih šipki. Naime, slabija moderacija povećava tvrdoću neutronske tokove, odnosno udio tokove brzih neutrona u ukupnom toku neutrona, a time povećava i vjerojatnost brzih fisija. Pojava je osobito izražena kada je gorivo prirodni uran (visoki sadržaj ^{238}U).

- Horizontalni smještaj tlačnih cijevi i gorivnih elemenata slabije pogoduje prirodnoj cirkulaciji rashladnog fluida od vertikalnog. Zbog toga treba očekivati veću vjerojatnost nego kod tlakovođenog reaktora da pri ispadu cirkulacijskih pumpi dođe do blokiranja prirodne cirkulacije, odnosno do pojave stagnantnog fluida u rashladnim kanalima i zbog toga do njihova pregrijavanja.
- Sumarni koeficijent reaktivnosti po jedinici promjene snage reaktora blizak je nuli. Ne ovisi bitno o razini snage ako se temperatura moderatora održava konstantnom.
- Trajanje neutronske ciklusa kod teškovođenog reaktora je oko 10^{-3}s , što je oko 30 puta dulje vrijeme nego kod tlakovođenog reaktora. Duže vrijeme neutronske ciklusa usporava prijelazne pojave, što je povoljno sa stajališta sigurnosti.
- Izmjena goriva tijekom pogona dopušta da se višak reaktivnosti tijekom pogona drži malenim i da se oštećeni gorivni element lako izmijeni. Mali višak reaktivnosti jezgre povoljan je sa sigurnosnog stajališta.
- Podjela primarnog rashladnog kruga na dvije neovisne petlje ograničava količinu vode koja će se zbog graničnog projektnog loma izgubiti iz rashladnog sustava.
- Značenje sigurnosnog i regulacijskog sustava za sigurnost pogona je kod teškovođenog reaktora naglašenije nego kod tlakovođenog. To značenje dolazi do izražaja osobito za kompenzaciju pozitivne reaktivnosti zbog smanjenja gustoće hladila kao i za kompenzaciju prostornih oscilacija reaktivnosti zbog promjene koncentracije ksenona, kojima je taj reaktor podložan.

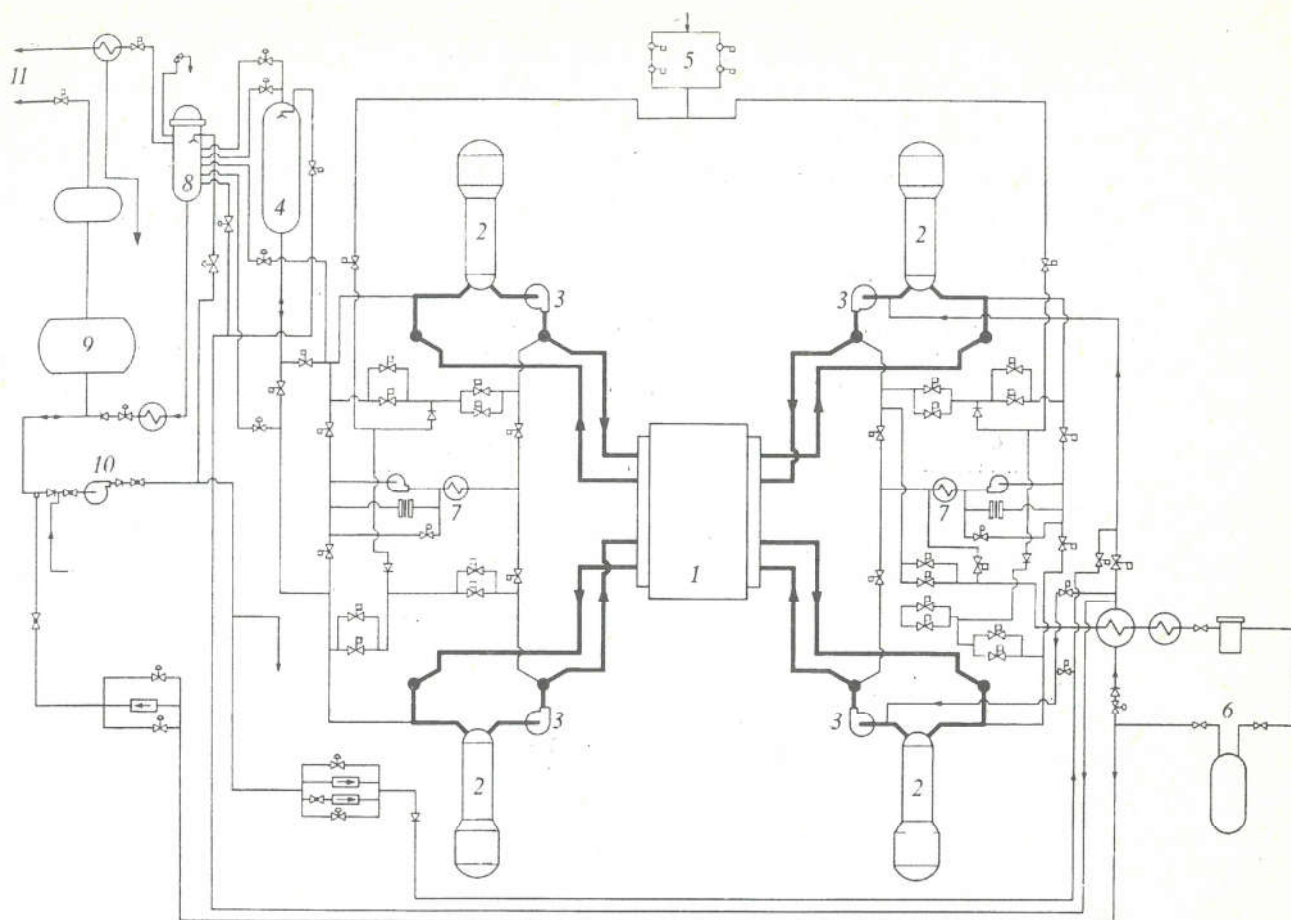
Pri usporedbi teškovođenog kanalnog reaktora s tlakovođenim reaktorom, sa stajališta sigurnosnih propisa koji su na snazi u SAD, obično se kao dodatni sigurnosni problem teškovođenog reaktora naglašavaju i potencijalno nepouzdana uvaljana spojevi cirkonija i čelika, koji se primjenjuju pri spajanju cijevi kalandrije s cijevnom stijenkama kao i poteškoće kod aseizmičke gradnje CANDU reaktora.

Pomoćni sustavi teškovođenog reaktora

Na temelju prije provedene diskusije o pomoćnim sustavima tlakovođenog reaktora možemo dosta dobro predvidjeti i odgovarajuće funkcije pomoćnih sustava potrebnih za normalan pogon teškovođenog reaktora.

Nema nikakve sumnje da je pouzdan rad postrojenja teškovođenog reaktora u normalnom pogonu uvjetovan djelovanjem niže navedenih pomoćnih sustava:

- sustav za odvod ostatne topline,
- sustav za reguliranje mase hladila u rashladnom krugu i za održavanje čistoće hladila,



Slika 5.1.9. Principijelna shema reaktorskog postrojenja s teškovodnim reaktorom: 1 – reaktor, 2 – parogenerator, 3 – cirkulacijske pumpe primarnog kruga, 4 – tlačnik, 5 – sustav za zaštitno hlađenje jezgre, 6 – sustav za čišćenje teške vode, 7 – sustav za odvod ostatne topline, 8 – kondenzator otplinjač, 9 – spremnik teške vode, 10 – visokotlačne pumpe, 11 – odvod otpadnih plinova.

– sustav za hlađenje nuklearnih komponenata.

Nadalje, zbog zaštite jezgre pri lomu komponente u primarnom krugu postrojenje mora imati sustav za zaštitno hlađenje jezgre.

Osim navedenih pomoćnih sustava, koji su po funkciji prilično slični kao kod tlakovodnog reaktora (treba međutim podsjetiti se da se kod teškovodnog reaktora reaktivnost tijekom pogona ne regulira tekućim apsorberom), teškovodni reaktor mora imati još neke dodatne pomoćne sustave. To su:

- sustav za hlađenje moderatora,
- sustav za cirkulaciju inertnog plina (helija) u kalandriji,
- sustav za ubrizgavanje apsorbera u moderator,
- sustav za hlađenje biološke zaštite.

Načelna shema djelovanja pomoćnih sustava teškovodnog reaktora je prikazana slikom 5.1.9.

Iz sheme se može razabrati da se sustav za odvod ostatne topline sastoji od dvaju neovisnih dijelova, od kojih se svaki može priključiti na jednu i drugu rashladnu petlju. Sustav za odvod ostatne topline sadrži pumpu, izmjenjivač topline i pripadajuće cjevovo-

de. Teška voda oduzima se iz tople grane (spoj reaktora i parogeneratora) i vraća u tlačni kolektor.

Sustav za održavanje čistoće rashladnog fluida oduzima vodu iz tlačnog kolektora primarnoga kruga, vodi je preko regenerativnog izmjenjivača, hladnjaka i filtra do ionoiz-mjenjivača i ponovo vraća u primarni krug ili u spremnik demineralizirane teške vode.

Sva teška voda koja se ispušta iz primarnoga kruga kao i voda koja se kondenzira iz pare ispuštene iz tlačnika vodi se na usis visokotlačnih pumpi koje je potiskuju u primarni krug. Usis tih pumpi može se priključiti i na spremnik teške vode u postrojenju radi regulacije količine vode u primarnom krugu.

Kod starijih izvedbi CANDU reaktora je sustav za zaštitno hlađenje jezgre specifično riješen.

Iz velikog spremnika obične vode koji se nalazi na vrhu zaštitne posude na visini od nekih 30 m iznad reaktora slijeva se voda u primarni krug. Taj je pasivni način zaštitnog hlađenja jezgre veoma pouzdan, ali djeluje samo pri niskom tlaku u primarnom krugu.

Na slici 5.1.9. nije prikazan visokotlačni sustav za ubrizgavanje vode za zaštitno hlađenje jezgre u primarni krug, koji je ugrađen u novije izvedbe CANDU reaktora. Tim je proširenjem omogućeno da se sustavom za zaštitno hlađenje jezgre pokrije cijeli mogući spektar pukotina na primarnom krugu. Na taj je način sustav za zaštitno hlađenje jezgre kod CANDU reaktora postao mnogo sličniji sustavu kod tlakovodnih reaktora i bliži propisima za zaštitno hlađenje jezgre reaktora u SAD.

Vjerojatnosna analiza sigurnosti CANDU reaktora pokazuje da je vjerojatnost ošteće-nja jezgre tih reaktora u najvećim akcidentima istog reda veličine kao kod poboljšanih tlakovodnih reaktora. To su vrijednosti oko 10^{-5} po reaktorskoj godini, uz najavu moguće dalje redukcije tog iznosa za još jedan red veličine.

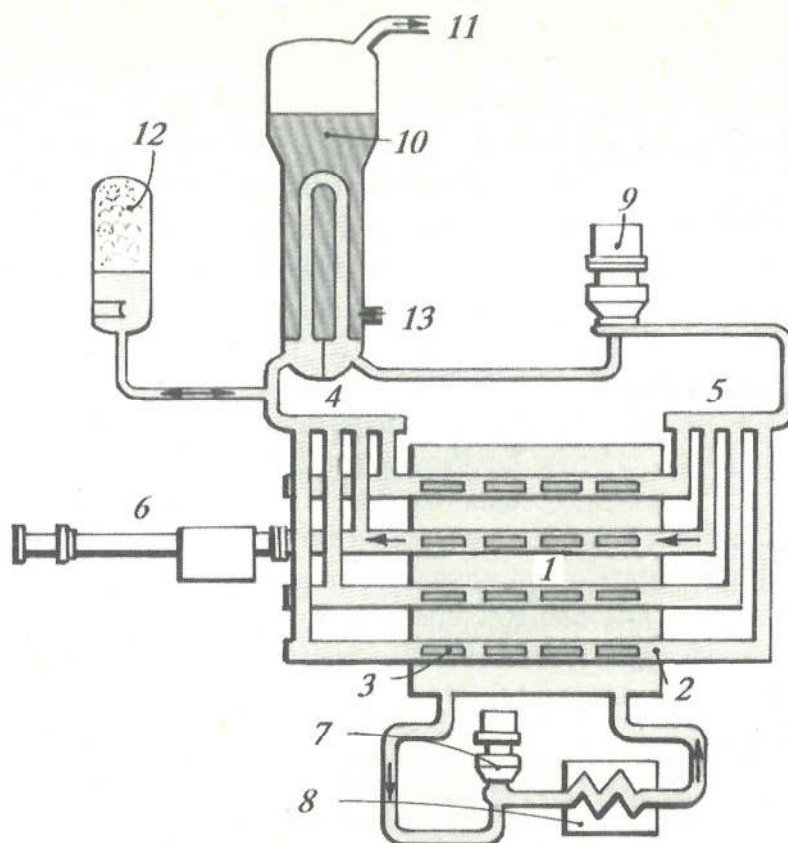
Poboljšani teškovodni reaktor kanalnog tipa (CANDU 3)

Iz razloga sličnim kao kod lakovodnih reaktora i u Kanadi se nakon višegodišnjeg iskustva sa serijom reaktora CANDU 600 i CANDU 900 pristupilo razvoju manjeg, jednostavnijeg, ekonomičnijeg a i sigurnijeg reaktora. Nuklearna elektrana s tim reaktorom (prozvanim CANDU 3) imati će snagu 450 MW (umjesto 665 MW za CANDU 600) i znatno reduciran broj osnovnih komponenata opreme. Najvažnije izmjene reaktora CANDU 3 prema CAN-DU 600 jesu:

- jedna cirkulacijska petlja umjesto dvije,
- broj parogeneratora i primarnih pumpi smanjen s 4 na 2,
- jedan stroj za izmjenu goriva tijekom pogona umjesto dva,
- broj rashladnih kanala u jezgri smanjen s 380 na 232.

Načelna shema toka rashladnih fluida u reaktoru CANDU 3 prikazana je slikom 5.1.10. Bitna je razlika prema CANDU 600 (slika 5.1.3), što u tlačnim cijevima voda protječe samo u jednom smjeru i što se izmjena goriva obavlja samo na jednoj strani kalandrije, i to na strani izlaza rashladnog fluida iz tlačnih cijevi. Ulaganje goriva u tlačne cijevi obavlja se u smjeru suprotnom od toka fluida. Takvim je načinom izmjene goriva broj otvaranja tlačnih kanala tijekom pogona reaktora smanjen na polovicu.

Projekt reaktora uključuje mnoga pojednostavljenja i poboljšanja prema CANDU 600. Nastoji se što više rješenja standardizirati. Između ostalog, tlačne cijevi i cijevi kalandrije izrađuju se kao cjelina, što osigurava jednostavnu zamjenu za vrijeme remonta postrojenja. Kao temeljni kriterij projekta usvojeno je pravilo da komponente koje se ne



Slika 5.1.10. Shema toka fluida u nuklearnom postrojenju CANDU 3: 1 – reaktor, 2 – tlačna cijev, 3 – gorivni element, 4 – izlazni kolektor, 5 – ulazni (tlačni) kolektor, 6 – glava stroja za izmjenu goriva, 7 – pumpa moderatora, 8 – hladnjak moderatora, 9 – cirkulacijska pumpa, 10 – parogenerator, 11 – izlaz pare, 12 – tlačnik, 13 – ulaz napojne vode.

moгу zamijeniti u roku od 90 dana nakon obustave reaktora moraju imati trajnost oko 100 godina.

Sigurnosni sustavi ostali su uglavnom isti kao kod CANDU 600. Zbog dvostrukog sustava za obustavu reaktora (regulacijske motke i tekući apsorberi koji se ubrizgavaju u moderator) a i visokotlačnog sustava za zaštitno hlađenje jezgre (voda se ubrizgava u primarni sustav iz spremnika pod tlakom plina), analiza rizika pokazuje da je vjerojatnost topljenja jezgre reda 10^{-5} po reaktorskoj godini, dakle istog reda veličine kao kod naprednih lakovodnih reaktora i kao kod posljednje izvedene verzije CANDU reaktora, ali uz znatno jednostavniju i ekonomičniju izvedbu postrojenja.

5.3. Teškovodni reaktor s posudom pod tlakom

Teškovodni reaktor s posudom pod tlakom po svojoj je izvedbi sličniji tlakovodnom reaktoru nego CANDU reaktor. Razvijala ga je u Njemačkoj tvrtka Siemens. Razvoj je započeo s gradnjom eksperimentalne nuklearne elektrane s reaktorom tog tipa snage 57 MW. Elektrana je puštena u pogon 1966. godine u istraživačkom institutu u Karlsruheu.

Koristeći se stečenim iskustvom s gradnjom i pogonom reaktora u Karlsruheu, Siemens je 1974. godine dovršio u Argentini gradnju nuklearne elektrane s teškovodnim reaktorom s posudom pod tlakom (Atucha I) snage 340 MW. Na temelju povoljnog iskustva s pogonom te elektrane počela je 1979. godine, također u Argentini, gradnja druge nuklearne elektrane približno dvostruke snage (700 MW), s reaktorom istog tipa (Atucha II).

Opisat ćemo ukratko najbitnije osobine reaktora Atucha II.

Reaktorska posuda sadrži u svojoj unutrašnjosti posudu moderatora s vertikalnim cijevima. Tlak u posudi moderatora (tu posudu mogli bismo donekle usporediti s kalandrijom) izjednačen je s tlakom koji djeluje na stijenku reaktorske posude, pa ta posuda nije podvrgnuta tlaku rashladnog fluida. Tlak u reaktorskoj posudi je 11,5 MPa. U posudi moderatora nalazi se teška voda koja se (slično kao i kod CANDU reaktora) hladi u zasebnom vanjskom rashladnom krugu. Prosječna temperatura moderatora je oko 570 K, a prosječna temperatura rashladnog fluida oko 140 K viša. Rashladni fluid cirkulira izvan reaktora u dvije petlje, dok se moderator hladi u četiri vanjska rashladna kruga. Rashladni fluid je od moderatora izoliran slojem stagnantne vode, odvodi oko 90% toplinske energije proizvedene u reaktoru, dok se oko 10% prenosi na moderator.

Cijevi posude moderatora (posuda ima 451 cijevi) sadrže gorivne elemente kroz koje u vertikalnom smjeru struji rashladni fluid.

Reaktorska posuda je velikog promjera (7368 mm). Budući da je podvrgnuta punom unutarnjem tlaku rashladnog fluida reaktora, mora imati i znatnu debljinu stijenke (debljina stijenke iznosi 280 mm). Izrađena je od žilavog čelika (marke 20MnMoNi55) s navarenih 6 mm nehrđajućeg sloja. Masa reaktorske posude je velika. Donji dio ima masu 670 t, a poklopac 295 t. Masa te posude je dakle komparabilna s masom reaktorske posude kipućeg reaktora snage oko 1000 MW.

U svakom rashladnom kanalu posude moderatora nalazi po se jedan gorivni element dug 5300 mm. Gorivni su elementi sastavljeni od 37 gorivnih šipki promjera 12,9 mm. Šipke su izrađene iz oksida prirodnog urana u oblozi od legure cirkonija (u tom su pogledu gorivni elementi slični kao kod CANDU reaktora). Jezgra reaktora sadrži 451 gorivni element s ukupno 85 t urana.

Gornji dio reaktorske posude, kao i donji zaobljeni dio posude, ispunjeni su metalnim blokovima, radi biološke zaštite radne platforme kao i radi smanjenja količine teške vode u reaktorskom postrojenju.

Masa teške vode u primarnom krugu nuklearne elektrane je 525 t.

Regulacijski sustav uključuje 9 "crnih" regulacijskih sklopova od hafnija i 9 "sivih" regulacijskih sklopova od čelika. Ti posljednji podijeljeni su u tri regulacijske skupine. Šipke služe za regulaciju snage reaktora i za kompenzaciju zatrovanja ksenonom. Ako nastane potreba za brзом obustavom reaktora, sve šipke pod djelovanjem gravitacije padaju u jezgru. Zanimljiva je specifičnost u izvedbi tog reaktora što regulacijske šipke ne ulaze vertikalno u reaktorsku jezgru. Vodicice regulacijskih šipki nagnute su pod kutom koji varira od 18 do 25 stupnjeva prema okomici. Svrha takvog smještaja regulacijskih sklopova je oslobađanje gornje platforme reaktora za kretanje stroja za izmjenu nuklearnog goriva i rukovanje nuklearnim gorivom.

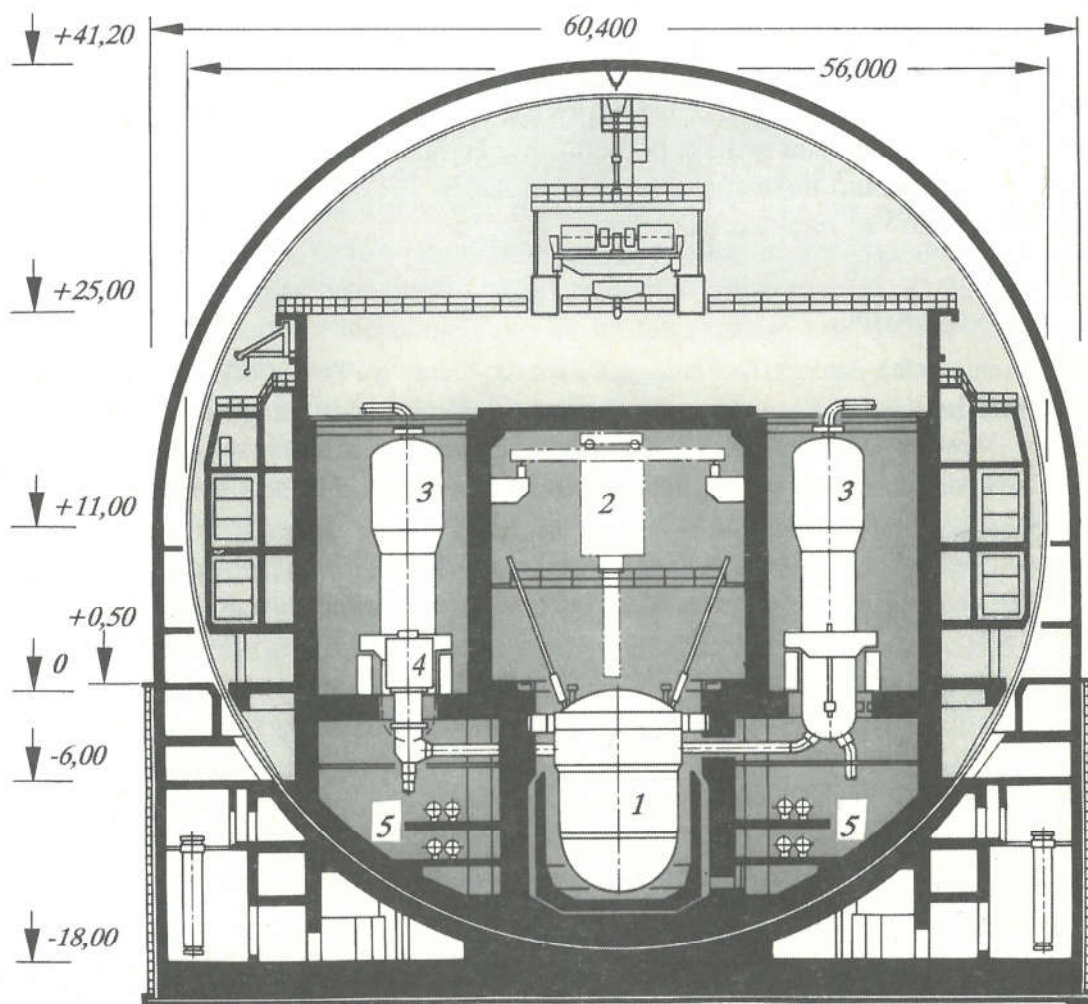
Promjene reaktivnosti do postizanja ravnotežnog stanja pogona, kao i manja kolebanja reaktivnosti za vrijeme izmjene goriva kompenziraju se promjenom koncentracije bora u moderatoru. S obzirom na to što se tijekom pogona kontinuirano mijenja nuklearno gorivo, višak reaktivnosti zbog odgora približno je jednak nuli. Injektiranje otopine borne kiseline u moderator primjenjuje se i kao drugi neovisni način obustave reaktora.

Stroj za izmjenu nuklearnog goriva tijekom pogona pokreće po gornjoj platformi reaktora. Stroj je potpuno automatiziran i upravlja se daljinski iz kontrolne sobe. Operacija izmjene goriva teče slično kao kod CANDU reaktora, s tim što je ovdje samo jedan vertikalno postavljen stroj i što je u rashladnom kanalu samo jedan gorivni element. Dnevno treba, u prosjeku zamijeniti 1,8 gorivnih elemenata. Prosječan odgor goriva je oko 7500 MWd/t.

Sve komponente reaktorskoga kruga smještene su u kuglastoj zaštitnoj posudi, čiji je presjek prikazan slikom 5.2.1.

Iz slike se može uočiti da smještaj osnovnih komponenata primarnoga kruga u zaštitnoj posudi prilično podsjeća na postrojenje tlakovodnog reaktora s dvije rashladne petlje. Također je vidljiv i položaj kosih vodilica regulacijskih sklopova i stroja za izmjenu goriva iznad reaktorske posude. Promjer kuglaste posude je velik (56 metara), što dopušta da se u nju smjeste sva pomoćna postrojenja reaktora kao i bazen za ozračeno gorivo. Posuda može izdržati unutarnji tlak od 500 kPa.

Sekundarno postrojenje elektrane je veoma slično kao kod nuklearnih elektrana s tlakovodnim reaktorom. Parogeneratori proizvode suhozasićenu paru tlaka 5,5 MPa, koja se prerađuje u parnoj turbini s jednim visokotlačnim i dva niskotlačna kućišta.



Slika 5.2.1. Presjek kroz zaštitnu posudu reaktorskog postrojenja s teškovodnim reaktorom i posudom pod tlakom: 1 – reaktorska posuda, 2 – stroj za izmjenu goriva, 3 – parogeneratori, 4 – cirkulacijska pumpa, 5 – hladnjaci moderatora.

Moglo bi se reći da postrojenje nuklearnog reaktora s posudom pod tlakom s obzirom na reaktor s cijevima pod tlakom ima neku prednost u pogledu jednostavnosti izvedbe i pogona.

Neke prednosti tog tipa reaktora su:

- otpadaju kolektori s brojnim zavarima,
- otpadaju tlačne cijevi podvrgnute visokom ozračenju tlaku i temperaturi,
- izmjena goriva obavlja se samo na jednoj strani reaktora (takvo rješenje predviđeno je i kod CANDU 3),
- smanjena je mogućnost curenja teške vode kroz brtve,
- ako popusti uvaljani spoj cirkonijske cijevi i čelične cijevne stijenke posude moderatora ne gubi se moderator iz reaktora.

Osnovni nedostatak izvedbe postrojenja teškovođenog reaktora s posudom pod tlakom je u tehnološkim problemima koji prate izradu reaktorske posude velikih dimenzija i znatne debljine stijenke.

Potrebno je riješiti izradu posude na gradilištu i izvođenje svih tehnoloških procesa i ispitivanja koji takvu izradu prate, ili pak riješiti problem transporta takve posude iz tvornice.

U prednost CANDU reaktora mogli bismo upisati i činjenicu da je to osnovni tip reaktora koji se razvija u Kanadi, dakle u zemlji koja posjeduje cijelu tehnologiju vezanu uz taj tip reaktora, dok tip teškovođenog reaktora s posudom pod tlakom nije na osnovnom pravcu razvoja nuklearne energetike u zemlji koja ga je prva izgradila (Njemačka).

U Argentini je razrađen projekt pojednostavljenog teškovođenog reaktora s posudom pod tlakom. Projektirano postrojenje (prozvano Argos PHWR-380) snage 380 MW ima slične karakteristike kao i nuklearna elektrana Atucha.

Reference uz 5. poglavlje

1. R. A. Knief, Nuclear Energy Technology, Chapt.13, Hemisfere Publ. Co.Washington 1981.
2. F. J. Rahn i dr., Spravočnik po jadroj tehnologiji (prijevod s engleskog), pogl. 13,4, Energoatomizdat, Moskva, 1989.
3. V. G. Snell i dr., Candu Safety under Severe Accidents, IAEA-SM-296/19 Proc. Symp. Sorrento, 1988.
4. D. Feretić, Nuklearne elektrane, pogl. 3, Liber, Zagreb, 1984.
5. E. Critoph, Reactor Physics Aspects of CANDU Reactors, Proc. course React. Theory, IAEA, Trieste 1980.
6. CANDU Nuclear Generating Station, AECL, Canada 1971.
7. S. S. Howard i dr., The Real Time Simulation of CANDU Negative Pressure Containment System, Proc. Meeting on training simulator, Toronto, Canada, 1987.
8. Heavy Water Reactors, DOE-INFCE, 1979.
9. CANDU 3 Technical Outline, AECL, Canada, 1988.
10. S. R. Hatcher, Prospects for future CANDU Fuel Cycles, AECL-6334, 1980.
11. H. R. Hedges i dr., CANDU 3, Nucl. Eng. Int., May, 1990.
12. Nuclear Power Plant with Pressurized Heavy Water Reactor, Kraftwerk Union, Nov. 1979.
13. A. J. Gonzales i dr., Argos PHWR-380, Nucl. Eng. Int. May, 1987.

6. Nuklearne elektrane s reaktorima hlađenih plinom (GCR)

6.1. Razvoj plinom hlađenih reaktora

Nuklearni reaktori hlađeni plinom primjenjivali su se značajnije u energetici prije drugih reaktorskih tipova. Plinom hlađeni reaktori upotrebljavaju grafit kao moderator. Razvijani su na temelju iskustva koje se prikupljalo još od gradnje prvoga grafitom moderiranog reaktora CP1, koji je krajem 1942. godine pustio u pogon Enrico Fermi.

Kao što je u uvodnom razmatranju spomenuto, svrha gradnje prvih grafitnih reaktora bila je proizvodnja fisibilnog plutonija, pri čemu se proizvedena toplinska energija smatrala nekorisnim nusproizvodom. Tek nakon drugoga svjetskog rata i s prijenosom stečenih tehnoloških spoznaja o gradnji grafitnih reaktora iz SAD u Europu, počelo se razmišljati o gradnji reaktora koji bi, zadržavajući proizvodnju plutonija u vojne svrhe, proizvodili i energiju. Proizvedena energija mora imati parametre (temperatura i tlak fluida) koji dopuštaju njezinu primjenu u energetici. Tako su nastali reaktori tzv. dvojne namjene (proizvodnja energije i plutonija). U SAD su još dugo grafitni reaktori (reaktori u Hanfordu) služili samo za proizvodnju plutonija. Energija proizvedena u tim reaktorima odvodila se hlađenjem najprije zrakom, a kasnije vodom.

Kod primjene grafitnih reaktora u energetici jedno od temeljnih pitanja koje treba riješiti je izbor rashladnog fluida reaktora. Voda je nepovoljna za hlađenje grafitnih reaktora iz sigurnosnih razloga (gubitak rashladnog fluida unosi veliku pozitivnu reaktivnost u reaktor, što se kao negativno iskustvo posebno iskazalo kod katastrofe reaktora u Černobilju). Hlađenje zrakom također nije povoljno zbog aktiviranja i korozije. Usporedne analize mogućih rashladnih fluida grafitnih reaktora pokazale su da su za hlađenje tih reaktora najpogodniji plinovi, i to ugljik-dioksid i helij. Zbog toga su u za hlađenje energetskih grafitnih reaktora jedino ti plinovi našli primjenu. Ugljik-dioksid ima dobra fizikalna svojstva pri nižim temperaturama i mnogo je jeftiniji od helija.

Plinom hlađeni i grafitom moderirani reaktori razvijali su se u tri etape:

1. reaktori s metalnim prirodnim uranom kao nuklearnim gorivom i oblogom gorivnih šipki od legure magnezija (serija tzv. *magnox reaktora*),
2. reaktori s oksidom obogaćenog urana kao nuklearnim gorivom i oblogom gorivnih šipki od nehrđajućeg čelika (serija naprednih plinom hlađenih reaktora, odnosno prema literaturi reaktori AGR - *Advanced Gas Reactors*),
3. visokotemperaturni plinom hlađeni reaktori (ti se reaktori obično obilježavaju kraticom HTGR-*High Temperature Gas Reactors*).

Treba napomenuti da prema današnjim spoznajama od navedenih reaktora jedino visokotemperaturni plinom hlađeni reaktori imaju potencijalne razvojne mogućnosti koje mogu osigurati njihovu primjenu u budućoj nuklearnoj energetici.

Opisat ćemo najbitnije karakteristike nuklearnih elektrana s plinom hlađenim reaktorima.

6.2. Plinom hlađeni i grafitom moderirani reaktor kojemu je gorivo prirodni metalni uran (tip *magnox*)

Najviše nuklearnih elektrana s reaktorom tog tipa izgrađeno je u Velikoj Britaniji i Francuskoj. Prva takva nuklearna elektrana je bila nuklearna elektrana Calder Hall, snage 60 MW, puštena u pogon još 1956. godine. Snaga narednih elektrana sukcesivno se povećavala, tako da posljednje elektrane iste serije (NE Wylfa i NE Bugey) koje su ušle u pogon 1971. i 1972. godine, imaju snagu 2x495 MW odnosno 555 MW. Elektrane su se dakle gradile u periodu od 1950. do 1972. godine. Najviše ih je izgrađeno u Velikoj Britaniji (26 reaktora za elektrane ukupne snage 5200 MW), mnogo manje u Francuskoj (7 nuklearnih elektrana snage 2100 MW) te po jedna u Italiji, Španjolskoj i Japanu.

Nuklearni reaktor je moderiran grafitom, hlađen s CO_2 , a gorivo su mu metalne uranske šipke promjera oko 30 mm, duge oko 1 m. Obloga gorivnih šipki je od legure magnezija (komercijalni naziv te legure je *magnox* i po tom nazivu je cijela serija reaktora dobila ime).

Grafitne reaktore karakterizira jezgra velikih dimenzija. Naime, sposobnost usporavanja neutrona (faktor $\xi \Sigma_s$) je za grafit bitno manja nego za vodu (UNE, 5.3), pa za određenu moderaciju neutrona razmak gorivnih šipki u grafitnom reaktoru, a time i odnos volumena moderatora i urana, mora biti mnogo veći nego u vodom moderiranom reaktoru. Grafitne jezgre imaju ekvivalentni promjer 12 do 17 m i visinu 8 do 9 m. Da bi se dobio uvid u veličinu mase jezgre reaktora, može poslužiti podatak da se masa grafita u jezgri kreće od 2000 do 3500 t, a masa urana od 200 do 600 t.

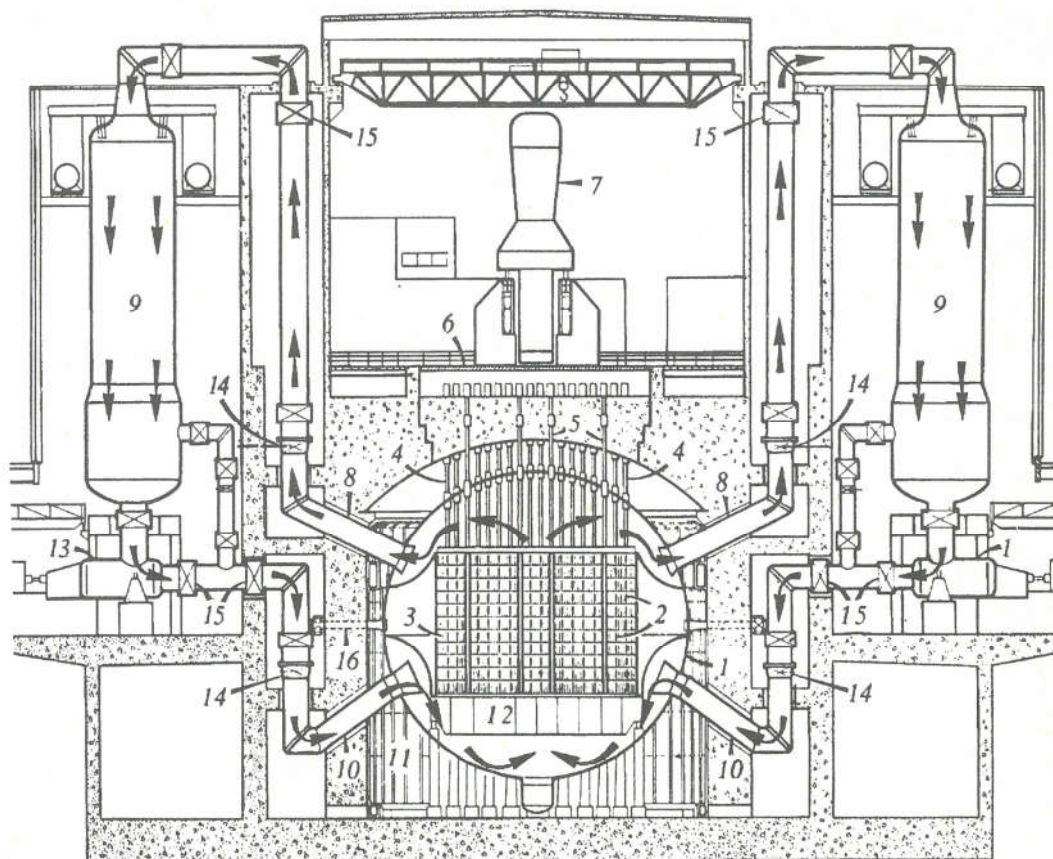
Reaktorska se jezgra sastoji od međusobno uklinjenih grafitnih blokova. Gorivni elementi se ulažu u vertikalne provrte promjera oko 100 mm u grafitnim blokovima. Obloga gorivnih elemenata je s vanjske strane orebrena, radi povećanja površine prijelaza topline i koeficijenta prijelaza topline zbog turbulencije plina kao i zbog centriranja gorivnog elementa u kanalu. Osam do deset gorivnih elemenata (dužina svakog je oko 1 m) smješteni su koaksijalno u rashladnom kanalu jedan iznad drugog.

Temperatura plina na izlazu iz jezgre ograničena je dopuštenom maksimalnom temperaturom magnezijeve obloge i metalne uranske jezgre (metalni uran rekristalizira iznad 950 K); kreće se od 620 K do 780 K. Porast temperature plina u jezgri je oko 200 K.

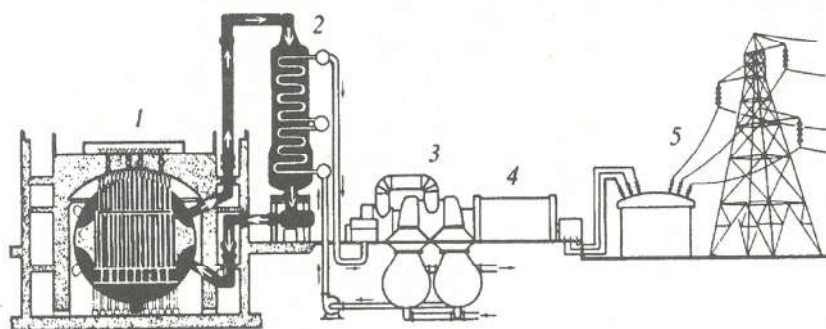
Plin je, sa stajališta utroška snage za održavanje cirkulacije fluida nepovoljniji nego voda. Odnos snage potrebne za pumpanje fluida i snage reaktora određuje faktor $1/c^3 \rho^2$, gdje je c specifična toplina, a ρ gustoća fluida (UNE, 11.4). Taj je odnos za nekoliko redova veličine veći kod plina nego kod vode, što implicira zaključak da za odvođenje odgovarajuće količine energije iz plinom hlađenog reaktora moramo utrošiti mnogo veću snagu za podržavanje cirkulacije fluida kroz reaktor nego kod vodom hlađenog reaktora. Nepovoljnost plinskog hlađenja možemo ublažiti povećamo li gustoću plina ρ , što znači da uz danu graničnu temperaturu moramo povećati njegov tlak.

Kod razmatranog tipa reaktora tlak plina se s razvojem tehnologije povećavao od nekih 1 MPa kod prvih reaktora na 2,8 MPa kod posljednje jedinice iz serije.

Povećanje tlaka plina, pri velikom promjeru reaktorske posude povećava tehnološke probleme pri izradi posude zbog velike unutarnje tlačne sile na njezine stijenke. Kod prvih reaktora reaktorske posude su bile čelične, najprije cilindrične, a zatim kuglaste. Promjeri posuda kretali su se od 15 do 20 m, a debljine čelične stijenke do 100 mm. Kada se dalje



a



b

Slika 6.2.1. a) Presjek kroz postrojenje plinom hlađenog reaktora tipa magnox: 1 – posuda reaktora, 2 – gorivni elementi, 3 – grafitni moderator, 4 – cijevi za izmjenu goriva, 5 – vodilice regulacijskih šipki, 6 – gornja platforma reaktora, 7 – stroj za izmjenu goriva, 8 – izlaz plina iz reaktora, 9 – parogenerator, 10 – ulaz plina u reaktor, 11 – termički štít, 12 – potporna konstrukcija jezgre, 13 – plinska puhala, 14 – glavni ventili, 15 – kompenzator termičke ekspanzije, 16 – detekcija oštećenih gorivnih elemenata.

b) Shematski prikaz nuklearne elektrane s magnox reaktorom: 1 – reaktor, 2 – parogenerator, 3 – turbina, 4 – generator, 5 – rasklopno postrojenje.

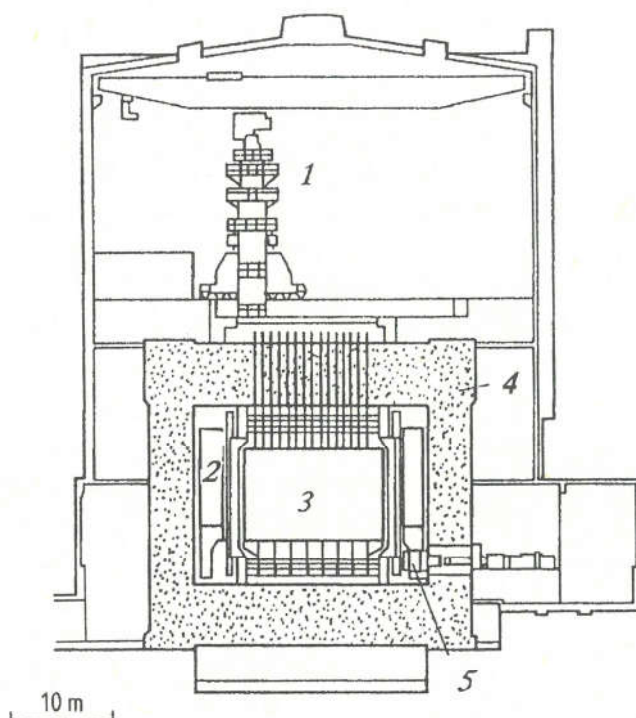
povećanje tlaka plina i promjera posude nije moglo više zadovoljiti s čeličnim posudama prešlo se na gradnju reaktorskih posuda od prednapregnutog betona. U tom slučaju reaktorska posuda osim izdržavanja unutarnjeg tlaka preuzima i ulogu biološkog štita.

Slika 6.2.1. prikazuje presjek kroz postrojenje grafitom moderiranog i plinom hlađenog reaktora tipa *magnox*.

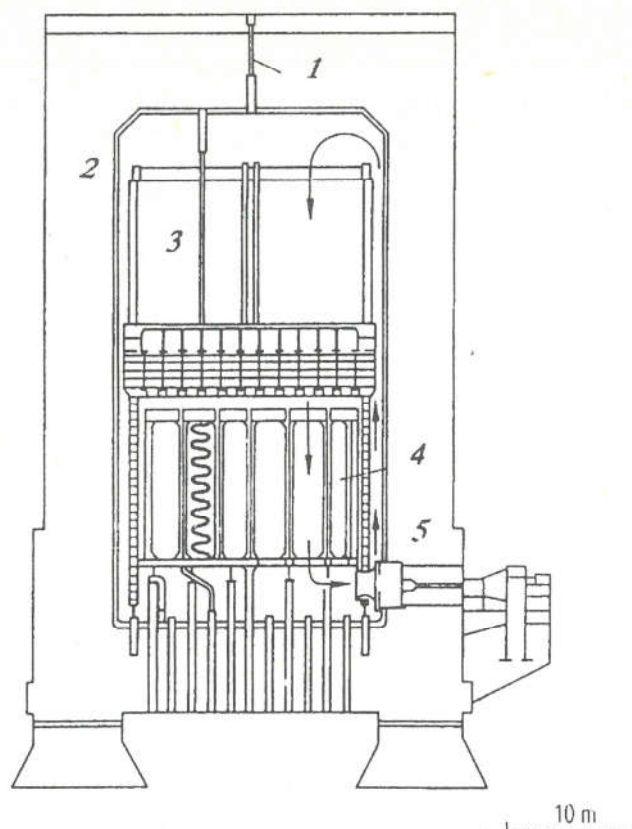
Iz slike vidimo da je reaktor smješten u kuglastoj čeličnoj posudi. (Slika prikazuje jedan od reaktora NE Bradwell, snage 2x129 MWe.) Plin cirkulira kroz jezgru, cjevovode i parogeneratore pogonjen plinskim puhalima. Smjer cirkulacije plina je označen na slici strelicama. Iznad reaktora je stroj za izmjenu goriva koji se kreće po gornjoj radnoj platformi, a može se postaviti iznad odgovarajuće grupe rashladnih kanala. Gorivo se neprekidno mijenja tokom pogona reaktora. Prosječan odgor goriva je između 1600 i 4000 MWd/t_u. Masa stroja je velika, kako zbog njegovih dimenzija tako i zbog ugrađene biološke zaštite (zajedno s nosećim mostom iznosi oko 300 t).

Slika 6.2.1. u svom donjem dijelu daje shematski prikaz cijelog nuklearnog postrojenja. Prikazani su parovodi kojima se para iz parogeneratorskog odvođa u turbinu, zatim turbina, generator i rasklopno postrojenje.

U kasnijim fazama razvoja nuklearnih postrojenja s reaktorima tipa *magnox* i nakon primjene reaktorske posude od prednapregnutog betona (dakle kada su se u takvim posudama ostvarili uvjeti za svladavanje velikih unutarnjih tlačnih sila) prišlo se gradnji tzv. integralnih nuklearnih postrojenja. Kod tih je postrojenja parogenerator uključen u reaktor-



Slika 6.2.2. Shematski prikaz postrojenja nuklearnog reaktora tipa *magnox* u integralnoj izvedbi u nuklearnoj elektrani Oldbury (Velika Britanija) snage 300 MW: 1 – stroj za rukovanje nuklearnim gorivom, 2 – parogenerator, 3 – jezgra reaktora, 4 – betonska reaktorska posuda, 5 – plinsko puhalo.



Slika 6.2.3. Shematski prikaz postrojenja nuklearnog reaktora tipa magnox u integralnoj izvedbi u nuklearnoj elektrani St. Laurent-des-Eaux (Francuska) snage 500 MW: 1 – cijevi za rukovanje gorivom, 2 – betonska reaktorska posuda, 3 – jezgra reaktora, 4 – parogeneratori, 5 – plinsko puhalo.

sku posudu. Točnije rečeno, uključeni su samo cijevni registri parogeneratora. Plašt parogeneratora, osim kao vodilica plinske struje, postaje nepotreban jer razliku tlaka prema okolini nosi reaktorska posuda. Naravno da uključenje parogeneratora u reaktorsku posudu zahtijeva dodatni volumen za njihov smještaj. U Engleskoj se smještaj parogeneratora riješio povećanjem promjera reaktorske posude (cijevni snopovi su smješteni oko jezgre reaktora), a u Francuskoj povećanjem njezine visine (parogeneratori su smješteni ispod jezgre). Na slici 6.2.2. prikazan je presjek reaktorskog postrojenja NE Oldbury (snaga elektrane je 300 MW), a na slici 6.2.3. presjek reaktorskog postrojenja NE St. Laurent-des-Eaux (snaga elektrane je 500 MW). Iz slika se može razabrati jedan i drugi način smještaja parogeneratora u betonskoj reaktorskoj posudi.

Termičke snage *magnox* reaktora kreću se od 150 do 1800 MW. Temperatura proizvedene pare u parogeneratorima je 620-670 K. Da bi se poboljšao termički stupanj djelovanja turbinskog ciklusa, u parogeneratorima se proizvodi para s dva tlaka (viši do 10 MPa i niži 0,5-5 MPa), s tim što je temperatura pare obaju tlakova približno ista.

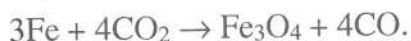
U pogledu sekundarnoga kruga nuklearne elektrane ne bismo imali ništa posebno primijetiti jer je on prilično sličan sekundarnom postrojenju klasične termoelektrane. Specifičnost parnog ciklusa je, osim u spomenutoj primjeni dvaju tlakova pare, i u činjenici što plinom hlađeni reaktori omogućuju da se u parogeneratoru dobije pregrijana para.

Pogonska sigurnost nuklearnih elektrana s *magnox* reaktorima pokazala se dobrom. Zamjetan doprinos raspoloživosti reaktora dala je mogućnost zamjene goriva u pogonu jer se oštećeni gorivni elementi mogu zamijeniti bez obustave pogona reaktora. *Magnox* reaktori svojedobno su bili jedna od značajnih potpora elektroenergetskom sustavu Velike Britanije.

Reaktor ima veoma malu gustoću proizvodnje snage u jezgri (oko 1 kW/l, što je oko 100 puta manje nego u tlakovodnom reaktoru). Veliki termički kapacitet grafitne jezgre akumulacijom energije ublažava posljedice prijelaznih pojava. Pad tlaka plina u rashladnom krugu ne unosi pozitivnu reaktivnost jer je udio plina u apsorpciji neutrona vrlo malen. Reaktor ima malu reaktivnost i negativan koeficijent reaktivnosti snage, što mu osigurava stabilnost.

Materijal primarnoga kruga reaktorskog postrojenja u dodiru s rashladnim fluidom je (osim obloga gorivnih elemenata) niskolegirani kotlovski čelik. Takav materijal je odabran jer se nisu predviđali problemi s korozijom tog materijala u atmosferi CO₂.

Međutim, početkom 1970-ih godina otkrila se kod *magnox* reaktora otkrila pojava progresivne korozije čelika (dakle korozije koja nije ograničena samo na stvaranje zaštitnog sloja). Riječ je o stvaranju magnetita prema kemijskoj reakciji



Taj tip korozije penetrira u materijal, a nastaje pri temperaturama CO₂ viših od 630 K.

Nakon otkrića te pojave izlazna temperatura plina u svim reaktorima tog tipa snižena je na 620 K, čime je snižen i stupanj učinkovitosti toplinskog ciklusa u nuklearnoj elektrani kao i njezina snaga.

6.3. Usavršenim plinom hlađeni reaktori

S razvojem nuklearne energetike 1960-ih godina postalo je očigledno da *magnox* reaktori neće moći po cijeni proizvedene električne energije konkurirati vodom moderiranim energetskim reaktorima koji su se tada počeli graditi u SAD. Razlog je u velikim količinama materijala potrebnog za gradnju *magnox* reaktora (i suglasno tomu maloj gustoći snage koja se postiže u jezgri reaktora). Već je prije napomenuto da je gustoća snage u jezgri *magnox* reaktora svega oko 1% gustoće snage u tlakovodnim reaktorima.

Velika Britanija i Francuska, kao zemlje nosioci tehnologije *magnox* reaktora, različito su reagirale na tu spoznaju. Francuska je napustila plinom hlađene reaktore i dalji razvoj svoje nuklearne energetike usmjerila prema tlakovodnim reaktorima. U Velikoj Britaniji zadržana je već tradicionalna i znatno razvijena tehnologija plinom hlađenih reaktora i njezinim poboljšanjem nastojalo se postići bolja ekonomičnost, a eventualno i konkurentnost s tlakovodnim reaktorima. Tako je u Velikoj Britaniji nastala generacija usavršenih plinom hlađenih reaktora (AGR - *Advanced Gas Reactor*).

Najbitnije poboljšanje odnosilo se na zamjenu nuklearnog goriva. Umjesto metalnog prirodnog urana kao gorivo je odabran oksid obogaćenog urana. Tom je zamjenom omogućeno:

- napuštanje legure *magnox* i prihvaćanje nehrđajućeg čelika kao materijala za obloge gorivnih elemenata. Čelik izdržava više temperature, ali ima i veći udarni apsorpcijski presjek za neutrone (stoga se ne može upotrijebiti kada je gorivo prirodni uran),
- reaktivnost jezgre s obogaćenim uranom je veća, može se stoga dopustiti veći bijeg neutrona i suglasno tome izgraditi jezgru manjih dimenzija. Manja jezgra omogu-

čuje, zbog manjeg promjera reaktorske pešude, da se povisi tlak, a time i gustoća plina.

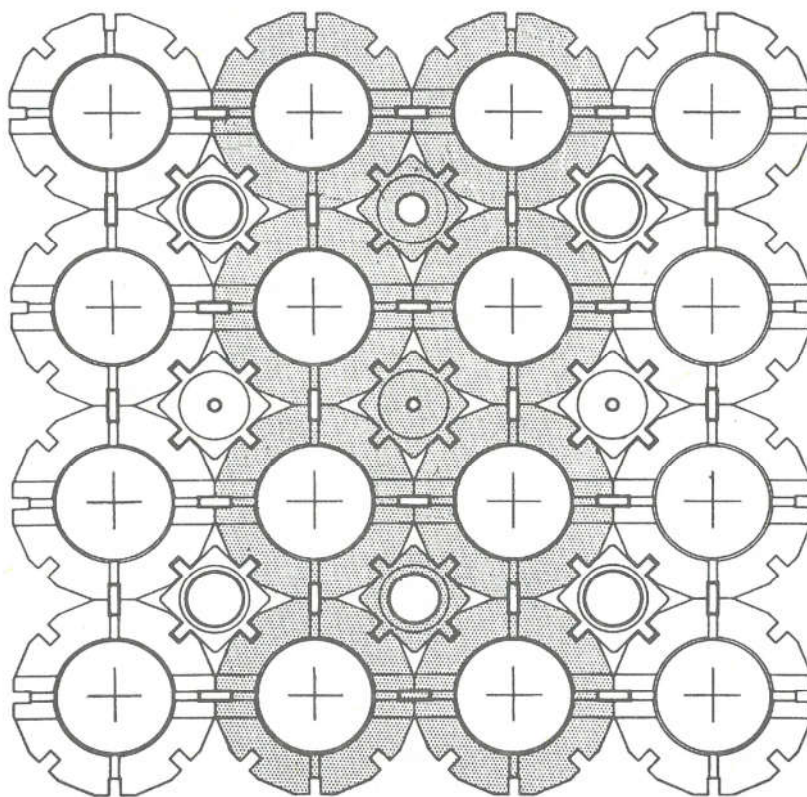
Upotreba viših temperatura i viših tlakova osigurava, u usporedbi s *magnox* reaktorima, viši termički stupanj djelovanja postrojenja. Treba se nadalje podsjetiti da zbog manjih dimenzija jezgre i reaktorsko postrojenje postaje manje, zbog toga se troše manje količine materijala za njegovu gradnju. Sve to upućuje na mogućnost ekonomičnije proizvodnje energije u usavršenim plinom hlađenim reaktorima.

Kao rashladni fluid reaktora zadržan je ugljik-dioksid, ali je njegov tlak povišen na oko 4 MPa, a izlazna temperatura iz jezgre na približno 900 K.

Promjenu prosječnih termičkih parametara u nuklearnoj elektrani s usavršenim plinom hlađenim reaktorima (AGR) prema reaktorima tipa *magnox* možemo ilustrirati sljedećom usporedbom:

	<i>magnox</i>	AGR
tlak rashladnog sredstva u reaktoru	1-2,8 MPa	3,4 - 4,3 MPa
maksimalna temperatura rashladnog sredstva	oko 680 K	oko 920 K
tlak proizvedene pare	oko 10 MPa	oko 17 MPa
iskoristivost kružnog procesa	oko 33 %	oko 42 %

Jezgra usavršenog plinom hlađenog reaktora je (slično kao i jezgra *magnox* reaktora) izrađena od uklinjenih grafitnih blokova. Uklinjenje grafitnih blokova omogućuje njihovu relativnu termičku ekspanziju uz istodobno zadržavanje kompaktnosti jezgre i koaksijalnosti provrta za smještaj i prolaz gorivnih elemenata, regulacijskih šipki i neutronske detektora. Presjek segmenta grafitne jezgre prikazan je slikom 6.3.1.



Slika 6.3.1. Segment grafitne jezgre usavršenog plinom hlađenog reaktora.

Gorivni elementi sastoje se od snopova sa po 36 gorivnih šipki dugih oko 1 m. Gorivne su šipke izrađene iz nehrđajućih čeličnih cijevi promjera 15 mm, ispunjenih tabletama UO_2 . Promjer gorivnog elementa je oko 240 mm. U svakom rashladnom kanalu koaksijalno je smješteno 8 gorivnih elemenata (dakle slično kao kod *magnox* reaktora).

Reaktorska posuda je prednapregnuti beton. Primjenjuje se integralna izvedba reaktorskog postrojenja s parogeneratorima u reaktorskoj posudi. Zadržana je kontinuirana izmjena goriva tijekom pogona. Taj način izmjene goriva nije nužan kada je gorivo obogaćeni uran. Razlog je za takav pristup u činjenici što je tehnika izmjene goriva bila već prije usavršena kod *magnox* reaktora, ali i zato što kontinuirani način izmjene goriva može povećati raspoloživost, a time i ekonomičnost postrojenja.

Primjer izvedbe usavršenog plinom hlađenog reaktora u integralnoj izvedbi opisat će se na primjeru nuklearne elektrane Hinkley Point B (2x625 MW). Presjek reaktorskog postrojenja te elektrane prikazuje slika 6.3.2.

Iz slike se vidi da je cijelo reaktorsko postrojenje (reaktorska jezgra i parogeneratori) smješteno u velikoj posudi od prednapregnutog betona. Posuda je promjera 20 m, visoka 18 m i debljine stijenke 3,8 m. Cijevni registri parogeneratora smješteni su u prstenastom prostoru između reaktorske jezgre i betonske posude. Plin cirkulira u posudi pomoću plinskih puhala. Puhala se nalaze u betonskoj posudi, ali su njihovi pogonski motori smješteni izvan nje (pogonske osovine prolaze kroz zid betonske posude). Funkciju postrojenja u betonskoj posudi možemo donekle usporediti s funkcijom parnog kotla: u betonsku posudu ulazi napojna voda, a iz nje izlazi pregrijana para.

Iznad reaktorske posude nalazi se stroj za izmjenu goriva, koji se može kretati po gornjoj platformi i postaviti iznad gorivnih elemenata u jezgri.

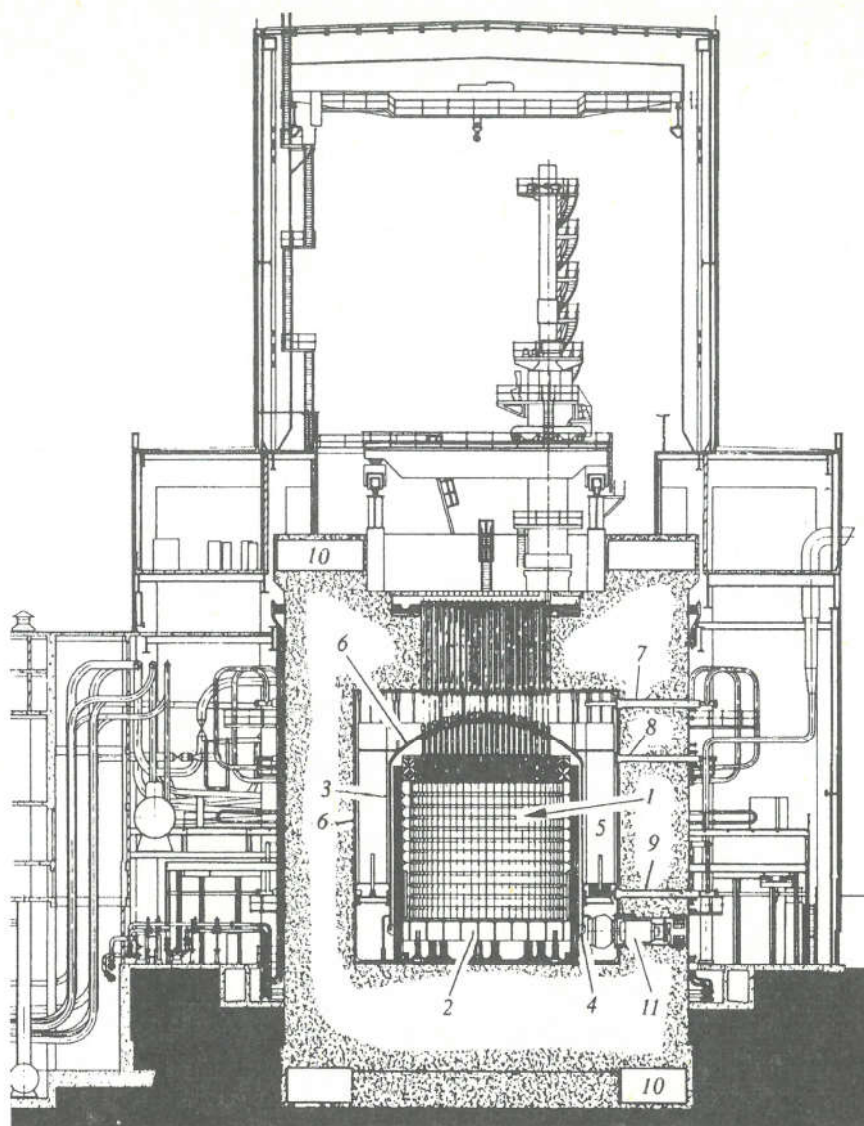
Podrobniji presjek usavršenog plinom hlađenog reaktora može se razabrati iz slike 6.3.3.

Na slici se vidi smještaj grafitne jezgre i parogeneratora u posudi od prednapregnutog betona. Iznad jezgre se nalaze vodilice regulacijskih šipki i neutronske detektora kao i cijevi za rukovanje nuklearnim gorivom. Ispod parogeneratora smještena su plinska puhal.

Već je spomenuto da su količine materijala i dimenzije jezgre usavršenog plinom hlađenog reaktora značajno umanjene u odnosu prema dimenzijama jezgre *magnox* reaktora (u usavršenom plinom hlađenom reaktoru za elektranu snage 660 MW količina urana u jezgri je oko 115 t, a količina grafita oko 1250 t). Povoljniji je i stupanj djelovanja toplinskog ciklusa. Međutim, uza sve to praksa je pokazala da taj reaktor ne može u pogledu cijene proizvedene energije učinkovito konkurirati tlakovodnim reaktorima. Najbolji dokaz za to je činjenica što se i Velika Britanija nakon dužeg kolebanja odlučila da svoj razvoj nuklearne energetike nastavi gradnjom tlakovodnih reaktora (prva nuklearna elektrana s tlakovodnim reaktorom u Velikoj Britaniji je NE Sizewell B snage 1175 MW). Takva je odluka uslijedila nakon dužeg iskustva s gradnjom AGR (izgrađeno je 14 reaktora za elektrane sa snagom između 450 i 660 MW). Nije beznačajno primijetiti da se reaktori tog tipa nisu gradili izvan Velike Britanije.

Sigurnosne karakteristike usavršenih plinom hlađenih reaktora

Sigurnosne karakteristike usavršenog plinom hlađenog reaktora općenito su dobre. Navest ćemo neke specifičnosti tog reaktora sa stajališta sigurnosti (a koje dobrim dijelom vrijede i za *magnox* reaktore).

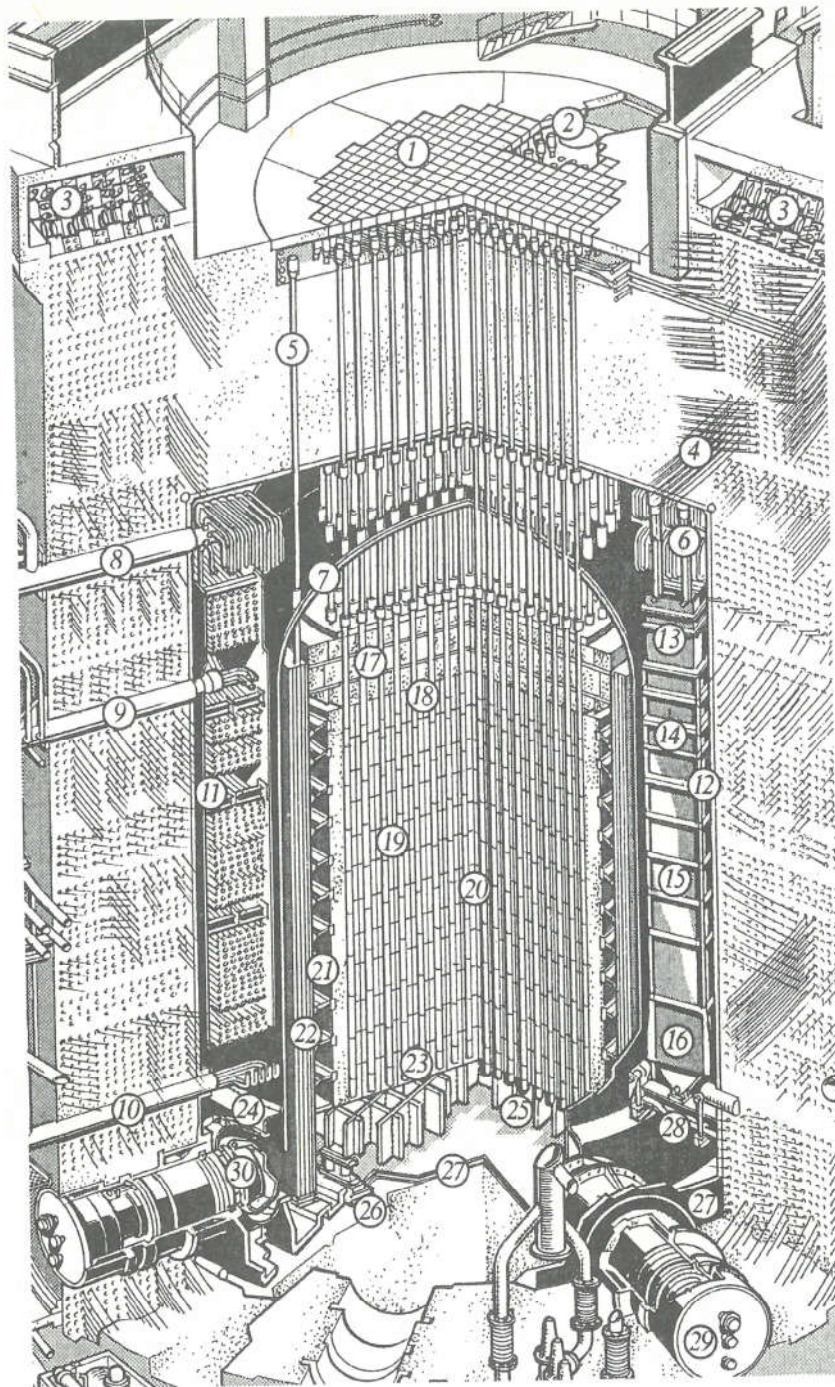


Slika 6.3.2. Presjek kroz postrojenje usavršenog plinom hlađenog reaktora u nuklearnoj elektrani Hinkley Point B (2x625 MW): 1 – jezgra reaktora, 2 – potporna konstrukcija jezgre, 3 – stijenka za usmjeravanje protoka plina, 4 – izlazni kanal plinskog puhala, 5 – parogenerator, 6 – termička izolacija, 7 – ulaz pare za međupregrijavanje, 8 – izlaz svježe pare, 9 – ulaz napojne vode, 10 – prostor za zatezanje kabela za prednaprezanje betona, 11 – plinska puhala.

Budući da je tlak u sekundarnom krugu nuklearne elektrane bitno viši nego u primarnom krugu (to je slučaj i kod *magnox* reaktora) radioaktivnost ne može u parogeneratorima prijeći iz primarnog kruga u sekundarni krug. Pristup opremi u sekundarnom krugu je stoga moguć i tijekom pogona reaktora.

Zaštita okoline od izravnog zračenja iz reaktorske jezgre osigurana je djelovanjem same reaktorske posude.

Plin kao primarno hladilo ne mijenja agregatno stanje ako se u primarnom krugu gubi tlak (za razliku od vode koja u tom slučaju naglo isparava), pa se i uvjeti hlađenja reaktorske jezgre pri gubitku tlaka rashladnog fluida ne mijenjaju drastično.



Slika 6.3.3. Presjek usavršenog plinom hlađenog reaktora: 1 – radna platforma, 2 – otvor za inspekciju, 3 – prostor za zatezanje kablova za prednaprezanje betona, 4 – kabeli za prednaprezanje, 5 – cijev detektora neutronskog toka, 6 – nosači međupregrijača pare, 7 – izlaz plina, 8 – ulaz pare za međupregrijanje, 9 – izlaz pregrijane pare, 10 – ulaz napojne vode, 11, 12 – parogenerator, 13 – međupregrijač, 14 – pregrijač, 15 – isparivač, 16 – ekonomajzer, 17 – neutronski štit, 18 – gornji reflektor, 19 – grafitna jezgra, 20 – rashladni kanali, 21 – učvršćenje jezgre, 22 – zaštitni zid parogeneratorskog, 23 – donji reflektor, 24 – izlazni kanal plinskog puhalo, 25 – noseća konstrukcija jezgre, 26 – potpora reaktora, 27 – termička izolacija, 28 – potpora parogeneratorskog, 29 – plinsko puhalo, 30 – kućište plinskog puhalo.

Višak reaktivnosti u jezgri uvijek je malen zbog kontinuirane izmjene goriva, pa se tijekom pogona reaktora ne mogu pojaviti nagle prijelazne pojave uzrokovane velikim promjenama reaktivnosti.

Pri ispadu plinskih puhala iz pogona ostatnu toplinu iz reaktora možemo odvesti prirodnom cirkulacijom plina. U tom slučaju treba samo osigurati hlađenje parogeneratorsa.

Sve komponente bitne za sigurnost su udvojene (redundancija komponenata).

Zbog dobrih sigurnosnih karakteristika nuklearna postrojenja s usavršenim plinom hlađenim reaktorima (kao ni ona s *magnox* reaktorima) ne trebaju zaštitne posude.

6.4. Visokotemperaturni plinom hlađeni reaktori (HTGR)

U uvodnom dijelu ovog poglavlja napomenuto je da, prema današnjim spoznajama, od plinom hlađenih reaktora jedino visokotemperaturni reaktori imaju razvojni potencijal koji ih svrstava među reaktore budućnosti. U literaturi su visokotemperaturni plinom hlađeni reaktori poznati pod kraticom HTGR (*High Temperature Gas Reactors*). Razvoj tih reaktora počeo je krajem 1950-ih godina u Europi i u SAD. Oko deset godina nakon toga izgrađeni su prvi prototipovi tih reaktora. To su:

- DRAGON u Velikoj Britaniji snage 20 MWt 1968. godine
- Peach Bottom u SAD snage 100 MWt 1967. godine
- AVR u Njemačkoj snage 50 MWt 1968. godine

Probni rad prototipova bio je uspješan pa je početkom 1970-ih godina počela gradnja demonstracijskih nuklearnih elektrana s visokotemperaturnim reaktorima: nuklearna elektrana Fort St. Vrain u SAD snage 342 MW i nuklearna elektrana THTR-300 snage 398 MW u Njemačkoj.

Kasnije se u SAD (tvrtka General Atomic) pristupilo projektiranju komercijalne nuklearne elektrane s reaktorom tipa HTGR snage 1160 MW.

Interesantno je primijetiti da se Velika Britanija, kao zemlja koja ima najviše iskustva s plinom hlađenim reaktorima, nije znatnije uključila u razvoj nuklearnih elektrana s visokotemperaturnim plinom hlađenim reaktorima.

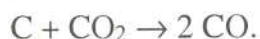
Poticač za razvoj visokotemperaturnih reaktora dalo je nastojanje da se razvije reaktor koji će po cijeni proizvedene energije biti konkurentan vodom moderiranim reaktorima, a ujedno će prema njima imati prednost u pogledu drugih primjena (upotreba visoke temperature u tehnološkim procesima, mogućnost primjene izravnog ciklusa s plinskom turbinom), a i u pogledu sigurnosti.

Reaktor koji podnosi visoku temperaturu (1200-1500 K) mora, dakako, biti izgrađen iz materijala koji mogu izdržati visoku temperaturu bez bitnog gubitka mehaničkih svojstava. Metali nisu prikladni, jer kod visokih temperatura gube mehanička svojstva, ali i zato što zbog parazitnih apsorpcija kvare ekonomiju neutrona.

U visokotemperaturnim reaktorima primijenjeni su stoga jedino keramički materijali. Jezgra reaktora je izgrađena iz grafita i oksida nuklearnog goriva, pri čemu grafit ima ulogu ne samo moderatora nego i obloge nuklearnog goriva. Gradnja jezgre bez metalnih strukturnih elemenata osigurava, zahvaljujući smanjenom gubitku neutrona u parazitnim apsorpcijama, relativno dobar faktor konverzije. Nuklearno gorivo visokotemperaturnog reaktora mora biti obogaćeni uran. Jezgra tih reaktora je gotovo homogena, jer se gorivni elementi sastoje od disperziranih čestica goriva u grafitu. Kod takve jezgre iz poznatih razloga (UNE, 7.5), otpada učinak zasjenjenja neutronskega toka, te jezgra za svoju kritičnost zahtijeva obogaćeno gorivo. Osnovna čestica nuklearnog goriva je kuglica oksida oboga-

ćenog urana promjera oko 0,9 mm obložena s nekoliko slojeva grafita i silicijskog karbida koji osiguravaju nepropusnost za fisijske proizvode. Takve se čestice povezuju grafitnim punilom (organskim materijalom od kojeg nakon primjene visokih temperatura ostaje ugljik). Iz tako dobivene kompaktne mase oblikuju se gorivni elementi. Najbolji rezultati u pogledu faktora konverzije i cijene goriva postižu se uzme li se kao gorivo visokoobogaćeni uran (oko 93% ^{235}U) a kao uplodni materijal torij (^{232}Th), i to posebno usvoji li se još uz to i zatvoreni gorivni ciklus (prerada ozračenog goriva i njegovo vraćanje u reaktor).

Rashladni fluid visokotemperaturnog reaktora je helij. Pri temperaturama koje se javljaju kod tih reaktora (1200-1300 K na izlazu iz jezgre) ugljik-dioksid prestaje biti upotrebljiv jer dolazi do raspada tog plina u ugljik-monoksid i do korozije grafita prema kemijskoj reakciji



Po kemijskim i nuklearnim svojstvima helij je veoma stabilan, a ima i dobra termička svojstva kao rashladni plin. Srećom, cijena helija je u posljednje vrijeme znatno pala jer se javlja kao nusproizvod pri iskorištenju prirodnog plina.

Gorivni elementi visokotemperaturnog reaktora razvijenog u SAD i Njemačkoj se razlikuju. U reaktorima razvijenim u SAD (koji se najčešće označuju kraticom HTGR) gorivni se elementi izvedu u obliku šesterokutnih prizmatičnih blokova, a kod visokotemperaturnih reaktora razvijenih u Njemačkoj (poznati i kao tip AVR-*Arbeitsgemeinschaft Versuch Reaktor*) imaju oblik kugle. Veća nuklearna elektrana reaktor koje ima kuglaste gorivne elemente je nakon iskustva s eksperimentalnim reaktorom ovog tipa izgrađena u Njemačkoj. Ta elektrana u literaturi poznata kao THTR-300 (*Thorium High Temperature Reactor*), puštena je u pogon 1985. godine. Opće karakteristike nuklearne elektrane Fort St. Vrain i nuklearne elektrane THTR-300 navedene su u tablici 6.4.1.

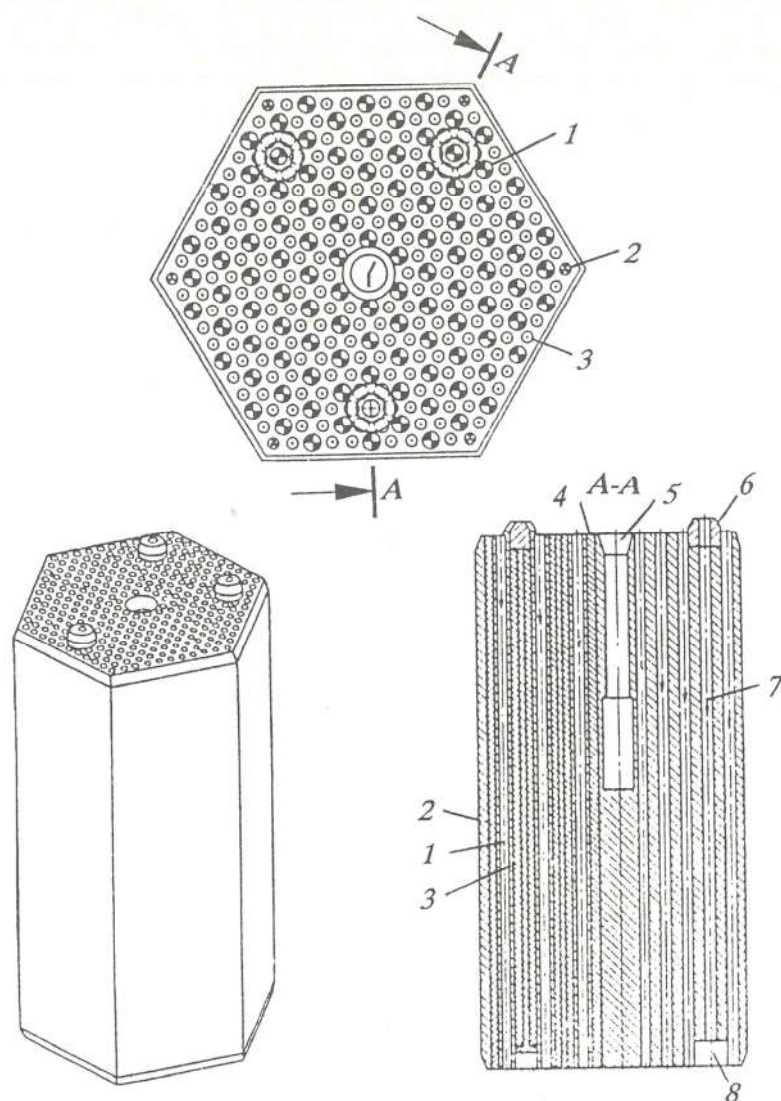
Karakteristike nuklearnih elektrana s visokotemperaturnim reaktorom Fort St. Vrain i THTR-300

	NE Fort St. Vrain	THTR-300
Godina puštanja u pogon	1976	1985
Termička snaga reaktora	851 MWt	750 MWt
Električna snaga	342 MW	398 MW
Gustoća snage u jezgri	6,3 kW/l	6,0 kW/l
Tip gorivnog elementa	heksagonalni blok	kugla
Broj gorivnih elemenata u jezgri	1462	675000
Tlak helija u jezgri	5,0 MPa	4,0 MPa
Maksimalna temperatura goriva	1530 K	1250 K
Izlazna temperatura plina	1058 K	1060 K
Maseni protok helija u jezgri	$1573 \times 10^3 \text{ kg/h}$	$1064 \times 10^3 \text{ kg/h}$
Izlazni tlak pare	17,3 MPa	18,6 MPa
Temperatura pare	811 K	808 K

Opisat ćemo ukratko jedan i drugi tip visokotemperaturnog reaktora.

Visokotemperaturni reaktor tipa HTGR s prizmatičnim gorivnim elementima

Gorivni elementi reaktora su šesterokutni prizmatični grafitni blokovi visoki oko 790 mm i s paralelnim ploham udaljenim 360 mm. U svakom grafitnom bloku izbušeno je 72 kanala promjera 18 odnosno 21 mm, kroz koje prolazi rashladni plin, i 138 kanala promjera oko 16 mm, u kojima je smješteno nuklearno gorivo. Po 8 takvih prizmatičnih elemenata



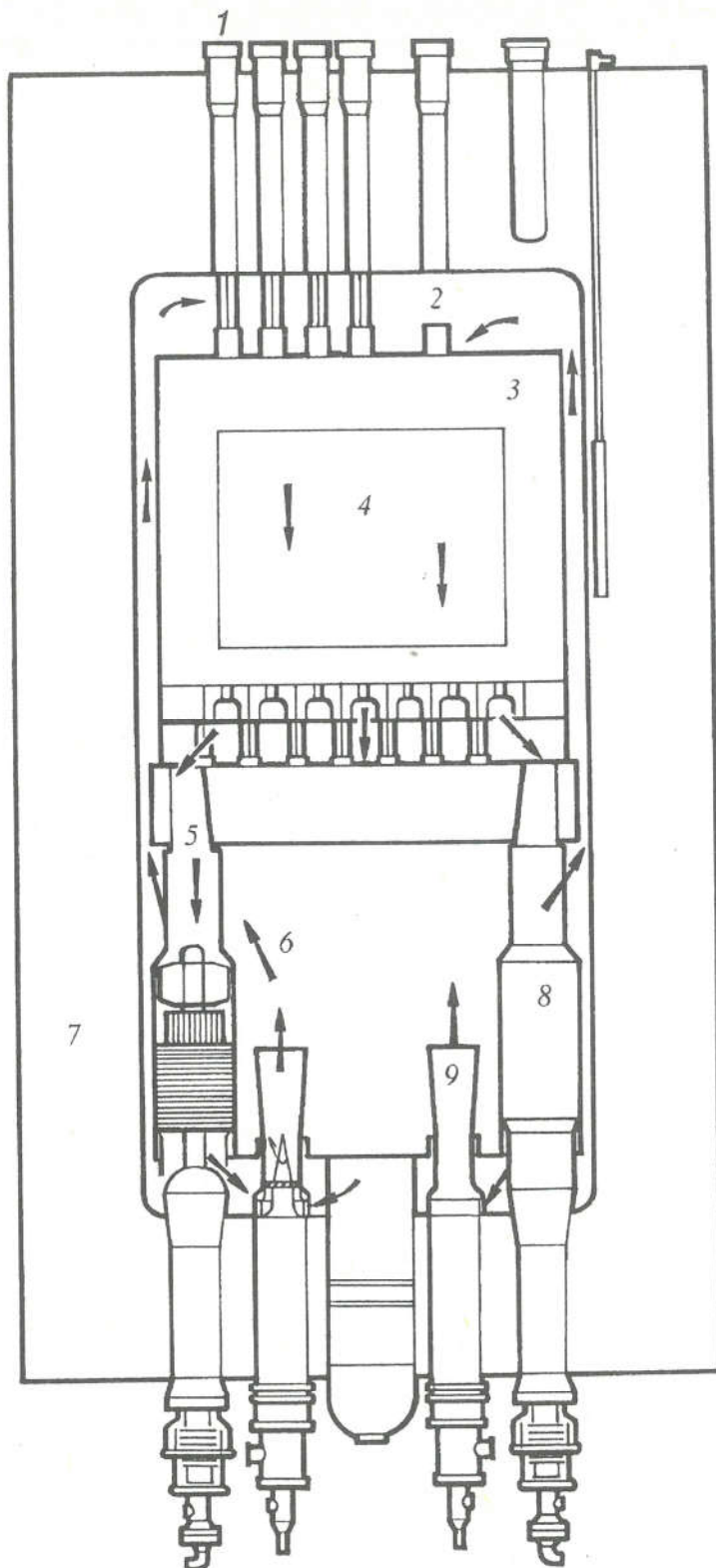
Slika 6.4.1. Gorivni element visokotemperaturnog reaktora Fort St. Vrain: 1 – rashladni kanal, 2 – kanal izgorljivog apsorbira, 3 – kanal za nuklearno gorivo, 4 – grafitna prizma, 5 – otvor za zahvat stroja za rukovanje gorivom, 6 – klinovi za centriranje, 7 – kanal za protok helija, 8 – otvor za centriranje.

smješteno je jedan iznad drugoga, pri čemu centriranje rashladnih kanala osiguravaju klinovi za centriranje. Izgled gorivnog elementa prikazan je slikom 6.4.1.

Prizmatični blokovi istih dimenzija služe i za prolaz regulacijskih šipki. Ti blokovi imaju provrte odgovarajućih dimenzija koji dopuštaju takvu namjenu.

Opći izgled reaktorskog postrojenja s gorivnim elementima opisanog tipa u nuklearnoj elektrani Fort St. Vrain u SAD prikazan je slikom 6.4.2.

Specifičnost izvedbe ogleda se u činjenici što je riječ o integralnoj izvedbi postrojenja u posudi od prednapregnutog betona, pri čemu su parogeneratori i plinska puhala smještena ispod reaktorske jezgre (u tom pogledu postoji sličnost s francuskom izvedbom *magnox* reaktora, slika 6.2.3). Betonska je posuda visoka 23 m, a unutarnji joj je promjer 9,5 m. Jezgra sadrži 1462 prizmatična gorivna elementa, koji se tijekom godišnje obustave reaktora premještaju da bi se postigao optimalni odgor. Četiri plinska puhala pogonjena parom osiguravaju cirkulaciju helija u reaktorskoj posudi.



Slika 6.4.2. Presjek kroz reaktorsko postrojenje nuklearne elektrane Fort St. Vrain: 1 – cijevi za izmjenu goriva, 2 – vodilice regulacijskih šipki, 3 – reflektor, 4 – jezgra reaktora, 5 – tok vrućeg helija, 6 – tok ohlađenog helija, 7 – posuda reaktora od prednapregnutog betona, 8 – parogenerator, 9 – plinsko puhalo.

Pogonsko iskustvo s nuklearnom elektranom Fort St. Vrain, koja je izgrađena kao prototipna nuklearna elektrana, nije bilo osobito povoljno, pa je pogon elektrane obustavljen 1989. godine. Tvrtka General Atomic je koristeći se stečenim iskustvom s tom elektranom kao i s ranije izgrađenim eksperimentalnim reaktorom (reaktor Peach Bottom) pristupila projektiranju komercijalnih nuklearnih elektrana s istim tipom reaktora. Shema nuklearne elektrane snage 1160 MW prikazana je slikom 6.4.3.

U projektu je zadržana integralna izvedba reaktorske posude s bočno postavljenim parogeneratorima s obzirom na reaktorsku jezgru. Plinska su puhalo smještena iznad parogeneratora i imaju parni pogon.

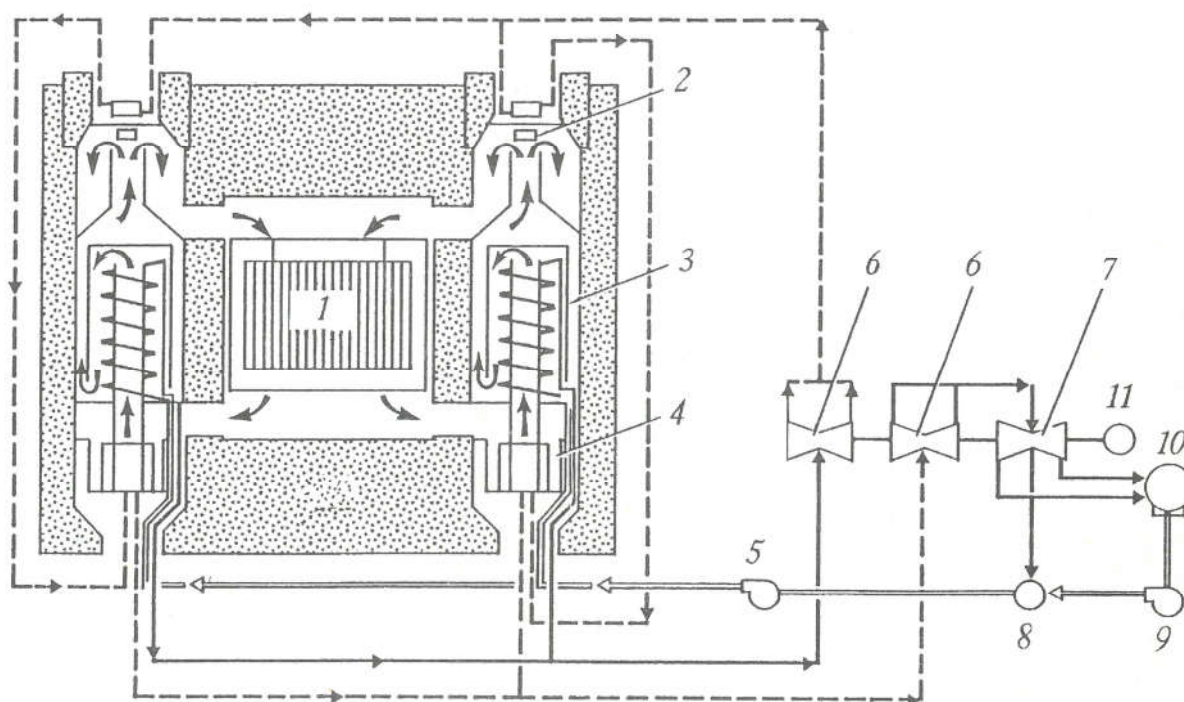
Slika 6.4.4. daje nešto detaljniji prikaz visokotemperaturnog reaktora te nuklearne elektrane.

Visokotemperaturni reaktor s kuglastim gorivnim elementima THTR-300

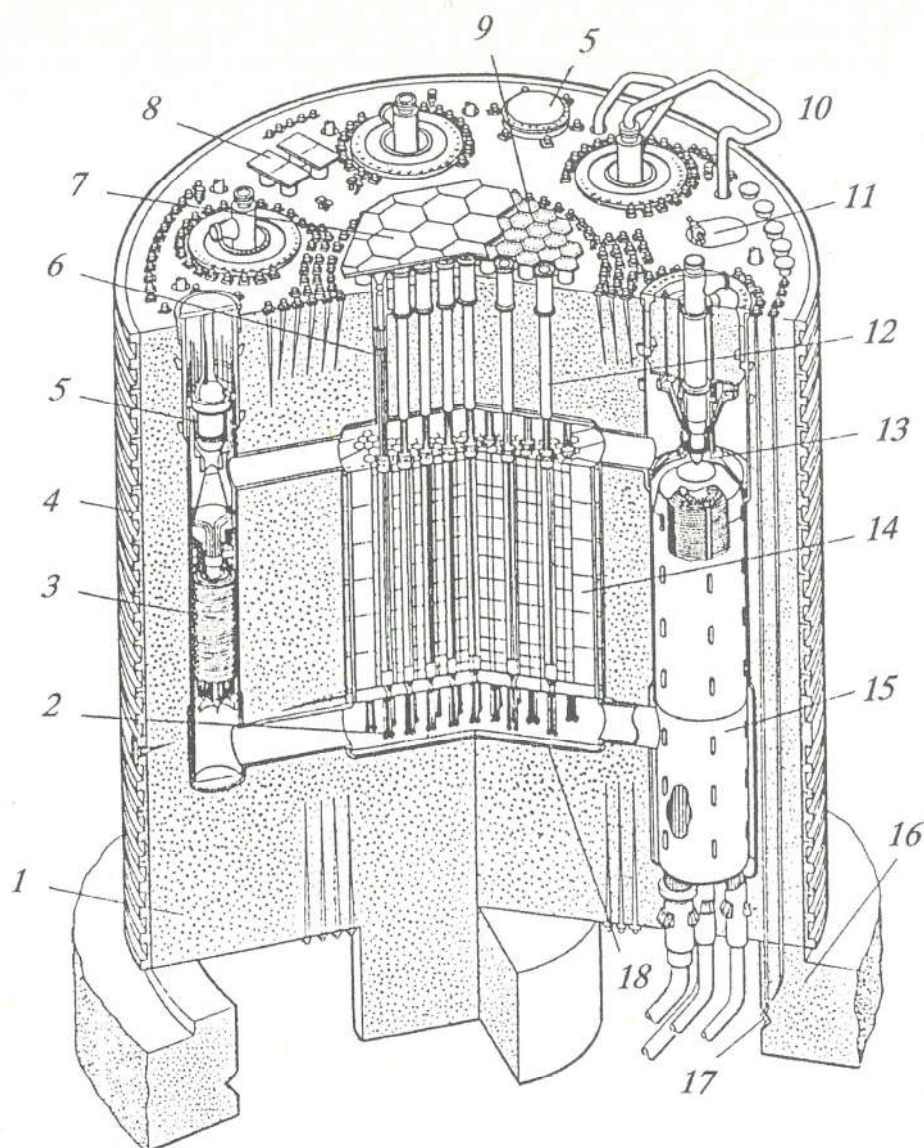
Visokotemperaturni reaktor THTR-300 izgrađen je na temelju iskustva s pogonom ranije navedenog eksperimentalnog reaktora istog tipa (AVR), koji je radio u periodu 1967.-1988. godine.

Osnovna karakteristika reaktora je kuglast oblik gorivnog elementa (slika 6.4.5).

Gorivni je element kugla promjera 60 mm. S vanjske je strane obložen grafitom, a iznutra ispunjen s oko 20 000 kuglica oksida visoko obogaćenog urana ili kuglica oksida torija, obloženih s nekoliko slojeva grafita i silicijskog karbida, čime se postiže njihova nepropusnost za fisijske proizvode. Promjer jedne kuglice je prema prikazu na donjem dijelu slike, oko 0,9 mm. Odnos broja čestica koje sadrže torij i čestica koje sadrže uran je 10 : 1.



Slika 6.4.3. Shematski prikaz projektirane nuklearne elektrane snage 1160 MW s visokotemperaturnim reaktorom (HTGR): 1 – jezgra reaktora, 2 – plinsko puhalo, 3 – parogenerator, 4 – međupregrijač pare, 5 – napojna pumpa, 6 – visokotlačni dio parne turbine, 7 – niskotlačni dio parne turbine, 8 – regenerativni zagrijači napojne vode, 9 – pumpa kondenzata, 10 – kondenzator, 11 – generator.



Slika 6.4.4. Presjek kroz postrojenje visokotemperaturnog reaktora (HTGR): 1 – posuda reaktora od prednapregnutog betona, 2 – potpora jezgre, 3 – izmjenjivač topline sustava za zaštitno hlađenje jezgre, 4 – čelična oplata betonske posude, 5 – plinsko puhalo sustava za zaštitno hlađenje jezgre, 6 – regulacijske šipke, 7 – zaštitni poklopci, 8 – otvori kanala za odlaganje regulacijskih sklopova, 9 – poklopci kanala za rukovanje gorivom, 10 – cjevovod za međupregrijavanje pare, 11 – kanal za odlaganje radioaktivnih komponenata, 12 – cijev za rukovanje gorivom, 13 – plinsko puhalo, 14 – jezgra reaktora, 15 – parogenerator, 16 – temelj reaktorske posude, 17 – šipke za vertikalno ukrućenje, 18 – unutarnja oplata betona s termičkom izolacijom.

Jezgra reaktora THTR-300 sadrži oko 675 000 takvih gorivnih elemenata. Shematski prikaz reaktora dan je slikom 6.4.6.

Cijelo je reaktorsko postrojenje smješteno u posudi od prednapregnutog betona unutarnjeg promjera 15,6 m, unutarnje visine 15,3 m, debljine stijenke od 4,45 do 5,1 m. U betonskoj posudi ugrađena je čelična obloga, koja joj osigurava nepropusnost.

U betonskoj se posudi nalazi čelični spremnik promjera oko 5,5 m, koji sadrži jezgru reaktora. Kuglasto gorivo kontinuirano recirkulira kroz jezgru tijekom pogona. Dodaje se na vrhu spremnika, a oduzima na dnu, i zatim ponovo vraća u jezgru. Do postizavanja potpunog odgora kroz jezgru prođe oko 7 puta. Prva jezgra sadrži izgorljive apsorbere od kadmija i hafnija u dijelu gorivnih elemenata. Reaktivnost se regulira sa 36 apsorpcijskih šipki koje prolaze kroz reflektor, a i promjenom količine plina u cirkulaciji. Reaktor ima izrazito negativan temperaturni koeficijent reaktivnosti, pa povećanje temperature jezgre zbog smanjene cirkulacije plina smanjuje snagu reaktora. Plinskim se puhlima može mijenjati snaga reaktora u rasponu od 40% do 100%.

Reaktor se obustavlja pomoću 42 apsorpcijske šipke koje prolaze kroz jezgru reaktora.

U prstenastom prostoru između jezgre i betonske posude smješteno je 6 parogeneratorskih helija. Količina helija u reaktorskom postrojenju je $47\,000\text{ Nm}^3$. Cijela masa plina prođe kroz jezgru dva puta u minuti. Postrojenje sadrži 6 plinskih puhala smještenih u gornjem dijelu jezgre. Motori plinskih puhala su na vanjskoj strani betonske posude.

Pogonsko iskustvo s pokusnim radom elektrane bilo je prilično povoljno. Usprkos tome elektrana je iz formalnih razloga, pod pritiskom javnog mnijenja nakon havarije na nuklearnoj elektrani u Černobilju, obustavljena 1988 godine.

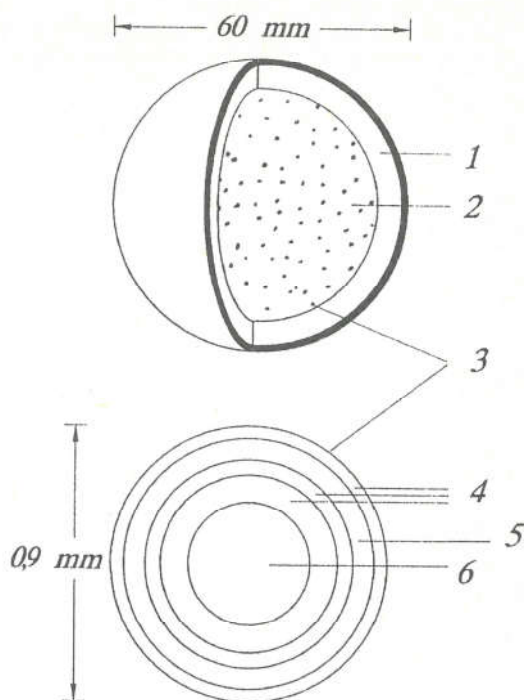
Usprkos zastoju u primjeni visokotemperaturnih reaktora u energetici prognoze upućuju na to da s tim reaktorima treba računati u budućem razvoju nuklearne energetike. Te se prognoze zasnivaju na dva bitna elementa:

- reaktori posjeduju veoma dobru nuklearnu sigurnost,
- visoka temperatura omogućuje primjenu topline u tehnološkim procesima.

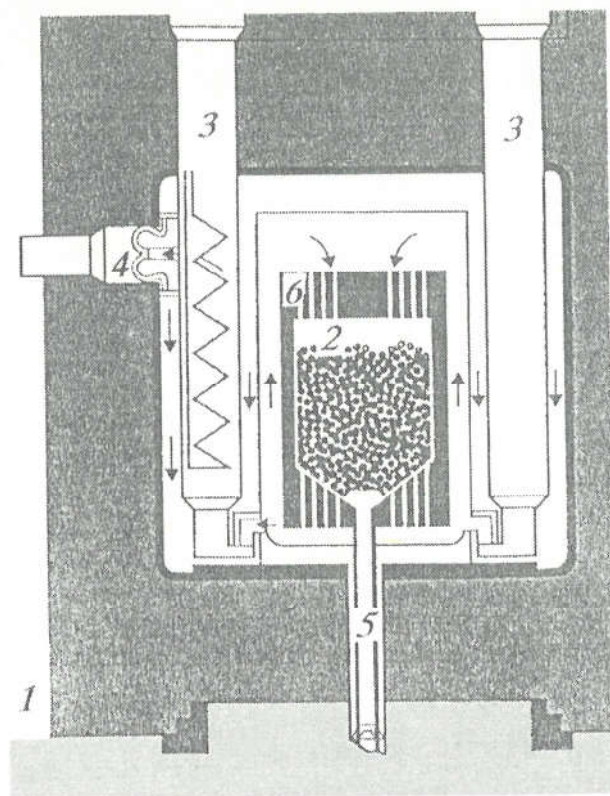
Sigurnost visokotemperaturnog reaktora zasniva se na veoma visokoj temperaturnoj izdrživosti grafita (temperatura sublimacije grafita je oko 3620 K), na kemijskoj inertnosti helija i na negativnom temperaturnom koeficijentu reaktivnosti reaktora. Ispitivanje na eksperimentalnom reaktoru AVR je pokazalo da temperatura goriva ne raste iznad 1900 K kada se kod specifične proizvodnje snage od nekih 3 kW/l obustavi hlađenje. Ostatna toplota se zbog visoke temperature grafita može odvesti iz jezgre samo vođenjem i isijavanjem, dakle bez potrebe za cirkulacijom plina.

Slično se ponaša i visokotemperaturni reaktor s prizmatičnim gorivnim elementima.

U slučaju ispada plinskih puhala iz pogona hladila ili gubitka tlaka hladila reaktor se zbog visoke temperature u jezgri (koja ostaje neoštećena) može učinkovito hladiti prirodnom cirkulacijom, dok mu negativni temperaturni koeficijent reaktivnosti osigurava potkri-



Slika 6.4.5. Kuglast gorivni element visokotemperaturnog reaktora: 1 – grafitna ljuska, 2 – grafitno punilo, 3 – obložene čestice nuklearnog goriva (visoko obogaćeni uran) i oplodnog materijala (torij), 4 – slojevi grafita, 5 – sloj silicijskog karbida, 6 – nuklearno gorivo ili oplodni materijal.



Slika 6.4.6. Shematski prikaz reaktorskog postrojenja visokotemperaturnog reaktora s kuglastim gorivnim elementima: 1 – reaktorska posuda od prednapregnutog betona, 2 – jezgra reaktora, 3 – parogenerator, 4 – plinsko puhalo, 5 – cijev za recirkulaciju gorivnih elemenata, 6 – grafitni reflektor s rashladnim kanalima.

tičnost. U tom je pogledu visokotemperaturni helijem hlađeni reaktor povoljniji od tlakovodnog reaktora.

Jedna od mogućih pogonskih nezgoda kod integralne izvedbe visokotemperaturnog plinom hlađenog reaktora je prodor vodene pare iz parogeneratora u primarni krug. Tlak u sekundarnom krugu mnogo je viši nego u primarnom (vidi tablicu 6.4.1), pa svaka pukotina na cijevima parogeneratora omogućuje ulazak vlage u jezgru reaktora i koroziju grafita. Intenzitet kemijske reakcije $C + H_2O \rightarrow CO + H_2$ bitno ovisi o temperaturi. Veoma je spora pri temperaturi grafita ispod 800 K, a postaje intenzivna kad ta temperatura dosegne 1500 K.

Primjena visokotemperaturnog reaktora u tehnološkim procesima je ispitana s više stajališta, među kojima možemo izdvojiti kao najvažnije:

- rasplinjavanje ugljena,
- dobivanje vodika,
- dobivanje topline za procese u kemijskoj industriji,
- desalinacija morske vode,
- tercijarna eksploatacija nafte.

Primjena visokotemperaturnih reaktora za rasplinjavanje ugljena i dobivanje vodika posebno je važna jer potencijalno omogućuje posrednu primjenu nuklearne energije u

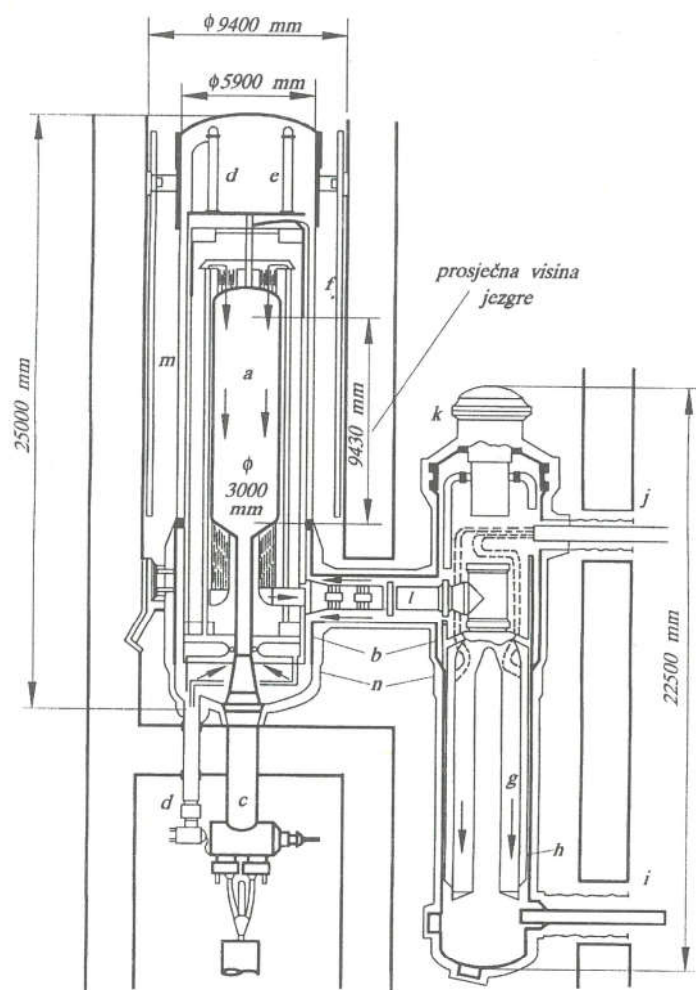
potrošača koji ne podnose njezinu izravnu primjenu (kućanstva, transport, razne industrije i sl.)

Modularni tip visokotemperaturnog reaktora

Da bi se pojednostavile i standardizirale komponente opreme visokotemperaturnog plinom hlađenog reaktora, njemačke tvrtke Siemens i Interatom razvile su projekt modularnog visokotemperaturnog reaktora. To je reaktor termičke snage 200 MW s jezgrom koja sadrži prije opisane kuglaste elemente promjera 60 mm.

Postrojenje je shematski prikazano slikom 6.4.7.

Postrojenje se sastoji od dviju čeličnih posuda i spojnog koaksijalnog cjevovoda. Jedna posuda obuhvaća postrojenje nuklearnog reaktora, a druga parogenerator i plinsko puhalo.



Slika 6.4.7. Modulni visokotemperaturni plinom hlađeni reaktor: a – jezgra reaktora, b – reaktorska posuda, c – ispuštanje goriva, d – male kuglice apsorbira, e – apsorpcijska šipka u reflektoru, f – punjenje goriva, g – parogeneratorske cijevi, h – vanjska obloga cijevnog snopa, i – napojna voda, j – parovod, k – plinsko puhalo, l – cjevovod toplog plina, m – površinski hladnjak, n – toplinska izolacija.

Reaktorska posuda (visoka 25 m, s promjerom 5,9 m) sadrži reaktorsku jezgru promjera oko 3 m i visoku oko 9,5 m te u donjem dijelu postrojenje za recirkulaciju nuklearnog goriva.

Parogeneratorska posuda visoka 22,5 m sadrži cijevne registre i u gornjem dijelu plinsko puhalo. Helij cirkulira kroz jezgru prema dolje te s izlaznom temperaturom od nekih 1000 K ulazi u parogenerator, zatim ohlađen u plinsko puhalo, koje ga kroz vanjski dio koaksijalnog cjevovoda i kroz vanjski plašt reaktorske posude tjera na vrh jezgre.

Jedan je od kriterija za projekt jezgre reaktora bio da temperatura goriva ni u kojem slučaju ne smije prijeći 1870 K, jer uz tu temperaturu gorivo zadržava sve čvrste fizijske proizvode.

Taj kriterij je ograničio gustoću snage u jezgri reaktora na 3 kW/l.

Zbog malenog promjera jezgre nisu potrebne apsorpcijske šipke za gašenje reaktora koje prolaze kroz jezgru reaktora. Dovoljne su za tu svrhu šipke koje prolaze kroz bočni reflektor.

Ako nestane aktivno hlađenje jezgre, sva ostatna toplina može biti odvedena vođenjem i isijavanjem iz reaktorske posude i parogeneratorske. Iz tog razloga reaktoru nije potreban sustav za odvođenje ostatne topline radi zaštitnog hlađenja jezgre.

Smještaj parogeneratorske i jezgre reaktora u odvojene posude ima prednost jer u slučaju propuštanja parogeneratorske samo malena količina vodene pare ulazi u jezgru, što je važno radi smanjenja oksidacije grafita.

Ako je potrebno postrojenje s reaktorom veće snage od 200 MW, ono se sastavlja iz više standardiziranih modula. Neki tehnološki sustavi (priprema vode, čišćenje otpadnih plinova i sl.) mogu u tom slučaju biti zajednički za sve module.

Reference uz 6. poglavlje

1. K. Ethers, HTR Characteristics Affecting Reactor Physics, Proc. IAEA Course Reactor Theory and Power Reactors, Trieste 1980.
2. D. Feretić, Nuklearne elektrane, pogl. 4, Zagreb, Liber 1984.
3. Ullmann' Encyclopedia of Industrial Chemistry, Vol. A 17, VCH Verlagsgesellschaft mbH, Weinheim, 1991.
4. R. Moormann, K. Verfondern, Estimation of Severe Source Terms for HTGRs: State of the art, IAEA-SM-296/23P, Proc. Int. Symp. Sorrento 1988.
5. F. R. Rahn i dr, Spravočnik po jadernoij energotehnologiji, pogl. 13, Moskva, Energoizdat 1989.
6. High Temperature Gas-Cooled Reactors, Vol 4, DOE-NASAP, Feb. 1979.
7. R. A. Knief, Nuclear Energy Technology, McGraw-Hill Co, New York 1981.
8. R. K. Lester i dr., NPP Innovation in 1990s, MIT, Cambridge, Mass. 1983.
9. W. J. Prior i dr, Gas Cooled Reactors Operating Experience, Proc. Eur. Conf. Nucl. Energy Maturity, Paris 1975.
10. V. S. Boyer, High Temperature Reactors, Eur. Conf. Nucl. Energy Maturity, Paris 1975.
11. K. L. Lindackers i dr., Kernenergie Nutzen und Riziko, Deutsche Verlag-Anstalt Stuttgart 1970.
12. F. X. Gavigan, U.S. Advanced Reactor System, IAEA Conf. Nucl. Power Performance and Safety, IAEA-CN-48/196, Vienna 1987.

7. Nuklearne elektrane s reaktorima hlađenim tekućim metalom (LMFBR)

7.1. Principi djelovanja reaktora hlađenih tekućim metalom

Reaktori hlađeni tekućim metalom pripadaju u posebnu kategoriju reaktora i bitno se razlikuju od reaktora opisanih u poglavljima 3 do 6. Naime, prije opisani reaktori pripadaju skupini tzv. **termičkih reaktora**, jer se kod njih pretežan broj fisija izaziva usporenim odnosno termičkim neutronima. Obratno, reaktori kod kojih se fisije odvijaju uglavnom pod djelovanjem neusporenih brzih neutrona zovu se **brzi reaktori**.

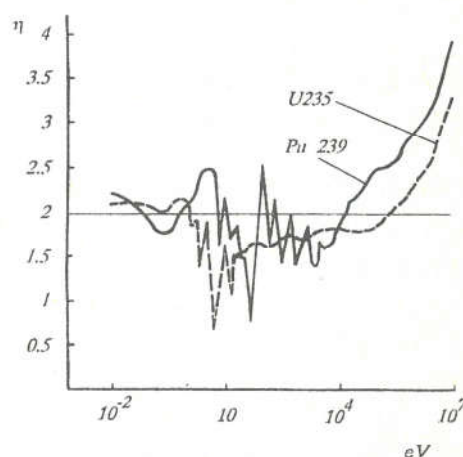
Tekućim se metalima hlade isključivo brzi reaktori, dakle reaktori kod kojih se kritičnost postiže bez usporavanja neutrona. Važni su za primjenu u nuklearnoj energetici **brzi oplodni reaktori**. To su brzi reaktori kod kojih je faktor konverzije (oplodnje) veći od jedinice (ONE, 8.8). Za stupanj oplodnje je mjerodavan parametar η -1, koji najvišu vrijednost postiže upravo kod brzog reaktora s plutonijem kao nuklearnim gorivom. Ovisnost faktora η o energiji neutrona za ^{235}U i ^{239}Pu prikazuje slika 7.1.1.

Na osnovi provedene diskusije proizlazi da bi naslov ovog poglavlja mogao biti i nuklearne elektrane s brzim oplodnim reaktorima. Međutim, zbog opće kategorizacije reaktora prema vrsti rashladnog fluida odabran je dani naslov. U literaturi se reaktori razmatranog tipa označuju kraticom LMFBR (*Liquid Metal Fast Breeder Reactor*).

U prošlosti su se oplodni reaktori pokušavali ostvariti uz hlađenje s drugim rashladnim fluidima (plin, voda, rastaljene soli), međutim svi izgrađeni oplodni reaktori za potrebe energetike jesu brzi reaktori hlađeni tekućim metalom. Stoga ćemo razmatrati jedino taj tip oplodnih reaktora.

Razlozi za izbor tekućeg natrija kao rashladnog fluida brzih reaktora su višestruki. Navest ćemo najbitnije.

- Tekući natrij zbog svoje relativno visoke atomske mase malo utječe na usporavanje neutrona. Spektar neutrona u brzom reaktoru hlađenom tekućim natrijem stoga je samo nešto mekši od spektra fisijskih neutrona (ONE, 7).



Slika 7.1.1. Broj fisijskih neutrona po apsorbiranom neutronu u nuklearnom gorivu (faktor η) za ^{235}U i ^{239}Pu u funkciji energije neutrona.

- Temperatura kipljenja natrija je visoka (1156 K), viša je od maksimalne radne temperature rashladnog fluida u brzim reaktorima. Stoga se tekući metal visoke temperature može držati na atmosferskom tlaku.
- Pri hlađenju tekućim metalom postižu se visoki koeficijenti prijelaza topline, ponajprije zbog visoke toplinske vodljivosti tekućeg metala (ONE, 11.8).

Osim navedenih prednosti primjena tekućeg metala kao rashladnog sredstva reaktora ima i nedostataka. Neki značajniji nedostaci jesu:

- Aktiviranje u reaktoru. Iz ^{23}Na pri zračenju neutronima nastaje radioaktivni ^{24}Na . Dobra je strana što poluvrijeme raspada tog izotopa nije dugo (15h).
- Natrij je zapaljiv na zraku i burno reagira s vodom (kemijska reakcija, $2\text{Na} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow 2\text{NaOH} + \text{H}_2$), stoga ako cijev parogeneratorska propušta javlja se opasnost od te pojave.
- Natrij je krut na sobnoj temperaturi (temperatura taljenja je 371 K), pa rashladni sustav treba grijati kada je reaktor izvan pogona.
- Natrij je neproziran, pa inspekcija opreme optičkim sredstvima nije moguća.
- Protok tekućeg natrija izaziva koroziju i eroziju metalnih površina.

Jedna od bitnijih karakteristika jezgre brzog reaktora je njezina velika kompaktnost. Naime, zbog nepostojanja moderatora, u jezgri reaktora treba osim prostora za nuklearno gorivo i oplodni materijal osigurati samo potrebne kanale za protok rashladnog fluida. Zbog toga je gustoća snage koja se postiže u jezgri brzog reaktora hlađenom natrijem mnogo veća nego kod drugih reaktorskih sustava. Kod tlakovodnih reaktora gustoća snage u jezgri je oko 100 kW/l, a kod brzih oplodnih reaktora i do 400 kW/l. (Radi usporedbe, te su vrijednosti kod grafitnih plinom hlađenih reaktora između 1 i 8 kW/l).

Kritičnost jezgre brzog reaktora je moguća samo uz uvjet da je gorivo obogaćeni uran ili plutonij. Sadržaj fisilnog izotopa u gorivu mora biti oko 20% (UNE, 4).

7.2. Razvoj i izvedbe reaktora hlađenih tekućim metalima

S razvojem brzih reaktora započelo se na samom početku razvoja nuklearne energetike. Prvi brzi reaktor hlađen tekućim metalom (nazvan EBR-1, skraćeno od *Experimental Breeder Reactor*) pušten je u pogon u SAD još 1952. godine. Valja podsjetiti da je upravo primjenom tog reaktora prvi put u svijetu proizvedena električna energija iz nuklearne elektrane. Kasnije su se uključile u razvoj brzog tipa reaktora i druge zemlje (ponajprije Velika Britanija, Francuska, Njemačka, Japan i Sovjetski Savez). Dakle one zemlje koje inače samostalno razvijaju nuklearnu energetiku.

Temeljni motiv za razvoj brzih reaktora je učinkovitije korištenje i proširenje ekonomski raspoloživih zaliha nuklearnih sirovina te, za neke zemlje, i smanjenje ovisnosti od dugoročnog uvoza energije.

Kada govorimo o proširenju zaliha nuklearnih sirovina upotrebom oplodnih reaktora, treba imati na umu dvije činjenice:

- Oplodni reaktori iskorišćuju energetske potencijal nuklearnog goriva i do 70 puta više nego termički reaktori.
- Udio cijene nuklearne sirovine u cijeni energije je kod nuklearne elektrane s brzim reaktorom veoma nizak (reda 1% ili niže), pa je granično podnošljiva cijena urana za brze reaktore vrlo visoka. Time se zalihe urana iskorištenje kojih dolazi u obzir za upotrebu u brzim reaktorima bitno povećavaju. Poznato je naime da se zalihe svake sirovine određuju prema najvišoj podnošljivoj cijeni iskorištenja.

Nuklearne se sirovine u termičkim reaktorima veoma neracionalno iskorišćuju (energetski potencijal nuklearnog goriva se primjerice u tlakovodnim reaktorima iskorišćuje sa svega oko 1%).

Zbog usporavanja nuklearnih programa u 1980-im godinama smanjila se potrošnja urana, a time i neposredni interes za gradnju brzih oplodnih reaktora. Izgrađeno je svega nekoliko prototipnih i demonstracijskih nuklearnih elektrana s tim reaktorima u Francuskoj, Njemačkoj, Japanu i Sovjetskom Savezu, pri čemu su francuska dostignuća na tom polju najvažnija. Prema današnjim spoznajama ne očekuje se bitniji udio nuklearnih elektrana s brzim reaktorima u energetici prije druge trećine idućeg stoljeća (iako je glavna tehničkih problema vezanu uz gradnju i pogon brzih oplodnih reaktora već svladana). Osim sporijeg rasta cijene nuklearnog goriva od očekivanog, nepovoljno utječe na razvoj brzih oplodnih reaktora i potreba za kontinuiranom preradom njihovog istrošenog goriva (bez recikliranja plutonija ne može se ostvariti oplodnja) i u vezi s tim potreba za odlaganjem visokoradioaktivnog otpada. Nadalje, ekonomičnost proizvedene energije u nuklearnim elektranama s brzim oplodnim reaktorima dovode u pitanje i veći investicijski troškovi gradnje takvih elektrana.

Potencijalno značenje imaju i brzi reaktori koji umjesto gorivnog ciklusa uran-plutonijski koriste gorivni ciklus torij-uran, iako je prema današnjim saznanjima njihova primjena prilično daleka i neizvjesna.

Kada je riječ o izvedbama nuklearnih reaktora s brzim reaktorima hlađenih tekućim metalom treba primijetiti da im je zajednička karakteristika osim primjene niskog tlaka u primarnom rashladnom krugu, još i izvedba s posrednim hlađenjem parogeneratorskog kruga. Bilo je naime prije primijećeno da je natrij u primarnom krugu do neke mjere radioaktivan, kao i da burno reagira s vodom. Da bismo odvojili radioaktivni natrij od natrija koji bi (ako cijev parogeneratorskog kruga propušta) mogao reagirati s vodom, parogenerator se hladi natrijem, koji ne prolazi kroz reaktor nego prima toplinu iz primarnoga kruga preko izmjenjivača topline (takozvanog primarnog izmjenjivača topline).

Prema smještaju komponenata primarnoga kruga u reaktorskom postrojenju razlikujemo dvije izvedbe brzih reaktora:

- integralni ili bazenski tip u kojemu se i jezgra i komponente primarnoga kruga nalaze u reaktorskoj posudi,
- neintegralni tip kod kojega je samo reaktorska jezgra smještena u reaktorskoj posudi.

Prvu izvedbu pretpostavljaju u Francuskoj, bivšem Sovjetskom Savezu (Rusiji) i Velikoj Britaniji, a drugu u SAD, Njemačkoj i Japanu.

Svaka izvedba ima prednosti i nedostataka.

Prednost je bazenske izvedbe u:

- lakšem svladavanju temperaturnih prijelaznih pojava u primarnom krugu zbog velike mase natrija u bazenu (koji je zapravo reaktorska posuda),
- lakšem osiguranju hlađenja jezgre prirodnom cirkulacijom,
- zadržavanju radioaktivnog natrija u reaktorskoj posudi dvostrukih stijenki (što je posebno važno kada natrij sadrži i fisijske proizvode zbog propuštanja obloga gorivnih šipki),
- manjoj neutronske dozi na reaktorsku posudu,
- ravnomjernijoj temperaturi natrija uz stijenku posude.

Prednost neintegralne izvedbe je u:

- manjoj reaktorskoj posudi,
- oslobađanju reaktorske posude od tereta primarnih pumpi i izmjenjivača topline,
- lakšem održavanju komponenata primarnoga kruga.

Budući da je broj ukupno izgrađenih nuklearnih elektrana s brzim oplodnim reaktori-
ma malen, nije naodmet dati pregled osnovnih karakteristika izvedenih nuklearnih elektra-
na s tim reaktorima. Takav je pregled dan u tablici 7.2.1.

Tablica 7.2.1. Karakteristike nuklearnih elektrana s brzim oplodnim reaktorima

Naziv elektrane	Phenix	SNR-300	Monju	PFR	CRFBR	BN350	BN600	S.Phe.*
Zemlja	Franc.	Njem.	Japan	V.Brit.	SAD	Rus.	Rus.	Franc.
El. snaga MW	250	312	300	250	250	360	600	1200
Snaga reaktora MW	568	762	714	612	975	1000	1470	3000
Izvedba**	int.	neint.	neint.	int.	neint.	neint.	int.	int.
Broj primarnih rashl. krugova	3	3	3	3	3	6	3	4
Broj sekundarnih rashl. krugova	3	3	3	3	3	6	3	4
Broj primarnih pumpi	3	3	3	3	3	6	3	4
Broj primarnih izmj. topline	6	9	6	3	3	6	3	4
Temperatura natrija - ulaz K - izlaz K	658 825	650 819	670 802	667 823	661 808	573 773	653 823	668 818
Temperatura pare K	783	768	756	786	735	708	778	760
Tlak pare MPa	16,8	16,0	12,5	12,8	10,0	4,9	14,2	18,4
Reakt. posuda - promjer m - visina m	11,8 12,0	6,7 15,0	7,0 18,0	12,2 15,2	6,2 18,2	6,0 11,9	12,8 12,6	21,0 17,3
Volumen reakt. jezgre m ³	1,29	2,36	2,34	1,54	2,63	2,08	2,50	10,1
Masa goriva u jezgri - UO ₂ t - PuO ₂ t	3,8 0,8	4,2 1,65	5,2 1,5	3,1 0,9	– –	7,3 –	8,5 –	30,6 6,3
Pros. gustoća snage u jezgri kW/l	406	290	300	380	380	430	550	285
Odnos oplodnje	1,16	1,0	1,2	1,2	1,23	1,3	1,3	1,18
Godina ulaska u pogon	1974	1987	1993	1977	***	1973	1980	1986

* Super Phenix

** odnosi se na tip izvedbe integralna/neintegralna

*** gradnja obustavljena

Tehnički podaci o izvedenim postrojenjima

Da bi se dobio uvid u značajke nuklearnih elektrana s brzim oplodnim reaktorima, razmotrit ćemo njihove izvedbe, posebno integralnog a posebno neintegralnog tipa.

Postrojenje brzog oplodnog reaktora integralnog tipa

Tipičan primjer nuklearne elektrane s brzim oplodnim reaktorom u integralnoj izvedbi je nuklearna elektrana Phenix u Francuskoj. Principijelnu shemu nuklearne elektrane daje slika 7.2.1.

Najbitnija karakteristika razmatrane izvedbe reaktorskog postrojenja je smještaj reaktorske jezgre, primarnog izmjenjivača i pumpe za natrij u reaktorskoj posudi (bazenu). Ta je posuda bitna za sigurnost jer osigurava potopljenost a time i hlađenje jezgre. Zbog toga se izvodi kao dvostruka posuda s detektorom propuštanja natrija između unutarnje i vanjske stijenke (vanjska se posuda inače naziva sigurnosna posuda).

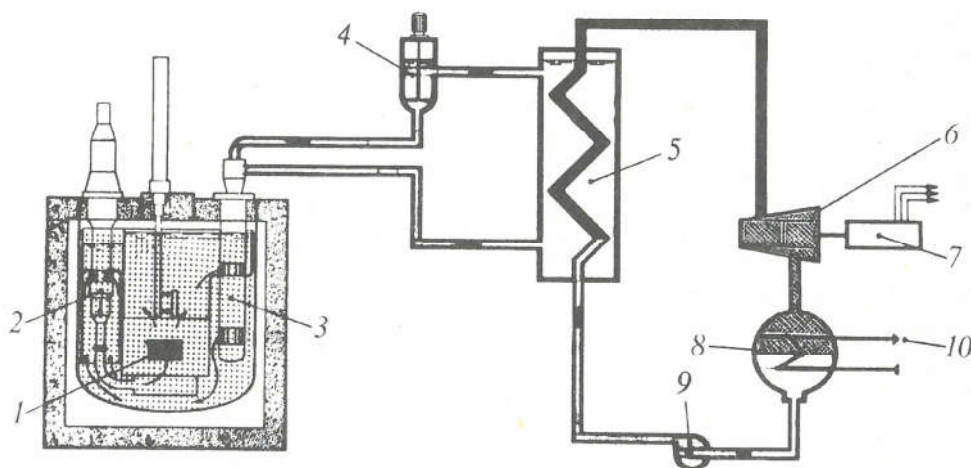
Primarni izmjenjivač topline hlađen je natrijem iz sekundarnog kruga, koji svoju toplinu predaje parogeneratoru. Pregrijana para visokog tlaka odvodi se iz parogeneratora u parnu turbinu.

Slika 7.2.2. daje presjek primarnog reaktorskog postrojenja u nuklearnoj elektrani Phenix. Pomoću opisa uz sliku mogu se raspoznati pojedini elementi postrojenja.

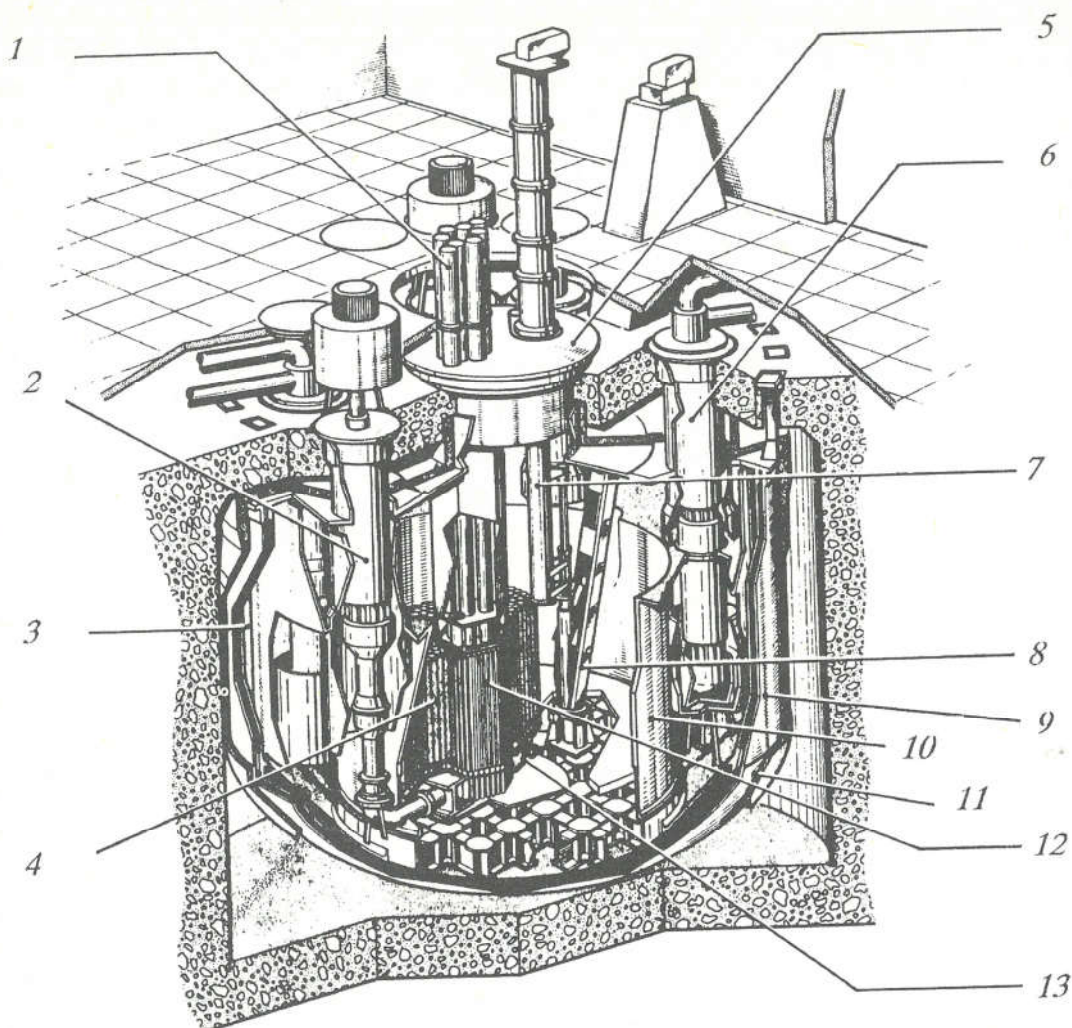
Reaktorsko postrojenje nuklearne elektrane Superphenix (koje je građeno na temelju iskustva s nuklearnom elektranom Phenix) po izvedbi je prilično slično reaktorskom postrojenju nuklearne elektrane Phenix, kao što se može uočiti iz slike 7.2.3.

Pogled na jezgru reaktora nuklearne elektrane Phenix daje slika 7.2.4.

Jezgre brzih oplodnih reaktora imaju posebnu strukturu. Izvedbom jezgre treba osigurati što učinkovitiju regulaciju reaktivnosti, dobro iskorištenje neutrona za oplodnju i zaštitu okoline od brzih neutrona. Jezgra u radijalnom presjeku u pravilu sadrži aktivni dio koji tvore dvije zone goriva iz miješanih oksida ($\text{UO}_2 + \text{PuO}_2$). Unutarnja zona sadrži niže, a vanjska više obogaćenje (oko 15% odn. 18% volumnog sadržaja PuO_2). U aktivnom



Slika 7.2.1. Principijelna shema nuklearne elektrane s brzim reaktorom u integralnoj izvedbi: 1 – aktivni dio jezgre reaktora, 2 – primarna pumpa za natrij, 3 – primarni izmjenjivač topline natrij-natrij, 4 – sekundarna pumpa za natrij, 5 – parogenerator, 6 – turbina, 7 – generator, 8 – kondenzator, 9 – napojna pumpa, 10 – rashladna voda kondenzatora.

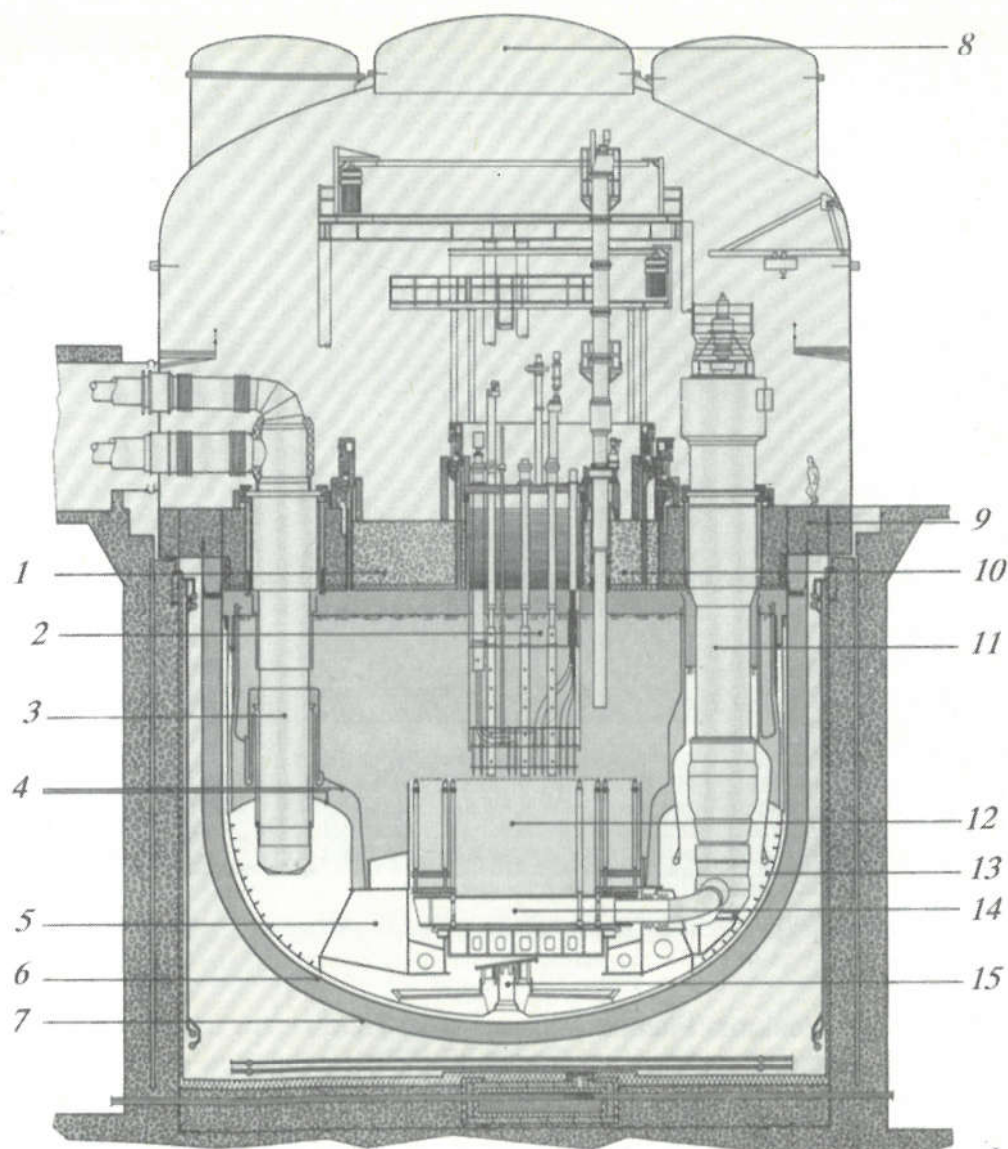


Slika 7.2.2. Reaktorsko postrojenje nuklearne elektrane Phenix: 1 – pogon regulacijskih šipki, 2 – primarna pumpa za natrij, 3,10 – unutarnja posuda reaktora, 4 – oplodni materijal i neutronske štiti, 5 – zakretni čep, 6 – primarni izmjenjivač topline natrij-natrij, 7,8 – mehanizmi za rukovanje gorivom, 9,11 – reaktorska posuda dvostrukih stijenki, 12 – aktivni dio jezgre reaktora, 13 – potporna konstrukcija jezgre.

dijelu jezgre smještene su regulacijske šipke i zaustavne šipke. Oko aktivnog dijela jezgre (ako je riječ o tzv. homogenoj jezgri) postavlja se oplodni dio, sastavljen od osiromašenog urana (oko 0,3% sadržaja ^{235}U), a ima zadatak da apsorbira što veći dio izbjeglih neutrona iz jezgre. Kao alternativa, kod jezgara koje se nazivaju heterogenim oplodni dio smješta se i u aktivnom dijelu jezgre.

Brze neutrone koji izlaze iz oplodnog dijela treba vratiti u jezgru, ili ih radi zaštite okoline apsorbirati. Vraćanje dijela neutrona ostvaruje se njihovim elastičnim raspršenjem u zoni čeličnih šipki oko jezgre, dok apsorpciju izbjeglih neutrona preuzimaju šipke iz bornog karbida B_4C (koje imaju sposobnost i usporavanja neutrona i njihove apsorpcije).

Kada je riječ o zaštiti od neutrona važno je napomenuti da je tok neutrona u brzom reaktoru mnogo veći (oko 100 puta veći) od neutronskega toka u tlakovodnim reaktorima,



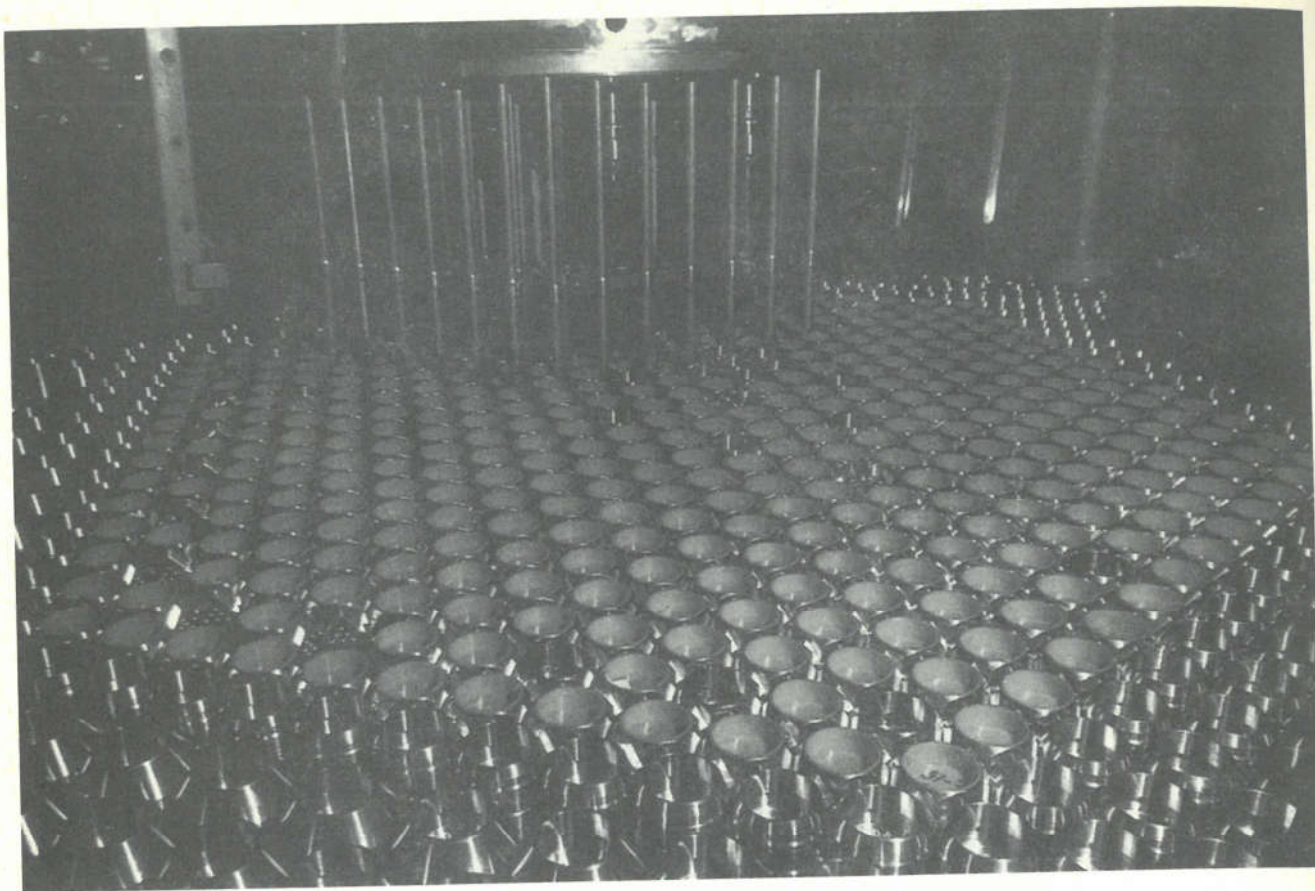
Slika 7.2.3. Reaktorsko postrojenje nuklearne elektrane Superphenix: 1 – veliki zakretni zatvarač, 2 – zatvarač iznad jezgre, 3 – primarni izmjenjivač topline natrij-natrij, 4 – unutarnja posuda reaktora, 5 – limovi za usmjeravanje toka natrija, 6 – primarna reaktorska posuda, 7 – sekundarna (sigurnosna) reaktorska posuda, 8 – kupola reaktora, 9 – poklopac reaktorske posude, 10 – mali zakretni zatvarač, 11 – primarna pumpa, 12 – jezgra reaktora, 13 – orebrena površina, 14 – donja potpora jezgre, 15 – sekundarna potpora.

te mu je primjerice kod reaktora nuklearne elektrane Superphenix maksimalna vrijednost $6,1 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2 \text{ s}$.

S vanjske strane apsorbera neutrona smješteno je spremište ozračenog goriva. Gorivo se tu smješta do otpremanja u bazen za ozračeno gorivo.

Kao primjer, presjek jezgre projektiranog europskog brzog reaktora snage 1440 MW prikazan je slikom 7.2.5.

Gorivni element brzog reaktora ima u aksijalnom smjeru sličnu strukturu kao što je radijalna struktura jezgre. U sredini se nalazi gorivo, na obje strane je oplodni materijal. Na dnu i vrhu gorivnog elementa je neutronska zaštita.



Slika 7.2.4. Pogled na jezgru reaktora nuklearne elektrane Phenix.

Gorivni element reaktora Phenix prikazuje slika 7.2.6.

Promjer gorivne šipke je 6 do 7 mm. Spiralna žica održava razmak između šipki potreban za prolaz natrija.

Gorivni elementi su šesterokutni sklopovi, od kojih svaki sadrži veći broj (kod reaktora Superphenix 271) gorivnih šipki. Oplodni elementi sadrže manji broj (do 90) šipki oplodnog materijala. Kod reaktora Phenix broj gorivnih elemenata je 103 (55 u unutarnjoj i 48 u vanjskoj zoni) i 90 elemenata s oplodnim materijalom. Superphenix sadrži, dakako više gorivnih elemenata (364) i više oplodnih elemenata (234).

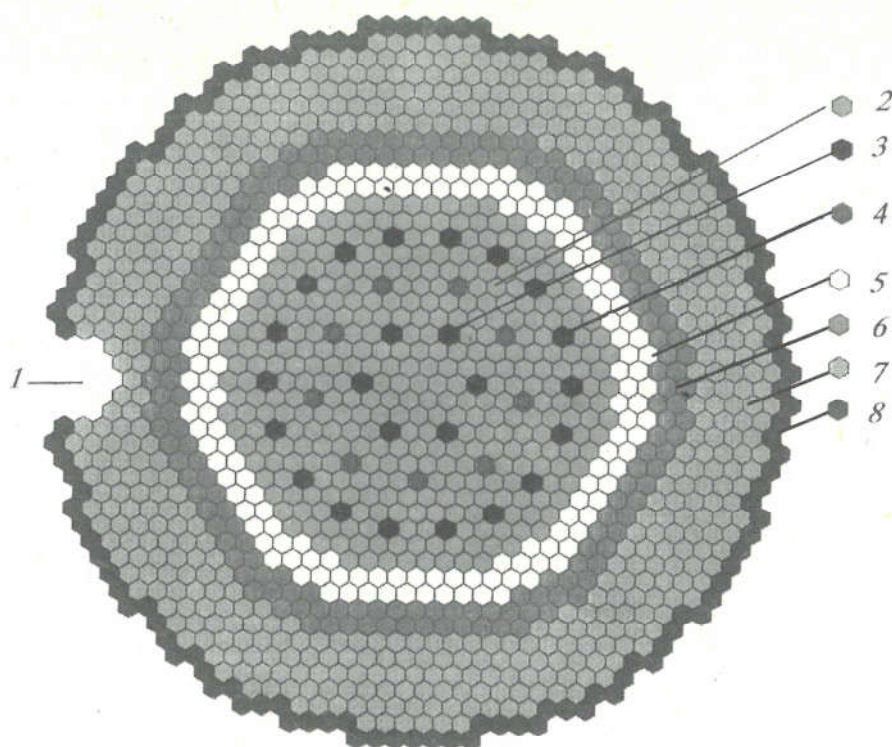
Materijal obloga gorivnih šipki i konstrukcijski materijal gorivnih elemenata je nehrđajući čelik.

Odgor goriva u brzom reaktoru je mnogo viši nego u termičkim reaktorima. Kod reaktora Superphenix očekuju se vrijednosti odgora između 70 000 i 100 000 MWd/t.

Apsorpcijske šipke za regulaciju snage i obustavu reaktora jesu cijevi od nehrđajućeg čelika ispunjene karbidom bora. Regulacijski sklopovi sastavljeni su od više regulacijskih šipki. Na primjer, kod reaktora Superphenix reguliranje i obustava reaktora obavlja se s 21 sklopova, od kojih se svaki sastoji od 31 apsorpcijskih šipki.

U reaktorskoj posudi je iznad vrelog natrija zaštitni sloj argona, kojim se natrij štiti od samozapaljenja u zraku.

Gorivo i oplodni materijal premještaju se zakretanjem ekscentričnih čepova na poklopcu reaktorske posude. Postoje tri čepa: Čep jezgre (nosi regulacijske šipke i instrumentaciju jezgre) nalazi se u manjem zakretnom čepu. Manji zakretni čep smješten je pak



Slika 7.2.5. Jezgra brzog oplodnog reaktora (projekt europskog brzog reaktora snage 1440 MW): 1 – prostor za rukovanje gorivom, 2 – nuklearno gorivo, 3 – regulacijske i zaustavne šipke, 4 – dodatne zaustavne šipke, 5 – oplodni materijal, 6 – neutronske štit od čeličnih šipki, 7 – neutronske štit od B₄C, 8 – skladište ozračenog goriva.

ekscentrično u velikom zakretnom čepu. Tim je sustavom omogućeno radijalno i aksijalno pomicanje gorivnih i oplodnih elemenata u jezgri kao i premještanje tih elemenata između jezgre i privremenog skladišta ozračenog goriva.

Slika 7.2.7. pokazuje montažu velikoga zakretnog čepa u reaktoru elektrane Superphenix.

Nakon vađenja iz jezgre gorivo se najprije dovodi u spremište, smješteno uz vanjsku stranu biološkog štita jezgre. Nakon isteka vremena hlađenja goriva transportni mehanizmi kroz dvije koso položene cijevi premještaju gorivne elemente u bazen za odzračeno gorivo.

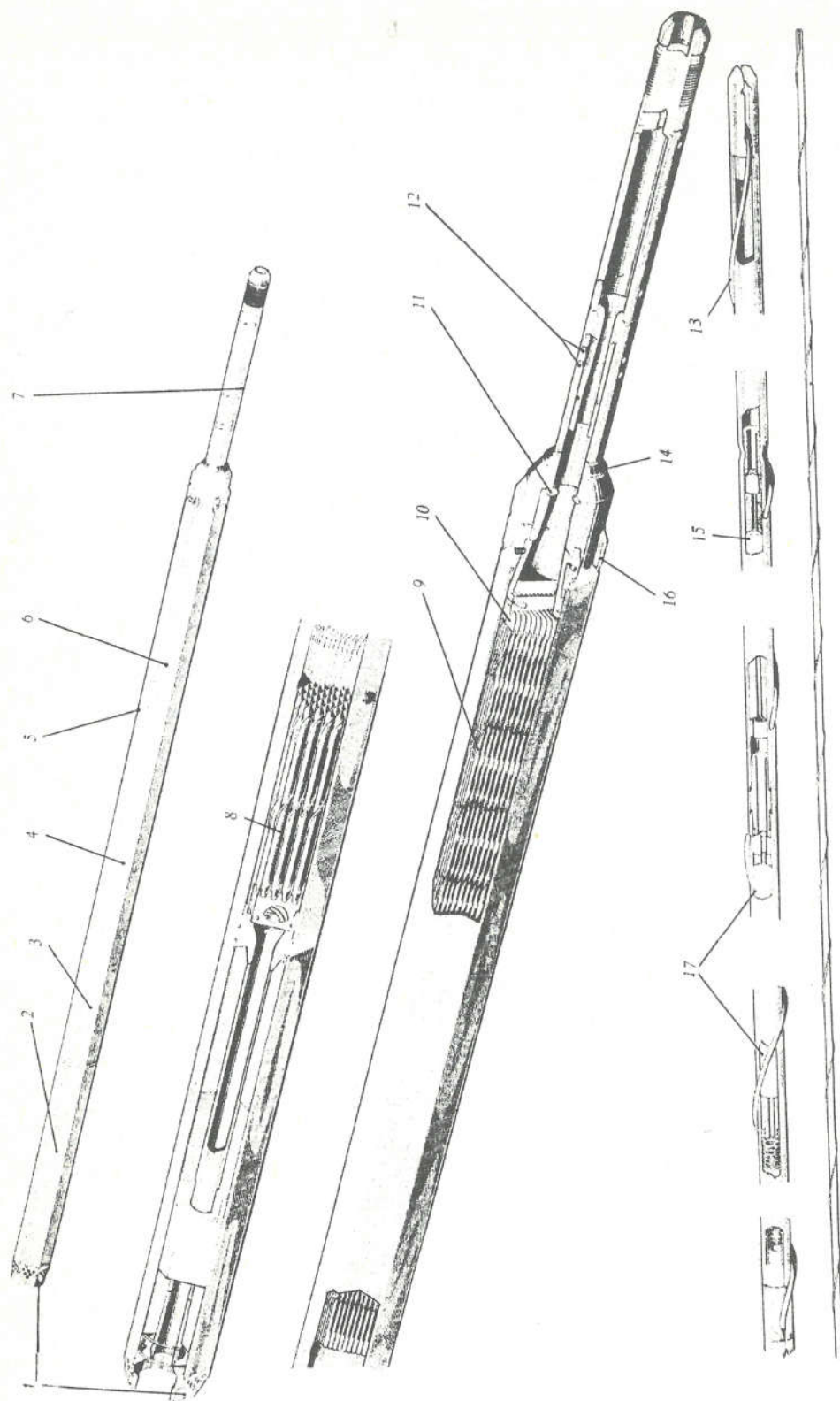
Postrojenje brzog oplodnog reaktora neintegralnog tipa

Shemu izvedbe postrojenja brzog reaktora s neintegralnim reaktorom prikazuje slika 7.2.8.

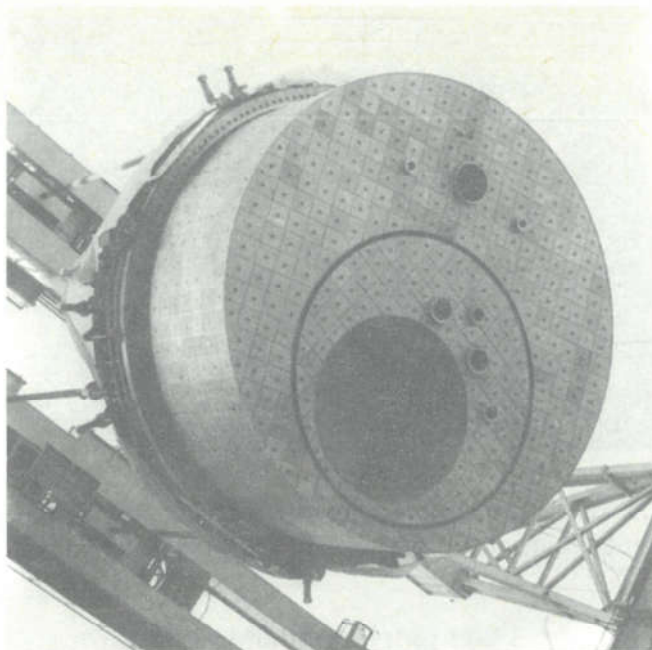
Shema se odnosi na reaktorsko postrojenje njemačke nuklearne elektrane SNR-300.

U osnovi je primarni krug reaktora sličan kao kod tlakovodnih reaktora. Sastoji se od reaktorske posude iz koje izlaze cjevovodi s vrelim natrijem (temperature natrija navedene su na slici), natrij se odvodi u primarni izmjenjivač topline i primarnu pumpu koja ga vraća u reaktorsku posudu. Izgled primarnog izmjenjivača topline (izmjenjivač natrij-natrij) prikazuje slika 7.2.9.

U sekundarnom krugu parogenerator se grije neradioaktivnim natrijem. Radi poboljšanja termičkog stupnja djelovanja parnog ciklusa parogenerator je podijeljen na isparivačku i dvije pregrijačke sekcije, od kojih jedna radi na višem tlaku pare, a druga na nižem

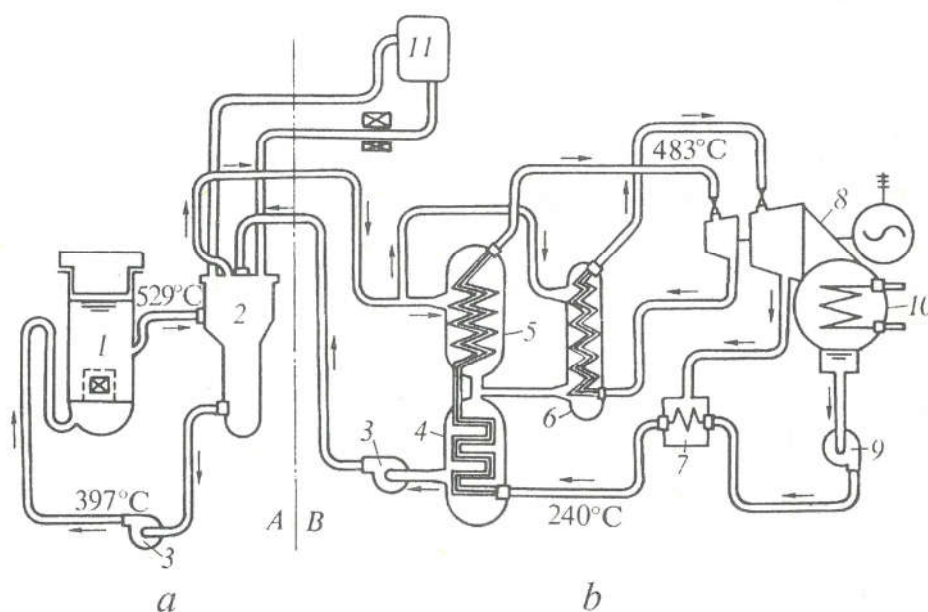


Slika 7.2.6. Gorivni element brzog oplodnog reaktora Phenix: 1 - vodilica hvataljke mehanizma za rukovanje nuklearnim gorivom, 2 - gornji neutronske štiti, 3 - oplodni materijal, 4 - fiksni materijal, 5 - heksagonalna obloga gorivnog elementa, 6 - oplodni materijal, 7 - podnožje, 8 - šipke s oplodnim materijalom (38 šipki), 9 - šipke s oplodnim materijalom (217 šipki), 10 - potpore šipki, 11 - prigušnica za reguliranje protoka natrija kroz gorivni element, 12 - otvori za ulaz natrija, 13 - spiralna žica oko gorivne šipke, 14 - kuglast ležaj, 15 - tablete UO_2 , 16 - otvori za pozicioniranje gorivnog elementa, 17 - tablete iz "miješanih oksida" ($\text{UO}_2 + \text{PuO}_2$).



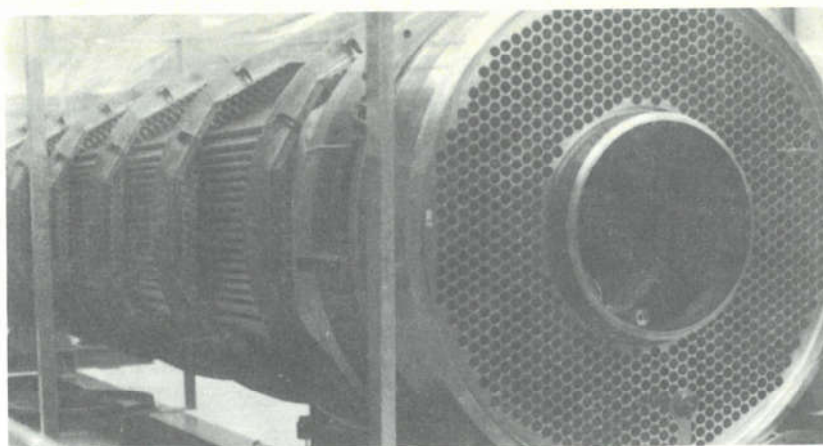
Slika 7.2.7. Montaža velikog zakretnog čepa reaktora za nuklearnu elektranu Superphenix.

tlaku pare. Nakon ekspanzije u visokotlačnom dijelu turbine visokotlačna para ulazi u međupregrijač iz kojeg, dogrijana na približno istu temperaturu kao i svježa visokotlačna para, ulazi u niskotlačni dio turbine.



Slika 7.2.8. Shema nuklearne elektrane SNR-300 s brzim reaktorom neintegralne izvedbe: 1 – nuklearni reaktor, 2 – primarni izmjenjivač toplote natrij – natrij, 3 – primarna i sekundarna pumpa za natrij, 4 – isparivačka sekcija parogeneratorsa, 5 – pregrijač svježe pare, 6 – međupregrijač, 7 – regenerativni predgrijač kondenzata, 8 – turboagregat, 9 – pumpa kondenzata, 10 – kondenzator, 11 – spremnik natrija.

a – primarno postrojenje reaktora
b – sekundarno postrojenje reaktora



Slika 7.2.9. Izmjenjivač topline natrij-natrij u primarnom postrojenju nuklearne elektrane s brzim reaktorom SNR-300.

Specifični sigurnosni problemi kod natrijem hlađenih reaktora

Sigurnosni problemi vezani uz pogon natrijem hlađenih brzih oplodnih reaktora prilično se razlikuju od sigurnosnih problema svojstvenih termičkim reaktorima. Navest ćemo ukratko samo najvažnije sigurnosne probleme.

- Budući da se kod brzog reaktora kritičnost jezgre postiže bez potrebe za usporavanjem neutrona (tj. bez moderatora) postoji mogućnost zadržavanja kritičnosti jezgre (pa čak i uz veću reaktivnost) i kod promijenjene geometrije jezgre. Takav slučaj nastaje pri deformaciji gorivnih elemenata zbog pregrijanja kao i kod rastaljene jezgre. To je tzv. sekundarna kritičnost, koja nije moguća kod termičkih reaktora.
- Ako se u jezgri pojavi visoka temperatura, može doći do isparivanja natrija. Ta pojava smanjuje apsorpciju neutrona u natriju i zbog toga povećava reaktivnost (kažemo da reaktor ima pozitivan koeficijent reaktivnosti šupljina).

Iz navedenog proizlazi da uvjeti za sigurnu obustavu pogona (udvojeni i neovisni sustavi za obustavu) kao i zaštita od gubitka rashladnog fluida moraju biti još stroži nego kod termičkih reaktora.

- Temperaturni koeficijent reaktivnosti goriva (Dopplerov koeficijent) uvijek je negativan. Utjecaj Dopplerova koeficijenta ovisi o spektru neutrona (odnosno u udjelu rezonantnih neutrona u spektru). Negativniji je kod jezgre koja sadrži veću količinu materijala koji raspršuje neutrone jer je tada spektar neutrona nešto mekši. Ovisi i o geometrijskom rasporedu oplodnog materijala (koji sadrži ^{238}U) u jezgri. Negativniji je kod tzv. heterogene jezgre kod koje je oplodni materijal smješten i u sredini jezgre, a ne samo na njezinoj periferiji.
- Ukupni temperaturni koeficijent reaktivnosti reaktora mora biti negativan. Pri tome treba imati na umu da kod brzog reaktora bitan doprinos negativnom temperaturnom koeficijentu reaktivnosti daje povećan bijeg neutrona zbog ekspanzije jezgre i smanjenja gustoće natrija prilikom njezina zagrijavanja.
- Vrijeme trajanja ciklusa promptnih neutrona je u brzom reaktoru mnogo kraće nego u termičkom (iznosi oko 10^{-6} s), pa je porast snage u slučaju promptne kritičnosti veoma brz. Zbog toga je bitno da regulacijski sustav osigura reaktor od promptne kritičnosti. Treba imati na umu da je udio zakašnjelih neutrona kod jezgre koja sadrži

plutonij svega 0,2% (UNE, 8), pa se promptna kritičnost doseže već kod tolike reaktivnosti.

- Kod natrijem hlađenog reaktora je bitno sigurnosno pitanje vezano uz zaštitu natrija od požara i njegova dodira s vodom (kod te reakcije natrija i vode povećava se tlak u rashladnom sustavu i stvara vodik).

Unatoč navedenim sigurnosnim problemima, analize rizika od velikih kvarova u brzim reaktorima pokazuju da je vjerojatnost oštećenja jezgre kod njih niža nego kod tlakovodnih reaktora. Kao primjer analiza izvedena u Njemačkoj (GRS) je pokazala vjerojatnost nastanka takvog događaja kod brzog reaktora svega 2×10^{-8} slučajeva po reaktorskoj godini.

Reference uz 7. poglavlje

1. D. Feretić, Nuklearne elektrane, pogl. 5, Liber, Zagreb, 1984.
2. F. R. Adamantiades i dr., Spravočnik po jadrnoj energotehnologiji, prijevod s engleskog, Energoizdat, Moskva 1989.
3. Prototype Fast Reactor Power Station Phenix, CEA, France, 1974.
4. Superphenix, Novatom (France), 1985.
5. Fast Breeder Reactor, Toshiba Corporation, 1990.
6. The RNR 1500 Project, Electricite de France, Novatome, 1990.
7. R. A. Knief, Nuclear Energy Technology, Chapt IV-15, Hemisfere Publ. Co., New York 1981.
8. The European Fast Reactor, EFR Associates, 1990.
9. Liquid Metal Fast Breeder Reactor, DOE, Wash. D. C., 1979.
10. J. Y. Barre, General remarks on fast reactor physics, IAEA-SMR-44, Int. Centre for Theor. Phys. 1980.
11. P. N. Clough, D. Keir, Technical bases for source term estimation in liquid metal cooled fast breeder reactor (IAEA-SM-296/71P) Proc. Symp. on Severe Accidents in NPPs., Sorrento 1988.
12. F. C. Olds, Outlook for breeder reactors, Power Engineering, March 1979.

8. Sigurnosni aspekti projektiranja i izvedbe nuklearnih elektrana

8.1. Principi sigurnosnih mjera u nuklearnim elektranama

Sigurnost nuklearne elektrane jedan je od najbitnijih uvjeta za njezinu prihvatljivost kao energetskeg objekta. Postiže se nizom mjera u fazi projektiranja, gradnje i tijekom pogona.

U svojoj jezgri nuklearni reaktor sadrži veliku količinu radioaktivnih tvari, pretežno fisijskih proizvoda a mnogo manje aktivacijskih proizvoda. Gruba procjena iznosa radioaktivnosti u jezgri reaktora nuklearne elektrane je oko 1 kiri ($3,7 \times 10^{10}$ Bq) po vatu snage elektrane. Svaki prodor radioaktivnih tvari iz jezgre reaktora u okoliš ugrožava zdravlje i živote stanovništva u okolini nuklearne elektrane, stoga je sigurnost nuklearne elektrane određena stupnjem osiguranja okoliša od mogućnosti takvog prodora.

Osnova filozofije projektiranja nuklearne elektrane sa stajališta sigurnosti je tzv. obrana po dubini. Obrana po dubini sastoji se u poduzimanju mnogih sistematskih mjera za očuvanje funkcija opreme i sustava nuklearne elektrane važnih za sigurnost, i to tako da one u pogledu zaštite okoliša djeluju serijski, jedna nakon druge. Time se postiže da izgublenu funkciju jednog sustava važnog za sigurnost automatski preuzima drugi.

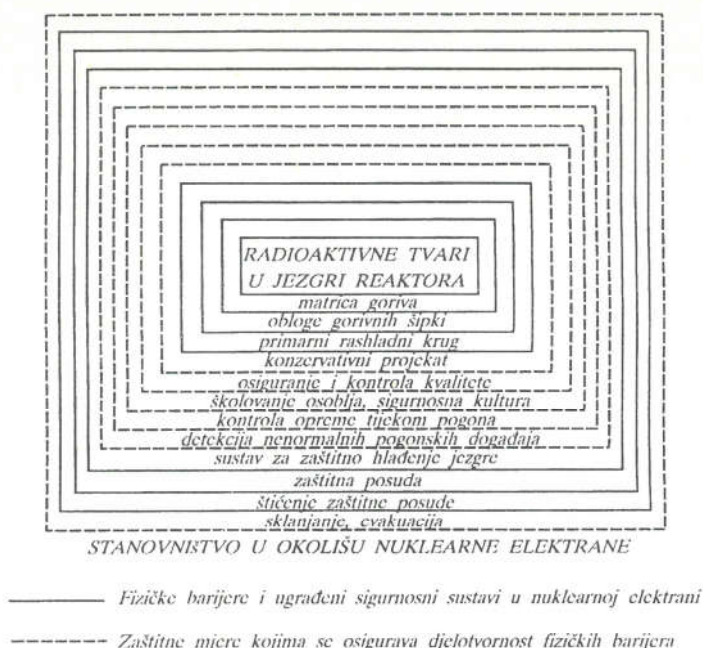
Kao osnova za razmatranje sigurnosnih mjera u nuklearnim elektranama uzeti će se one s lakovodnim reaktorima, jer su i sigurnosne analize pretežno vezane za tu vrstu nuklearnih elektrana.

Radi što potpunijeg pregleda sigurnosnih sustava i mjera u nuklearnoj elektrani (koje su i osnova nuklearne regulative u pojedinim zemljama), kao primjer, poslužit ćemo se načinom prikaza funkcija tih sustava i mjera prihvaćenih od Savjetodavne grupe za nuklearnu sigurnost Međunarodne agencije za atomsku energiju (INSAG - International Safety Advisory Group) u dokumentu INSAG-3.

Kao što je već naglašeno, obrana po dubini ogleda se u šticeanju stanovništva od radioaktivnih tvari u jezgri nuklearnog reaktora nizom serijski postavljenih barijera. Te barijere možemo razmatrati kao stvarne fizičke barijere ugrađene u nuklearnu elektranu i kao mjere koje se poduzimaju u nuklearnoj elektrani za zaštitu tih barijera. Bez takvih mjera bila bi djelotvornost fizičkih barijera umnogome umanjena. Pregled fizičkih barijera i mjera koje osiguravaju njihovu djelotvornost prikazuje slika 8.1.1.

Iz slike 8.1.1, vidimo da u elektrani postoje četiri serijski postavljene fizičke barijere koje sprečavaju prodor radioaktivnih tvari u okoliš:

- matrica nuklearnog goriva
- obloga gorivnog elementa



Slika 8.1.1. Barijere između radioaktivnih tvari u jezgri reaktora i okolnog stanovništva.

- primarni rashladni krug
- zaštitna posuda (kontejnment)

Ugrađeni tehnički sustavi u nuklearnoj elektrani koji štite djelotvornost navedenih fizičkih barijera jesu:

- sustav za zaštitno hlađenje jezgre reaktora
- sustav za štíćenje zaštitne posude.

Najbitnije mjere koje poduzimaju sudionici u projektiranju, gradnji i pogonu nuklearne elektrane radi osiguranja i poboljšanja djelotvornosti zaštitnih barijera jesu:

- konzervativan projekt nuklearne elektrane
- osiguranje kvalitete u svim fazama realizacije objekta
- propisano školovanje pogonskih kadrova i promocija sigurnosne kulture
- detekcija nenormalnih pogonskih događaja
- inspekcija opreme tijekom pogona nuklearne elektrane.

Kao posljednja mjera u zaštiti stanovništva u veoma malo vjerojatnom slučaju otkazu li sve četiri fizičke barijere primjenjuje se plan evakuacije, koji mora biti razrađen i uvježban za svaku nuklearnu elektranu.

Fizičke barijere

Razmotrit ćemo redom djelovanje navedenih zaštitnih barijera u postrojenju nuklearnog reaktora, kao i moguće razloge njihova otkaza.

Matrica nuklearnog goriva

Matrica nuklearnog goriva je sinterirani oksid urana UO_2 u kojemu se odvijaju fisije. Zbog malenog dometa fisijskih fragmenata u materijalu (ONE, 3.3) glavnina fisijskih proizvoda (osim onih koji nastaju neposredno uz površinu materijala) biti će, uz neke uvjete, zadržana

u materijalu goriva. Pri tome je najbitnije zadržavanje volatilnih i plinovitih fisijskih proizvoda (izotopi joda, cezija te plemenitih plinova kriptona i ksenona).

Zadržavanje fisijskih proizvoda u materijalu goriva bitno ovisi o temperaturi i osjetljivo se smanjuje kada temperatura raste. Tako je primjerice mjerenjima utvrđeno da UO_2 pri temperaturama nižim od 1950 K ispušta svega oko 1% plinovitih fisisibilnih proizvoda. Međutim, u blizini temperature topljenja UO_2 (3030 K) praktički svi plinoviti fisijski proizvodi izlaze iz materijala goriva. Učinkovitost prve barijere dakle je veoma vezana uz ograničenje temperature nuklearnog goriva.

Obloge gorivnih elemenata

Obloge gorivnih elemenata su cijevi tankih stijenki (debljina stijenke je 0,4 mm ili manje), izrađene iz legure cirkonija, ili mnogo rjeđe, iz nehrđajućeg čelika. Kod visokotemperaturnog reaktora obloge su grafitne. Zadatak obloge je sigurno zadržavanje fisijskih proizvoda u gorivnoj šipci, ali i osiguranje dobrog prijelaza topline između materijala goriva i rashladnog fluida. Zbog tih kontradiktornih zahtjeva stijenka obloge gorivne šipke mora biti tanka. Statistički je dokazano da jedan broj obloga gorivnih šipki, bez obzira na strogu kontrolu pri njihovoj izradi, ima male pukotine kroz koje fisiske proizvode ispušta u rashladni fluid. Takvih je šipki malo (reda 0,1% ili manje), pa ta propuštanja ne ugrožavaju nuklearnu sigurnost objekta ni okoliš nuklearne elektrane. Integritet obloga gorivnih elemenata osiguravamo njihovom zaštitom od pregrijavanja. Osobito je opasna za pregrijavanje obloga pojava filmskog kipljenja, odnosno pojava kritičnog toplinskog toka u jezgri reaktora.

Primarni rashladni krug

Rashladni fluid u reaktorskom postrojenju cirkulira u zatvorenoj petlji (to je očiglednije kod tlakovodnih reaktora gdje rashladni fluid reaktora ostaje u primarnom krugu nego kod onih s kipućom vodom gdje je rashladni fluid reaktora istovjetan s radnim medijem turbinskog ciklusa). Zahvaljujući tome, radioaktivne tvari ispuštene kroz obloge gorivnih elemenata ostaju u primarnom krugu. Iz njega se odstranjuju sustavom za održavanje čistoće rashladnog sredstva reaktora. Tek s gubitkom integriteta primarnog kruga sadržana radioaktivnost može prodrijeti u zaštitnu posudu reaktorskog postrojenja.

Integritet primarnoga kruga (u koji ulazi i reaktorska posuda) ovisi o mehaničkim i termičkim naprezanjima komponenata te o koroziji i eroziji materijala.

Zaštitna posuda (kontejnment)

Zaštitna posuda štiti okolinu od ispuštanja radioaktivnosti ako primarni krug izgubi integritet. Ta je zaštita bitno važna ako je zbog gubitka prve i druge barijere radioaktivnost primarnog kruga visoka. Ekstremni slučaj takve vrsti je taljenje reaktorske jezgre. Zaštitna se posuda projektira za tlak koji u njoj može nastati nakon isparivanja i ekspanzije rashladnog fluida reaktora zbog loma cjevovoda primarnog kruga. Kod tlakovodnih reaktora je, ovisno o odnosu volumena zaštitne posude i volumena primarnog kruga, tlak za koji se projektira zaštitna posuda obično u granicama 0,4 - 0,5 Mpa.

Integritet zaštitne posude ovisi o mehaničkim naprezanjima materijala zbog vanjskih ili unutarnjih utjecaja. Među posljednjim najznačajnije mjesto ima odnos tlaka koji nastaje u unutrašnjosti zaštitne posude (tlak svakako ovisi i o unutarnjoj temperaturi) i tlaka za koji je ona projektirana.

Mjere za očuvanje integriteta fizičkih barijera

Integritet opisanih fizičkih barijera ne bi bilo moguće održati kad ih ne bismo štitili nizom mjera u fazi projektiranja, gradnje i pogona nuklearne elektrane. Te mjere imaju također karakter zaštite po dubini i mogu se prema slici 8.1.1. opisati na nekoliko razina. Osvrnut ćemo se ukratko na njihove najbitnije karakteristike.

Konzervativni projekt

Konzervativni projekt je pojam kojim se određuje način projektiranja uz velike rezerve i pesimistične pretpostavke. Navest ćemo, primjera radi, neke od njih.

Projekt komponenata u sustavu nuklearne elektrane polazi od materijala dobro poznatih svojstava za čija se naprezanja tijekom pogona (iz unutarnjih i vanjskih uzroka) uzimaju najnepovoljnije pretpostavke. Uz takve se pretpostavke osigurava još i dovoljna rezerva s obzirom na njihovu izdržljivost.

Svi sustavi i komponente bitne za sigurnost su višestruki (redundancija odnosno zalihost sustava i komponenata), njihovo napajanje energijom je osigurano s više strana i fizički su odvojeni (kako bi se spriječila neraspoloživost zbog zajedničkog uzroka). Instrumenti i oprema (posebno ventili) važni su za sigurnost te moraju imati svojstvo da kod kvara ostanu u položaju koji podržava sigurnost postrojenja (tzv. *fail safe principle*).

Reaktorski sustav mora imati negativan temperaturni koeficijent reaktivnosti i negativan koeficijent reaktivnosti šupljina u svim pogonskim uvjetima. Uz te je uvjete reaktor inherentno stabilan.

Projektom predviđeni pogonski uvjeti reaktorske jezgre i komponenata opreme moraju osigurati toplinska i mehanička opterećenja, koja ni u prijelaznim stanjima neće ugroziti njihov integritet.

Sustav instrumentacije i regulacije elektrane mora omogućiti operatorima pun uvid u njezin rad i upravljanje u svim uvjetima. Višestruki mjerni i regulacijski kanali trebaju osigurati nadzor i upravljanje i u uvjetima otkaza pojedinih mjernih i regulacijskih sustava. To se posebno odnosi na sustav za obustavu pogona reaktora. Taj sustav mora biti u mogućnosti obustaviti reaktor barem na dva neovisna načina. Nadalje, projektom treba osigurati mogućnost kontinuiranog nadzora nad sustavima i komponentama tijekom pogona.

Među elemente konzervativnog projekta možemo uvrstiti i izbor lokacije nuklearnog objekta. Lokacija mora osigurati takve ambijentalne uvjete (seizmika, poplave, ekstremni meteorološki uvjeti) koji neće staviti na kušnju integritet objekta i njegovo vanjsko napajanje rashladnom vodom i električnom energijom, ali i osigurati lakše uvjete za zaštitu stanovništva ako do akcidenta ipak dođe (mala gustoća naseljenosti oko lokacije, pogodni uvjeti za provođenje plana evakuacije).

Sustav kontrole i osiguranja kvalitete

Sustav kontrole i osiguranja kvalitete ima zadatak da nizom sistematskih mjera kroz izravnu kontrolu proizvoda (kontrola kvalitete) i ostvarivanjem administrativnog sustava koji sudionike primorava na poštivanje utvrđenih propisa i standarda kvalitete (osiguranje kvalitete) garantira da će kvaliteta projektantskih radova, građevinskih radova, opreme i montaže biti u skladu s propisima i zahtjevima projekta.

Kada je riječ o opremi sigurnosne klase (tj. o opremi važnoj za nuklearnu sigurnost), mjere kontrole i osiguranja kvalitete obuhvaćaju sve faze izrade takve opreme, od osnovne

sirovine, tehnološkog procesa i obrade materijala do sastavljanja i ispitivanja gotovog proizvoda, pakiranja, zaštite i transporta.

Cijeli sustav osiguranja kvalitete definiran je u nacionalnim i međunarodnim propisima (kao što su primjerice propisi Međunarodne agencije za atomsku energiju).

Osnovno oruđe sustava osiguranja kvalitete je stvaranje dokumentacije koja daje podlogu za sistematsku provjeru svih aktivnosti u procesu ostvarivanja nekog proizvoda.

Sustav kontrole i osiguranja kvalitete svodi na minimum mogućnost grešaka u gradnji i pogonu nuklearnog energetskog postrojenja, posebno onih koje bi mogle negativno utjecati na sigurnost.

Školovanje pogonskih kadrova

Uloga pogonskog osoblja u sigurnom vođenju pogona nuklearne elektrane od primarnog je značenja. Zbog toga školovanje osoblja nuklearne elektrane ulazi u kategoriju aktivnosti koje su čvrsto povezane s nuklearnom sigurnošću. Način školovanja i kriteriji za stjecanje i održavanje kvalificiranosti pogonskog osoblja (posebno za operatere reaktora) definirani su propisima.

Sigurnosna kultura

Sigurnosna kultura je pojam prvi put uveden u dokumentu MAAE INSAG-3. Taj pojam određuje način ponašanja svih sudionika u ostvarivanju projekta nekoga nuklearnog energetskog postrojenja (i graditelja i pogonskog osoblja), a ogleda se u njihovu istinskom prihvatanju važnosti sigurnosnih propisa i mjera kao i važnosti dosljednog poštivanja njihovog provođenja. Sigurnosna kultura pretpostavlja odgovarajuće shvaćanje i ponašanje cijeloga pogonskog osoblja elektrane na svim razinama odgovornosti, koje se ogleda u davanju prioriteta značenju pitanjima sigurnosti, bez obzira na eventualne ekonomske gubitke (kao što je npr. smanjena proizvodnja energije).

Sigurnosna kultura osoblja je bitna za siguran rad postrojenja jer pretpostavlja ne samo postojanje i poznavanje propisa za siguran rad elektrane već i njihovo dosljedno prihvatanje i poštivanje.

Sigurnosna kultura zajedno sa školovanjem kadrova temeljni su elementi za uspješno djelovanje tzv. ljudskog faktora u nuklearnoj elektrani.

Nadzor nad nenormalnim pogonskim događajima

Pažljiv i sistematičan nadzor rada sustava nuklearne elektrane tijekom pogona i uočavanje svih nepravilnosti pri opremi i sustavima jedna je od bitnih pretpostavki za sigurnost pogona. Djelovanje sustava nuklearne elektrane i ponašanje opreme tijekom pogona treba stalno pratiti i sistematski otklanjati sve uočene nedostatke. Time se ispravljaju propusti i nedostaci prije opisanih zaštita fizičkih barijera, pa bismo tu mjeru mogli smatrati drugom razinom takve zaštite, u smislu principa zaštite po dubini.

Nadzor nad opremom u toku pogona

Bez obzira na pažljiv i konzervativan projekt i odabir materijala, propisima je određena obveza da se struktura osnovnih materijala i zavarenih spojeva najbitnijih komponenata opreme primarnoga kruga nuklearne elektrane (reaktorska posuda, parogeneratori, primarni cjevovodi) mora tijekom pogona u određenim vremenskim intervalima provjeravati metodama detekcije bez razaranja. Ta aktivnost, u literaturi poznata kao pogonska inspek-

cija (u američkoj literaturi navodi se pod nazivom *in service inspection*) ima bitno značenje za zaštitu integriteta primarnoga kruga (tj. za zaštitu treće fizičke barijere).

Zaštitno hlađenje reaktorske jezgre

Funkcija zaštitnog hlađenja jezgre svodi se najčešće na zaštitu prvih dviju fizičkih barijera (matrica goriva i obloge gorivnih elemenata) u slučaju gubitka treće barijere (integritet primarnoga kruga). Uloga zaštitnog hlađenja jezgre je i šira od toga jer osigurava jezgru i onda kada se poremeti njezino hlađenje iako integritet primarnoga kruga nije narušen (npr. kod pada tlaka u primarnom krugu zbog većeg odvoda energije nakon loma parovoda).

Sustav za zaštitno hlađenje jezgre projektira se uz poštivanje veoma konzervativnih pretpostavki te uz strogu primjenu propisa kontrole i osiguranja kvalitete. Funkcija zaštitnog hlađenja jezgre mora se osigurati ugradnjom za tu funkciju posebno provjerene opreme (oprema sigurnosne klase), osiguranjem višestrukih komponenata opreme za istu funkciju (zalihost odnosno redundancija), osiguranjem višestrukog napajanja i odvojenog fizičkog smještaja komponenata opreme (kako zbog zajedničkog uzroka komponente ne bi stradale).

Sustav za zaštitno hlađenje jezgre ima zadatak spriječiti oštećenje reaktorske jezgre ako se pojavi neki od specificiranih kvarova, uključivši i najnepovoljniji među njima, koji je prozvan granični projektni kvar (u američkoj literaturi označen kao DBA odnosno *Design Basis Accident*). Kod projekata tlakovodnih reaktora najnepovoljnijim se kvarom smatra odrez primarnog cjevovoda (u literaturi naveden kao velika LOCA, *Loss of Coolant Accident*). Razvrstavanje i specifikacija skupina kvarova koje mora svladati sustav za zaštitno hlađenje jezgre dio je sigurnosnih izvještaja nuklearnih elektrana i određen je propisima.

Kao primjer, u američkim propisima 10CFR50 kvarovi su prema težini klasificirani u devet skupina, od kojih su prvih osam savladivi projektom elektrane, a deveta ulazi u kategoriju tzv. ozbiljnih kvarova (*Severe Accidents*), koji uključuju oštećenje jezgre uz gubitak funkcije zaštitne posude ili bez tog gubitka. Kriterij za projektiranje sustava za zaštitno hlađenje jezgre je ograničenje zagrijavanja goriva nakon kvara ispod granice oštećenja gorivnih šipki. Prema tim propisima je djelovanje sustava uspješno ako nakon graničnog projektnog kvara ne poraste najviša temperatura površine obloge gorivnih šipki iznad 1470 K ($\approx 1200^{\circ}\text{C}$). Uz te je uvjete osiguran integritet jezgre reaktora, a time i zaštita okoline od radioaktivnog zračenja.

Djelovanje sustava za zaštitno hlađenje jezgre treba nastaviti i nakon svladavanja posljedice kvara dugoročnim hlađenjem ugašenog reaktora.

Mogućnost prodora radioaktivnih tvari iz primarnoga rashladnog kruga

Ako zakaže treća zaštitna barijera (integritet primarnoga kruga) rashladni fluid reaktora prodrijet će izvan primarnoga kruga.

Pri tome razlikujemo dva, po utjecaju na okoliš, bitno različita slučaja. Razlika među njima je u stanju prve i druge barijere (cjelovitost gorivnih šipki i njihovih obloga), koja pak ovisi o funkcionalnosti sustava za zaštitno hlađenje jezgre.

Sukladno prije navedenom, ako gorivo nije bitnije oštećeno, govorimo o graničnom projektom predviđenom kvaru (DBA) pri kojem je sadržaj radioaktivnosti u rashladnom fluidu ograničen. Ako je pak gorivo jako oštećeno (tj. ako je došlo do taljenja jezgre), govorimo o kvaru većem od graničnog projektom predviđenog kvara (u literaturi navedenog kao *Beyond Design Basis Accident*), odnosno o ozbiljnom kvaru (*Severe Accident*).

Već je prije navedeno da izvršene analize pokazuju veoma malenu vjerojatnost taljenja jezgre kod današnjih lakovodnih reaktora (reda 10^{-5} događaja po reaktorskoj godini).

Zaštitna posuda (kontejnment)

Zaštitna je posuda posljednja (četvrta) fizička barijera. Zadatak joj je zaštita okoline pri gubitku svih prije opisanih fizičkih barijera. Međutim, značenje zaštitne posude dolazi do izražaja i kad je nakon gubitka integriteta primarnog rashladnog kruga funkcija zaštitnog hlađenja jezgre očuvana (dakle kada nije znatnije oštećena jezgra reaktora). Naime, i u tom slučaju (koji inače ulazi u kategoriju projektom savladivih kvarova kod današnjih nuklearnih elektrana) radioaktivnost u primarnom rashladnom fluidu uvijek je više ili manje prisutna zbog statističkog propuštanja gorivnih šipki. Nakon gubitka integriteta primarnog kruga dolazi do silovitog isparivanja rashladnog fluida reaktora, pa bi ta radioaktivnost, kada ne bi bilo zaštitne posude, zajedno s parom dospjela u okoliš. Dakako da bi pri težem oštećenju jezgre (ozbiljni kvar) funkcija zaštitne posude dobila mnogo veću težinu.

U zaštitnu posudu zatvaraju se sve komponente primarnoga rashladnog kruga nuklearne elektrane.

Bitno značenje za funkciju zaštitne posude nakon kvara ima zatvaranje (izolacija) svih ulaznih i izlaznih cjevovoda koji nisu vezani uz sustav zaštitnog hlađenja jezgre. U protivnom može doći do obilaska (bajpasa) zaštitne posude.

Sustavi za zaštitu četvrte barijere (štićenje zaštitne posude)

Zaštitna je posuda projektirana za određen unutarnji tlak i za određene vanjske utjecaje (seizmičke sile, udari letjelica i sl.). Zaštita posude, kao barijere protiv širenja radioaktivnosti u okoliš, ponajprije je vezana uz ograničenje porasta unutarnjeg tlaka.

Porast tlaka može nastati nakon taljenja jezgre, jer u tom slučaju rastaljena masa nuklearnog goriva, koja je prethodno prodršla kroz reaktorsku posudu, zagrijava njezinu unutrašnjost.

Osim izravnog zagrijavanja povećanju tlaka pridonose i kemijske reakcije pri visokim temperaturama kao što su oksidacija cirkonija i stvaranje vodika te kemijske reakcije između betona i rastaljene mase jezgre. Pri interakciji betona i rastaljene jezgre nastaju plinovi (vodena para, H_2 , CO, CO_2 ...).

Ispitane mjere za štíćenje zaštitne posude od prekomjernog porasta unutarnjeg tlaka svode se na:

- unutarnje i vanjsko hlađenje posude
- hvatač jezgre (*core catcher*)
- kontrolirano spaljivanje vodika
- kontrolirano ispuštanje plinova kroz filtre (tzv. ventiliranje zaštitne posude).

Unutarnje i vanjsko hlađenje zaštitne posude

Zaštitna posuda je normalno opskrbljena zatvorenim sustavom unutarnjeg hlađenja kojim se unutarnja toplina predaje rashladnoj vodi. Vanjsko hlađenje najčešće se vrši zrakom. Kod nekih novijih izvedbi reaktora (primjerice kod tlakovodnog reaktora s pasivnim hlađenjem AP600) je predviđeno i vanjsko hlađenje posude vodom.

Hlađenjem posude smanjuje se tlak plinova u unutrašnjosti posude i time otklanja mogućnost njezina loma zbog previsokog tlaka.

Hvatač jezgre

Hvatač jezgre je velik blok materijala otpornog na visoke temperature (grafit, oksid osiromašenog urana) ili specijalno projektirana rešetka koji se ugrađuju na dnu reaktorske posude ili ispod nje. Ako se jezgra počinje taliti i rastaljena masa prodirati prema reaktorskoj posudi ona pada na hvatač jezgre, koji je raspršava i hladi te sprečava njezin prodor kroz reaktorsku posudu i/ili interakciju s betonom u zaštitnoj posudi. Time se zaštitna posuda štiti od unutarnjeg tlaka nastalog zbog plinova koji rezultiraju iz takve interakcije.

Kontrolirano spaljivanje vodika

Kontrolirano katalitičko spaljivanje nastalog vodika u zaštitnoj posudi onemogućuje skokovito povećanje unutarnjeg tlaka u posudi zbog eksplozije do koje bi moglo doći ako se zbog povećanja koncentracije vodika dosegne eksplozivna mješavina plinova.

Kontrolirano ispuštanje plinova iz zaštitne posude

Kontrolirano ispuštanje plinova iz zaštitne posude (koje se redovno karakterizira kao ventiliranje zaštitne posude) osigurava ograničenje porasta unutarnjeg tlaka u zaštitnoj posudi kada on dosegne vrijednost koja može ugroziti njezin integritet. Budući da su to radioaktivni plinovi, njihovo ispuštanje u okoliš može se izvršiti samo preko filtra.

Zaštitne mjere u okolišu objekta (sklanjanje, evakuacija)

Mjere koje uključuju izravnu zaštitu stanovništva u okolišu nuklearne elektrane možemo smatrati posljednjom barijerom u zaštiti od mogućeg štetnog djelovanja nuklearnog objekta. Ta zaštita stupa u funkciju ako (što je veoma malo vjerojatno) otkažu sve opisane barijere koje čine sustav obrane po dubini. Analize modernih nuklearnih elektrana pokazuju da je vjerojatnost pojave takvog događaja manja od 10^{-6} po godini pogona reaktora.

Svaka nuklearna elektrana mora imati plan zaštite okoline ako bi nastao ekstremni akcident u kojemu bi došlo do većeg ispuštanja radioaktivnosti. Plan sadrži način obavješćavanja, sklanjanja, zaštite i eventualno evakuacije okolnog stanovništva kako bi se broj povreda zbog radioaktivnog zračenja sveo na minimum.

8.2. Kvantificiranje opasnosti od rada nuklearne elektrane

Bez obzira na činjenicu da se pri projektiranju i gradnji nuklearne elektrane poduzimaju sve razumno opravdane mjere opreza protiv pojave kvarova na njezinoj opremi ili sustavima (posebno onih važnih za sigurnost), ipak moramo računati s mogućnošću pojave kvarova tijekom pogona nuklearne elektrane.

Radi ublažavanja posljedica takvih kvarova potrebno je predvidjeti njihov utjecaj na postrojenje. Taj je utjecaj posljedica vremenske promjene parametara (temperatura, tlak, količina fluida), i eventualnog nadvišenja graničnih vrijednosti tih parametara tijekom prijelaznih pojava. Nadalje, važno je poznavati i vjerojatnost nastanka najtežih kvarova (kao što su granični projektom predviđeni kvar, topljenje jezgre i teže oštećenje okoliša).

Logično je da odgovor na pitanja o posljedicama specifičnih kvarova u nuklearnim postrojenjima iz praktičnih i sigurnosnih razloga u većini slučajeva ne možemo tražiti eksperimentirajući sa samim postrojenjima (sjetimo se da je jedan takav eksperiment doveo do katastrofe na nuklearnoj elektrani Černobilj). Doduše, u prvim počecima razvoja

pojedinih tipova energetskih nuklearnih reaktora i na samim su istraživačkim reaktorima malih snaga vršeni pokusi koji su trebali demonstrirati njihovu stabilnost i sigurnost pri upravljanju (poznati su primjerice eksperimenti s prototipovima kipućih reaktora radi dokaza njihove stabilnosti). Ali takvo eksperimentiranje s velikim energetskim reaktorima u pravilu ne dolazi u obzir. Prilikom prvog puštanja reaktora u pogon na propisanim se razinama snage i po propisanom programu ispituju karakteristike reaktora radi usporedbe s projektnim vrijednostima koje onda služe kao polazna osnova za dalje analize.

Propisima državnih organa zaduženih za nuklearnu sigurnost (po veoma detaljnoj razradi posebno se ističu propisi nuklearne regulatorne komisije SAD, NRC – *Nuclear Regulatory Commission*) definiraju se skupine kvarova koje treba analizirati za svako nuklearno postrojenje. Rezultate tih analiza treba uključiti u sigurnosni izvještaj postrojenja. Taj je izvještaj temeljni dokument kojim se dokazuje sigurnost nuklearne elektrane.

Osnovna pomagala za provedbu sigurnosnih analiza nuklearnih postrojenja njihovi su modeli. Modeli mogu biti fizički ili matematički.

Fizički modeli su umanjeni dijelovi nuklearnih postrojenja u nekom mjerilu (za tlakovodne reaktore to je obično jedna petlja primarnoga kruga) u kojima su gorivne šipke grijane električnom strujom. Modeli dopuštaju mjerenje parametara rashladnog fluida i temperatura gorivnih šipki nakon niza izazvanih poremećaja. Značenje fizičkih modela je danas ponajprije u provjeri točnosti matematičkih modela.

Matematički modeli nuklearnih postrojenja se koriste za proračunavanje posljedica kvarova i prijelaznih pojava u nuklearnim energetskim postrojenjima. Rezultati tih proračuna se uključuju u njihove sigurnosne izvještaje.

Kada je riječ o mogućim kvarovima na nuklearnim energetskim postrojenjima zanimaju nas dva pitanja:

- Kakve posljedice po sigurnost postrojenja mogu biti izazvane specifikiranim kvarovima i prijelaznim pojavama
- Koja je vjerojatnost (odnosno povratna frekvencija) nastanka kvarova na opremi i sustavima nuklearnih elektrana, posebno težih kvarova (uključivši i ozbiljne akcidente).

Suglasno navedenom, znanstveno zasnovana procjena sigurnosti i rizika okoline od rada objekta temelji se na sljedećim analizama:

- analizama posljedica određenih kvarova na nuklearnoj elektrani (determinističke analize)
- analizama vjerojatnosti pojave kvara na pojedinim sustavima nuklearne elektrane i vjerojatnosti utjecaja tih kvarova na integritet jezgre i ispuštanja radioaktivnosti u okoliš. Analize tog tipa spadaju u vjerojatnosno utvrđivanje rizika (*Probabilistic Risk Assessment*, skraćeno *PRA*) ili vjerojatnosno utvrđivanje sigurnosti (*Probabilistic Safety Assessment*, skraćeno *PSA*).

Razmotrit ćemo najbitnija načela na kojima se zasnivaju takve analize.

Determinističke analize sigurnosti nuklearnih elektrana

Temelj determinističkih analiza sigurnosti nuklearnih elektrana u matematičkom je modeliranju nuklearnog postrojenja i u ispitivanju matematičkog modela na određene (determinirane) poremećaje. Ti poremećaji mogu biti izazvani kvarovima na opremi, poremećajima u hlađenju sustava ili u njihovu napajanju energijom.

Nuklearno je postrojenje veoma kompleksno, stoga je razumljivo da i matematički model takvog postrojenja mora biti složen. Bitni elementi postrojenja koja treba obuhvatiti

modeliranjem jesu prijelaz topline u nuklearnim gorivnim elementima i parogeneratorima, strujno polje i ponašanje fluida u cirkulacijskoj petlji i komponentama opreme (reaktorskoj posudi s jezgrom, primarnim pumpama, tlačniku, parogeneratorima) te reaktorska kinetika s povratnim vezama reaktivnosti.

Jednadžbe reaktorske kinetike određuju vezu između reaktivnosti i generirane snage.

Podlogu za matematičko modeliranje fluida daju diferencijalne jednadžbe održanja mase, energije i količine gibanja (ONE 11.3, 11.5). Budući da je u reaktorskoj petlji moguća pojava dvofaznog fluida (voda-para), jednadžbe održanja moraju se odnositi na obje faze. Kod jednostavnijih modela pretpostavlja se homogena mješavina faza.

Rješenje diferencijalnih jednadžbi održanja je moguće jedino numeričkim metodama, zamjenom diferencijalnih prirasta prostornih i vremenskih varijabli s njihovim konačnim prirastima. Radi pojednostavljenja postupka, a i zbog činjenice da smjer strujanja fluida u petlji primarnoga kruga prevladava u jednom smjeru, promjena parametara fluida se kod sigurnosnih analiza u većini slučajeva promatra samo u tom smjeru. Dvodimenzionalno i trodimenzionalno strujanje je predmet interesa detaljnijih studija strujanja fluida u reaktorskoj jezgri i parogeneratorima.

Numerički model reaktorske petlje oblikuje se definiranjem tzv. kontrolnih volumena, dužina kojih u smjeru strujanja odgovara prirastu prostorne varijable. U kontrolnim volumenima se svojstva fluida smatraju nepromjenjivim i jednakim odgovarajućim prosječnim vrijednostima unutar dotičnih elemenata prostora. Između kontrolnih volumena su spojevi koji određuju relativne elevacije (što je bitno za proračun prirodne cirkulacije) i hidrauličke otpore. Što je odabrani broj kontrolnih volumena (njihov se raspored u literaturi naziva nodalizacija) veći, to je veća i točnost proračuna, ali je njegovo izvođenje teže. Proračunom se određuju parametri strujnog polja u svakom kontrolnom volumenu i u svakom vremenskom intervalu. Simuliranje kontinuiranog strujnog polja diskretnim elementima i primjena linearizacije i jednodimenzionalne geometrije može zbog usrednjenja pojava zamagliti mnoge finije i lokalne pojave prisutne u strujnom polju stvarnog postrojenja. To se većim dijelom odnosi na elemente sa znatnom promjenom geometrije strujnog polja (ulazni prsten i donja kalota reaktorske posude, parogeneratori), a manjim na cjevovode.

Stabilnost rješenja sustava jednadžbi koje određuju vremenski i prostorno ovisne karakteristike strujanja fluida i prijelaza topline zahtijeva da odabrani vremenski interval bude u funkciji odabranog prostornog intervala i brzine strujanja fluida.

Toplinski kapaciteti cjevovoda i opreme uključuju se u matematički model preko tzv. toplinskih blokova, koji imaju isti toplinski kapacitet kao i dotična komponenta opreme odnosno cjevovod.

Koeficijent prijelaza topline i koeficijent trenja između stijenki i fluida određuje se odgovarajućim korelacijama (kao primjer vidi ONE 11.4 do 11.7). Pri tome je bitno definirati područje u kojemu vrijedi korelacija te uvjete strujanja i prijelaza topline (strujanje uz kipljenje ili bez promjene faze). Nije naodmet napomenuti da je većina korelacija dobivena mjerenjem u stacionarnom stanju, a često se u okviru računarskih modela primjenjuju i kod brzih prijelaznih pojava.

Rješavanje sustava jednadžbi koje rezultiraju iz matematičkog modela izvodi se računarskim programima znatne kompleksnosti a provođenje proračuna je moguće jedino pomoću računala većeg kapaciteta.

Matematičko modeliranje postrojenja, zbog prije pokazanih problema i nesigurnosti, zahtijeva od programera znatno iskustvo i poznavanje ne samo postrojenja nego i računar-

skog programa. Takvi se programi ne smiju tretirati kao "crne kutije", jer primjena računarskih programa bez poznavanja njihove strukture i ograničenja može dovesti do znatnih grešaka.

Kao primjer, neki od poznatijih računarskih programa koji su danas u široj upotrebi za analizu termalnih i hidrauličkih prilika u nuklearnim elektranama s lakovodnim reaktorima jesu:

RELAP 4 i RELAP 5 i TRAC (razvijeni u SAD), CATHARE (razvijen u Francuskoj) te ALMOD i ATHLET (razvijeni u Njemačkoj).

Manji računarski programi razvijeni su za specifične proračune i mogu se povezati s nekim od navedenih velikih računarskih programa.

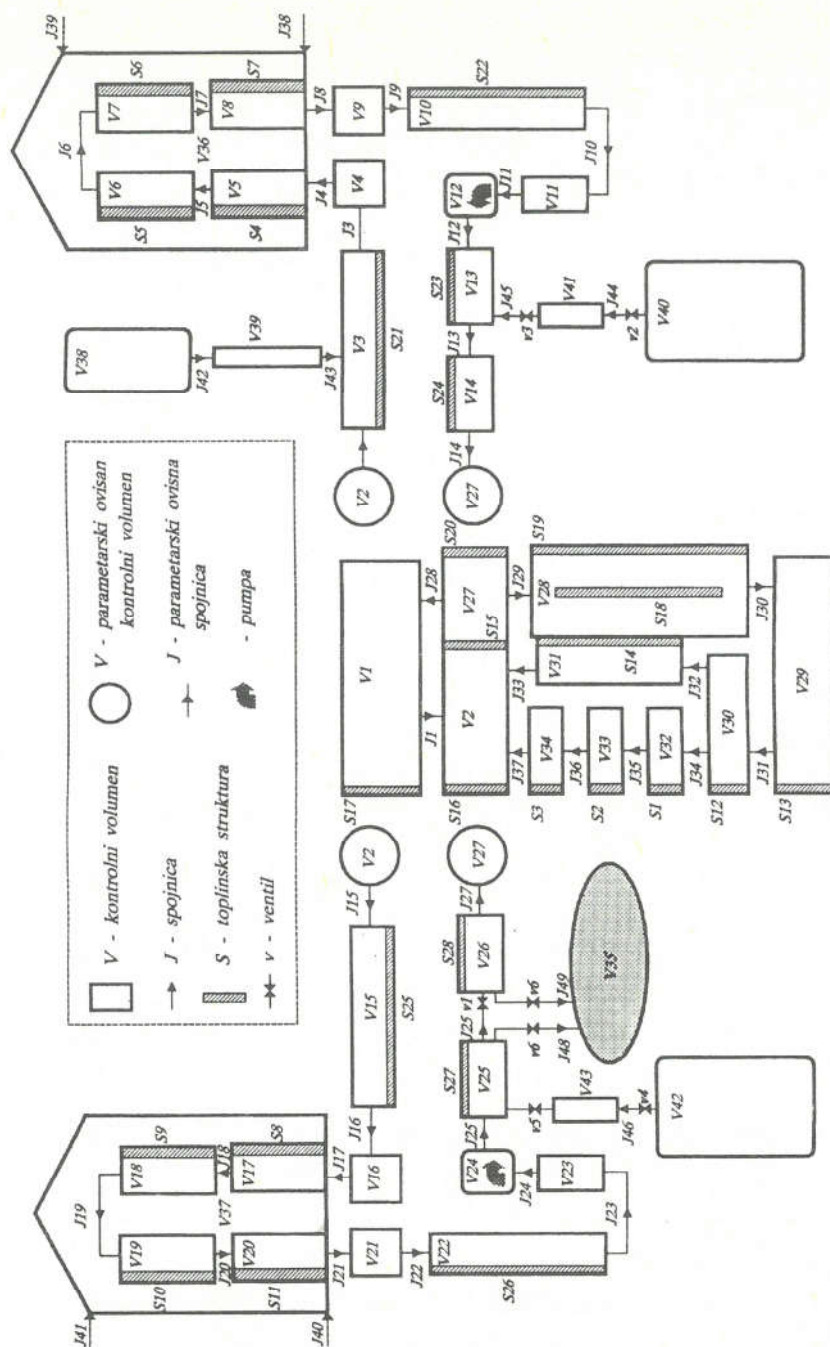
Tako je primjerice razvijen program za proračun nestacionarnog temperaturnog polja u gorivnim elementima. Nadalje, često je u upotrebi specifičan računarski program kojim se analizira strujno i temperaturno polje u jezgri nuklearnog reaktora, gdje voda odnosno mješavina vode i pare struji između gorivnih šipki. Takva serija računarskih programa (poznatih u literaturi pod nazivom COBRA) primjenjuje se za proračunavanje termohidrauličkih uvjeta u jezgri radi iznalaženja raspodjela temperatura te iznosa i mjesta kritičnog toplinskog toka u snopu gorivnih šipki.

Analiza parametara u zaštitnoj posudi nakon akcidenta se vrši pomoću nekoliko računarskih programa izrađenih specijalno za tu namjenu (CONTEMPT, CONTAIN, GOTHIC ...).

Kod primjene matematičkih modela i kompleksnih računarskih programa za proračunavanje posljedica određenih kvarova na nuklearnom postrojenju postavlja se načelno pitanje do koje mjere matematički model odgovara stvarnom postrojenju. Zbog toga se znatna pažnja posvećuje provjeri (validaciji) računarskih programa kako bi se s povjerenjem mogli prihvatiti dobiveni rezultati. Radi provjere korektnosti matematičkih modela izgrađena su eksperimentalna postrojenja, koja su poslužila kao fizički modeli nuklearnog postrojenja izrađeni u nekom mjerilu prema stvarnom postrojenju. Neka od poznatijih eksperimentalnih postrojenja te vrste su LOFT, SEMISCALE (SAD), LOBI (Europska zajednica), BETSY (Francuska), SPES (Italija), ROSA (Japan). U tim se postrojenjima toplinska energija proizvodi električnom energijom umjesto u fisijama što omogućuje bezopasno izazivanje prijelaznih pojava i kvarova. Eksperimentalna se postrojenja modeliraju matematičkim modelima koji se mogu analizirati spomenutim računarskim programima i rezultati direktnog mjerenja parametara u eksperimentalnim postrojenjima uspoređivati s proračunom. Dobro slaganje rezultata proračuna s eksperimentom donekle garantira da će to biti i slučaj kada se matematički model primijeni na stvarno nuklearno postrojenje. Ostaje naime još uvijek otvoreno pitanje opravdanosti ekstrapolacije rezultata provjerenih na fizičkom eksperimentalnom modelu na stvarno postrojenje zbog razlika u dimenzijama, a i u geometriji komponenata. Te razlike mogu dovesti u pitanje identičnost strujnog polja fluida i primjenu odgovarajućih korelacija za otpore strujanju fluida i prijelaz topline.

Za provjeru matematičkih modela primjenjuju se dakako i raspoloživi mjereni podaci dobiveni tijekom prijelaznih pojava na samom nuklearnom postrojenju, zatim ispitivanjima tijekom puštanja u pogon i sl.

Kao primjer, nodalizacija primijenjena za proračun posljedice velikog projektnog kvara (velika LOCA) kod reaktorskog postrojenja nuklearne elektrane Krško prikazana je slikom 8.2.1.

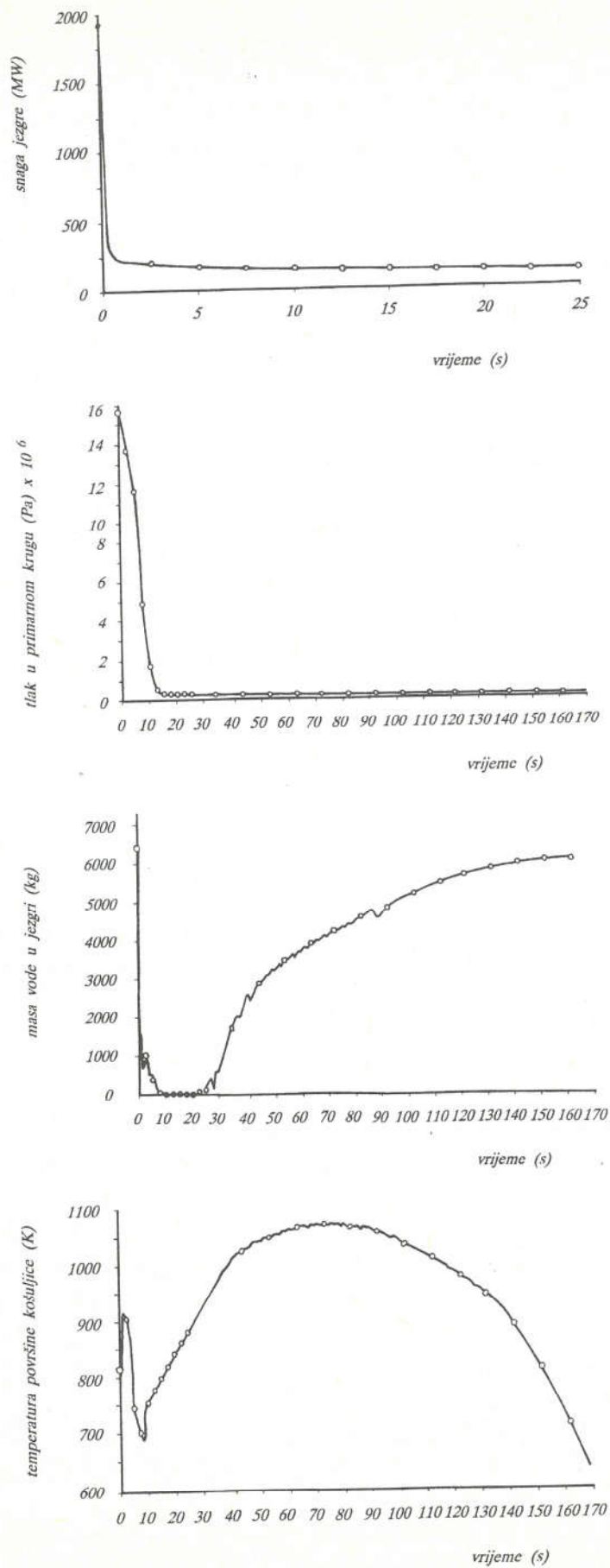


Slika 8.2.1. Raspodjela kontrolnih volumena u matematičkom modelu NE Krško.

Iz slike se razabiru kontrolni volumeni, spojnice i toplinski blokovi koji pripadaju reaktoru, cjevovodima i parogeneratorima. Kod reaktora se posebno modeliraju jezgra (topli i prosječni kanal), silazni prstenasti prostor između jezgre i reaktorske posude, te donja i gornja kalota posude. Kod parogeneratora se modelira samo cijevni snop jer sekundarna strana nije bitna za razmatrati kvar. Lom primarnog cjevovoda simulira se otvaranjem ventila V6, čime se primarni fluid ispušta u vanjski volumen V35.

Rezultati proračuna nekih najbitnijih parametara primarnog kruga nakon loma primarnog cjevovoda iza cirkulacijske pumpe uz primjenu matematičkog modela i nodalizacije prema slici 8.2.1. dani su slikom 8.2.2.

Račun je izveden pomoću računarskog programa RELAP 4 mod. 6 na Elektrotehničkom fakultetu u Zagrebu.



Slika 8.2.2. Parametri u primarnom krugu nakon loma primarnog cjevovoda: a) – snaga reaktora, b) – tlak u primarnom krugu, c) – masa vode u jezgri, d) – temperatura obloge.

Iz slike se vidi da snaga reaktora već jedne sekunde nakon kvara pada na nešto iznad 10% početne vrijednosti (na oko 250 MW). Nakon toga se pad snage usporava zbog ostatne topline. Tlak u primarnom krugu već nakon desetak sekundi pada na tlak unutrašnjosti zaštitne posude. Masa vode u jezgri se nakon kvara naglo smanjuje, pa je jezgra u periodu između 10 i 30 sekundi nakon kvara praktički suha. Zbog djelovanja sustava za zaštitno hlađenje jezgre masa vode u jezgri nakon toga postupno raste da bi oko 170 sekundi nakon kvara dosegla približno početni iznos. Mali porast mase 2-3 sekunde nakon kvara nastaje kao posljedica djelovanja akumulatora. Temperatura obloge gorivnog elementa nakon kvara brzo raste. Na slici 8.2.2. prikazan je tok temperature obloge najopterećenijeg gorivnog elementa. Nakon brzog početnog porasta temperature temperatura pada i oko desete sekunde postiže minimum. Ta je pojava posljedica ubrizgavanja vode u jezgru iz akumulatora. Iako količina vode koju oni daju jezgri nije velika (veći dio vode iz akumulatora zaobilazi jezgru prolazeći kroz prstenasti prostor između jezgre i reaktorske posude), njezin je utjecaj na temperaturu obloge prilično zamjetan. Zbog pražnjenja jezgre temperatura obloge ponovno raste i u fazi ponovnog punjenja jezgre doseže maksimum. Prema propisima i projektnom kriteriju maksimalna temperatura obloge ne smije nadmašiti 1470 K (1200°C) jer iznad te temperature može doći do oštećenja. Proračun, kojega je rezultat prikazan slikom 8.2.1. d pokazuje da se maksimalna temperatura obloge postiže oko 80 sekundi nakon loma. Maksimalna temperatura je mnogo niža od dopuštene (iznosi nešto ispod 1100 K).

Vjerojatnosne analize sigurnosti

Vjerojatnosne analize sigurnosti zasnivaju se na metodi, koju su u 1960-im godinama razvile u SAD Organizacija za aeronautiku i svemirska istraživanja (NASA-National Aeronautics and Space Administration) i Ministarstvo obrane.

Metoda se temelji na razvoju tzv. stabala događaja i stabala kvara putem kojih se definiraju potencijalni scenariji kvarova, vjerojatnost njihova nastanka i izazivanja određenih posljedica.

Parametar koji se takvim studijama kvantificira je rizik za okolinu zbog rada nekoga tehnološkog sustava (taj se rizik obično dijeli na rizik pogonskog osoblja i na rizik okolnog stanovništva).

Svrha analiza je procjena rizika od odgovarajućeg nepovoljnog inicijalnog događaja.

Rizik je definiran produktom vjerojatnosti nastanka nekog nepovoljnog događaja i posljedica tog događaja. Primjerice, ako se u SAD godišnje dogodi $1,5 \times 10^6$ automobilskih nesreća i ako se u svakih 300 nesreća dogodi jedan smrtni slučaj, godišnji rizik od automobilskih nesreća izražen godišnjim brojem smrtnih slučajeva iznosi:

$$1,5 \times 10^6 \times (1/300) = 50\,000 \text{ smrtnih slučajeva godišnje.}$$

Uzevši u obzir da broj stanovnika SAD iznosi oko 200×10^6 , godišnji rizik pojedinca da u roku od godine dana pogine u automobilskoj nesreći je $50\,000 / (200 \times 10^6) = 2,5 \times 10^{-4}$.

S razvojem nuklearne energetike i sa spoznajom da veće ispuštanje radioaktivnosti iz nuklearnih reaktora može potencijalno ugroziti okoliš nastala je potreba za kvantifikacijom rizika od rada nuklearnih postrojenja. Tako je već 1957. godine izrađena u SAD (u Nacionalnom laboratoriju Brookhaven) studija WASH 740, u kojoj se pokušao procijeniti rizik okoline od velikih kvarova u nuklearnim postrojenjima. Ta studija (izrađena za potrebe civilne zaštite i radi dobivanja podloga za nuklearno osiguranje, bavila se samo posljedicama katastrofalnih kvarova na nuklearnim postrojenjima bez, ili vrlo manjkavom, procjenom vjerojatnosti nastanka takvih akcidenata) nije mogla dati vjerodostojnu sliku

rizika zbog rada nuklearnih elektrana. U njoj su, naime, pretpostavljene nerealno pesimistične količine ispuštene radioaktivnosti iz reaktora nakon oštećenja jezgre i nerealno velika gustoća stanovništva oko nuklearnih objekata. Pretpostavljeno je, nadalje, nepostojanje zaštite stanovništva kao ni njegova evakuacija nakon akcidenta, a zanemaren je i utjecaj sigurnosnih sustava u nuklearnoj elektrani na smanjenje rizika. Iz tih su razloga rezultati studije bili neprimjenjivi za mirnodopske uvjete.

Početkom 1970-ih godina pokrenuta je u SAD inicijativa za izradu nove studije rizika od rada nuklearnih elektrana sa svrhom da se dobiju rezultati koji će se zasnivati na realističnim, a ne ekstremno konzervativnim pretpostavkama. Ta studija, dovršena 1975. godine, poznata je pod šifrom WASH 1400. Izradu studije koordinirao je prof. Rasmussen iz *Massachusetts Institute of Technology* (stoga se ponekad ona spominje i kao Rasmussenov izvještaj). To je najopsežnija analiza rizika izrađena do tada za bilo koji tehnički sustav.

Analiza rizika nuklearnih postrojenja mora se vezati uz neko referentno nuklearno postrojenje, koje se može smatrati reprezentantom odgovarajuće generacije nuklearnih elektrana i čije karakteristike dopuštaju da se dobiveni rezultati mogu ekstrapolirati i na ostala slična postrojenja. U studiji WASH 1400 je kao referentno postrojenje za tlakovodne reaktore odabrana NE Surry 1 (PWR s tri rashladna kruga snage 781 MW), a za kipuće reaktore NE Peach Bottom 2 (BWR 1051 MW).

Intenzivnijom gradnjom nuklearnih elektrana u Europi 1970-ih godina postalo je očigledno da zbog prosječno veće gustoće naseljenosti oko lokacija nuklearnih elektrana nego u SAD te zbog djelomično izmijenjenih tehničkih sustava rezultati studije WASH 1400 nisu neposredno primjenjivi i za nuklearne elektrane koje se grade u Europi. Zbog toga Ministarstvo za istraživanje i tehnologiju u Njemačkoj pokreće 1976. godine izradu slične studije, ali koja će biti primjerenija za nuklearne elektrane građene u toj zemlji. Ta studija, poznata kao njemačka studija rizika (*Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke*), izrađena je u dvije faze (faza A 1979. godine i faza B 1989. godine) na temelju nuklearne elektrane Biblis B (PWR s 4 rashladna kruga, snage 1240 MW) kao referentnim postrojenjem.

Budući da je u okviru ove knjige nemoguće ulaziti u potankosti navedenih studija, navest ćemo samo najbitnije podatke o metodama upotrijebljenim za njihovu izradu i kratak komentar dobivenih rezultata.

Metode primijenjene kod vjerojatnosnih analiza rizika od rada nuklearnih elektrana

Nuklearna elektrana je veoma kompleksan tehnički sustav. Istražiti sve scenarije kvarova i prijelaznih pojava kao i njihove uzajamne veze u takvu postrojenju (koji uključuju i vanjske uzroke kao i tzv. ljudski faktor) nemoguće je bez dobro smišljene i sistematske analize. Primjenjiva metoda analize sastoji se u izradi tzv. stabala događaja i stabala kvarova. Njome je moguće povezati sve zamislive kvarove na opremi s utjecajem na postrojenje i okolinu te ispitati koja oprema i koji sustavi doprinose najviše nepovoljnom ishodu razmatranog događaja. Nepovoljan ishod je onaj koji rezultira ozbiljnim oštećenjem jezgre i/ili većim ispuštanjem radioaktivnosti u okolinu.

Stabla događaja

Stablo događaja određuje veze nekog početnog (inicirajućeg) događaja s ishodima koji mogu dovesti do neželjenih posljedica za sigurnost objekta i okoline.

Utjecaj početnog događaja na sigurnost elektrane uvjetovan je svakako radom odnosno otkazom mnogih sigurnosnih sustava u elektrani.

Početne događaje, koji mogu biti unutarnji ili vanjski, svrstavamo tako da u istu skupinu uđu događaji koji za uspješan ishod traže proradu istih sigurnosnih sustava u elektrani. Na taj se način broj početnih događaja koje treba razmatrati može svesti na relativno mali broj (tipično 10 do 20).

Unutarnji početni događaji mogu općenito biti podijeljeni u dvije kategorije:

- događaji koji dovode do gubitka primarnog hladila,
- događaji koji dovode do povećanja proizvodnje snage u jezgri ili do smanjenja odvoda topline iz jezgre bez gubitka primarnog hladila.

Događaje prve kategorije zovemo akcidente gubitka hladila. U literaturi su ti akcidenti poznati pod nazivom mala, velika ili srednja LOCA (*Loss of Coolant Accident*).

Interni početni događaji koji se analiziraju u okviru prve kategorije akcidenata jesu,

- lomovi primarnih cjevovoda
- lomovi na tlačniku
- lomovi cjevovoda izvan zaštitne posude koji su priključeni na primarni rashladni krug
- lomovi cijevi u parogeneratoru.

Događaje druge kategorije nazivamo prijelaznim pojavama ili tranzijentima.

Početne događaje koji dovode do prijelaznih pojava možemo općenito pripisati poremećaju ravnoteže između proizvodnje i odvoda generirane topline. Ovamo ulazi:

- promjena u proizvodnji topline u reaktoru
- promjena u odvođenju topline iz reaktora ili parogeneratora (promjena protoka napojne vode ili pare)
- promjena količine primarnog fluida u cirkulaciji
- promjena tlaka primarnog fluida.

Među interne početne događaje u kategoriji prijelaznih pojava čije se posljedice redovito analiziraju pripadaju:

Pogonske prijelazne pojave

- gubitak električnog napajanja
- gubitak napojne vode s gubitkom i bez gubitka pomoćne napojne vode
- gubitak napojne vode s gubitkom i bez gubitka glavnog ponora topline.

Prijelazne pojave uzrokovane lomovima parovoda

- prijelazne pojave koje su posljedica loma parovoda u zaštitnoj posudi i izvan nje.

Prijelazne pojave s otkazom gašenja reaktora (u literaturi poznate pod oznakom ATWS - *Anticipated Transients Without Scram*)

- otkaz gašenja reaktora nakon gubitka napojne vode
- otkaz gašenja reaktora nakon gubitka električnog napajanja
- otkaz gašenja reaktora nakon gubitka napojne vode i ponora topline
- otkaz gašenja reaktora uz druge prijelazne pojave

Vanjski početni događaji

Vanjski početni događaji koji se uzimaju u obzir jesu redovito:

- potres
- poplava

- ekstremni meteorološki uvjeti
- udari i eksplozije (pad aviona, eksplozija plina ...).

Svakom početnom događaju treba pripisati frekvenciju pojave (vjerojatnost događaja godišnje). Početni događaji s vrlo malom vjerojatnošću pojave se zanemaruju.

Nakon određivanja bitnih početnih događaja sastavljaju se stabla događaja radi utvrđivanja sustava u nuklearnoj elektrani čije su funkcije potrebne za povoljan ishod posljedica danog početnog događaja.

Kao primjer, razmotrimo veoma pojednostavljeno stablo događaja graničnog gubitka hladila (velika LOCA) prema slici 8.2.3.

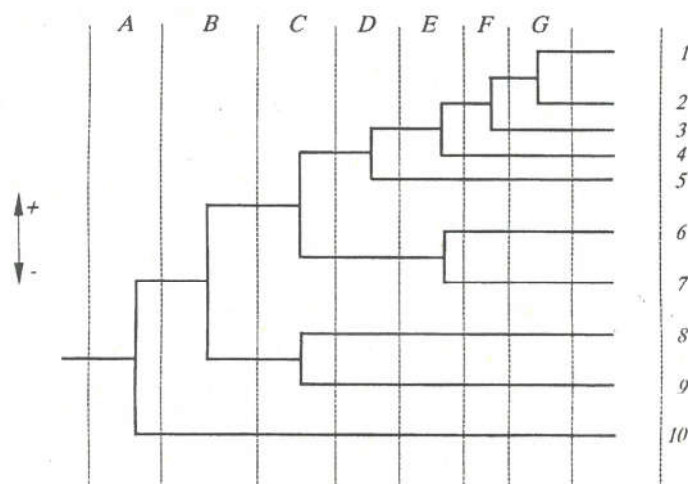
Iz slike proizlazi da svi scenariji kvarova, osim scenarija broj 1, vode u oštećenje (topljenje) jezgre nuklearnog reaktora. Scenarij 1 dakle je projektom predviđen maksimalni kvar. U njemačkoj studiji rizika, faza A, izračunate su vjerojatnosti svakog scenarija.

One iznose redom,

1. ≈ 1	4. 5×10^{-4}	7. ϵ	10. 5×10^{-6}
2. 2×10^{-4}	5. 2×10^{-4}	8. 3×10^{-5}	
3. 5×10^{-5}	6. 7×10^{-4}	9. ϵ	

Sa " ϵ " su označeni scenariji s vjerojatnošću manjom od 10^{-5} koji zanemarivo pridonose oštećenju jezgre.

Vjerojatnost uspješnosti scenarija 1 približno je jednaka jedinici, što znači da je veoma mala mogućnost otkaza nekog od sustava reaktorskog postrojenja potrebnih za saniranje početnog događaja.



Oznake:

- + uspješan rad sustava
- otkaz sustava
- A obustava reaktora
- B instrumentacija za aktiviranje sustava za zaštitno hlađenje jezgre
- C injektiranje vode iz akumulatora
- D dobava vode pumpama za zaštitno hlađenje jezgre niskog tlaka
- E sustav za recirkulaciju vode iz slivnika zaštitne posude
- F integritet zaštitne posude za održavanje recirkulacije
- G dugoročno odvođenje ostatne topline

Slika 8.2.3. Stablo događaja za početni događaj velikog gubitka primarnog hladila.

Gore iskazane vjerojatnosti pretpostavljaju da se dogodio navedeni početni događaj (veliki gubitak primarnog hladila). Međutim, analize izvršene u okviru njemačke studije rizika (faza A) pokazuju da je vjerojatnost pojave takvog događaja kod referentnog tlakovodnog reaktora svega oko 2.7×10^{-4} godišnje.

Prema tome, vjerojatnost pojave svakog od opisanih 10 scenarija dana je kao proizvod vjerojatnosti nastanka početnog događaja i iskazane vjerojatnosti pojave dotičnog scenarija.

Stabla kvarova

U stablima događaja računamo s izvjesnom raspoloživošću sustava o kojima ovisi ishod izvjesne sekvencije događaja. Podatak o raspoloživosti tehničkih sustava dakle je ulazni podatak za stablo događaja.

Kvantificiranje raspoloživosti (odnosno pouzdanosti) tehničkih sustava obavlja se pomoću stabala kvarova.

Svaki se sustav sastoji od komponenata, a svaka komponenta od niza mehaničkih, električnih i elektronskih dijelova čiji kvar može biti uzrok kvaru komponente. Do koje će se dubine ići u analizi ovisi o potrebi, mogućnostima i raspoloživim ulaznim podacima (statistički podaci o frekvenciji kvarova). Kod analize scenarija otkaza sustava u postrojenju obično se računa s komponentama kao cjelinom.

Stablo kvara služi se dakle deduktivnom metodom analize u kojoj se raspoloživost sustava računa sintezom raspoloživosti komponenata i njihovih logičnih veza u okviru sustava (npr. da li kvar komponente izravno vodi do kvara sustava ili se radi o komponenti čija se funkcija može nadomjestiti drugom komponentom).

Metoda koja se primjenjuje za razvoj stabala kvarova donekle je obrnuta od one koja se primjenjuje kod stabala događaja. Ovdje se polazi od poznate vjerojatnosti otkaza komponenata i/ili podsustava i računaju kombinacije kvarova i sekvencija iz koje rezultira vjerojatnost kvara sustava.

Uloga stabala kvara u procjeni vjerojatnosti otkaza funkcije sustava je značajna jer obično nemamo na raspolaganju podatke o neraspoloživosti sustava, nego samo o neraspoloživosti (odnosno pouzdanosti) komponenata.

Podaci o raspoloživosti komponenata

Podaci o raspoloživosti komponenata su statističke prirode (broj otkaza komponente danog tipa godišnje ili broj otkaza po pozivu na funkciju). Pri tome razlikujemo specifične podatke komponenata s postrojenja koje analiziramo ili generične podatke iz sličnih ili različitih postrojenja (druge nuklearne elektrane, termoelektrane, industrijska postrojenja). Svakako da prednost treba dati analizi sa specifičnim podacima. Pri upotrebi statističkih podataka o neraspoloživosti moramo uzeti u obzir nesigurnost procjene, veličinu uzorka sl. Stoga se podaci daju s izvjesnom vjerojatnošću vjerodostojnosti dotičnog podatka (obično oko 95%). Od velikog su značenja i analize osjetljivosti rezultata kojima se ispituje utjecaj nesigurnosti podatka u kvaru komponente na raspoloživost cijelog sustava.

Pri upotrebi statističkih podataka o otkazu komponenata treba uzeti u obzir i način njihove ugradnje i upotrebe u postrojenju zbog mogućnosti otkaza komponenata iz zajedničkog uzroka (primjerice, način napajanja energijom i dovoda fluida, način hlađenja, način učvršćenja i smještaja, neprimjerno održavanje i sl.).

Pouzdanost komponenata se mijenja i s njihovim starenjem. U početku vijeka komponente presudno utječu na pouzdanost greške u proizvodnji, a kasnije sve veću ulogu ima

način održavanja i promjena karakteristika materijala. Na neraspoloživost komponenata izravno utječe vrijeme potrebno za njihovo ispitivanje i održavanje.

Na ishod stabala kvarova velik utjecaj imaju i ljudske greške. Prema WASH 1400 one mogu imati i stotinu puta veću vjerojatnost pojave od kvara komponenata.

Iz navedenih razloga očito je da velik dio pažnje pri analizi stabala kvarova treba obratiti proučavanju utjecaja nesigurnosti ulaznih podataka na konačni rezultat.

Stabla kvarova definiraju se primjenom specifičnih logičkih simbola, a proračunavaju primjenom Boolove algebre. Samo najmanja stabla mogu se proračunavati ručno, dok se kod većih moramo osloniti na računarske programe.

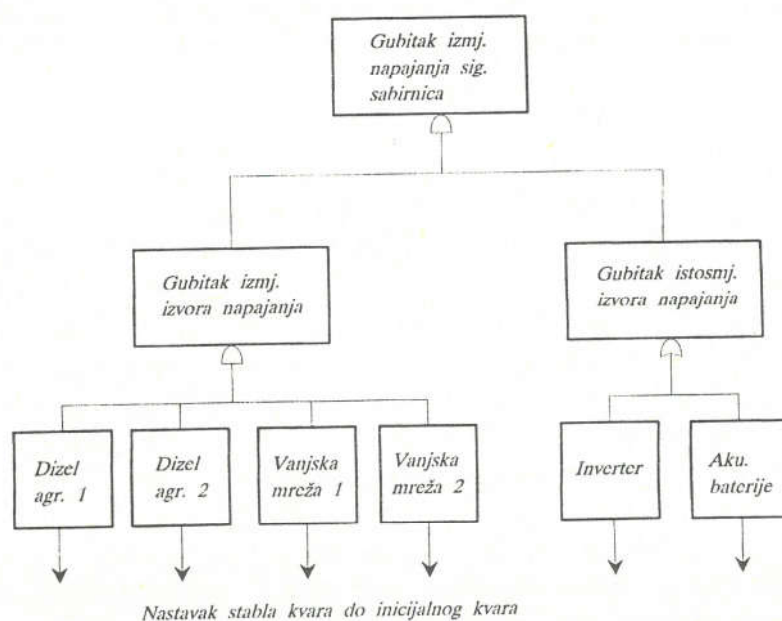
Rezultat dobiven proračunom stabla kvara je podatak o raspoloživosti (ili pomanjkanju) funkcije dotičnog sustava nakon poziva na djelovanje. Kao što je već navedeno, takav podatak je ulazni podatak za stablo događaja. Posljedica danog početnog događaja određena je dakle proračunom pripadajućeg stabla događaja i svih stabala kvarova sustava o kojima ovisi ishod danog početnog događaja.

Kao primjer, razmotrit ćemo znatno pojednostavljeno stablo kvara koji određuje vjerojatnost gubitka svih izmjeničnih napajanja sigurnosnih sabirnica u nuklearnoj elektrani. Na sigurnosne sabirnice priključeni su svi unutarnji pogoni elektrane i instrumentacija bitni za sigurnost. Sigurnosne sabirnice dobivaju izmjenična napajanja iz dva dizel agregata, dva neovisna vanjska izvoda i (na niskom naponu) preko invertora napajanih iz akumulatorske baterije.

Stablo kvara prikazano je slikom 8.2.4.

Metode i rezultati izvedenih probabilističnih analiza sigurnosti nuklearnih elektrana

Probabilističnim analizama nije se u prvo vrijeme njihova razvoja pridavalo presudno značenje za praktičko donošenje odluka o potrebnim zahvatima na nuklearnim postrojenjima radi ostvarenja potrebne razine sigurnosti. Sigurnosni izvještaji nuklearnih elektrana temelje se na determinističkim analizama sigurnosti.



Slika 8.2.4. Stablo kvara za gubitak svih izmjeničnih napajanja sigurnosnih sabirnica.

Međutim, kvar na elektrani Otok tri milje u SAD je pokazao da samo oslanjanje na determinističke analize ostavlja neriješenu mogućnost podcjenjivanja utjecaja nekog inicijalnog događaja bitnog za sigurnost. U slučaju tog kvara bilo je to manje propuštanje primarnoga kruga (mala LOCA) u kombinaciji s otkazom ljudskog čimbenika. Probabilistična analiza omogućuje sustavno pretraživanje svih mogućih scenarija kvarova i određivanje vjerojatnosti pojave tih kvarova i njihovih posljedica na integralnost gorivnih elemenata (do njihovog topljenja) u jezgri reaktora.

Razine probabilističnih analiza

Probabilističke analize nuklearnih elektrana rade se u tri razine:

Prva razina određuje vjerojatnost nepovoljnog ishoda djelovanja zaštite jezgre nuklearnog reaktora od oštećenja, odnosno vjerojatnost da će resultantno djelovanje svih razmatranih unutarnjih i vanjskih uzročnih događaja dovesti do oštećenja ili taljenja jezgre reaktora. Vjerojatnost se obično izražava brojem takvih slučajeva po godini dana pogona reaktora. U većine danas izgrađenih nuklearnih elektrana taj broj je u granicama 10^{-5} do 10^{-4} .

Druga razina vjerojatnosnih analiza bavi se analizom puteva radioaktivnih materijala u otopljenoj jezgri do njihove pojave kao izvora radioaktivnog zračenja u okolini. Analiziraju se pojave u degradiranoj jezgri i načini njezina hlađenja, prodor rastaljene mase jezgre kroz reaktorsku posudu, interakciju rastaljene mase s betonom i drugim materijalima, djelovanje hvatača jezgre (ako postoji), porast unutarnjeg tlaka u zaštitnoj posudi zbog zagrijavanja (analiza uvjeta ranog ili kasnog otkaza zaštitne posude) te djelovanje rasteretnog sustava zaštitne posude (ako postoji). Krajnji cilj vjerojatnosne analize sigurnosti na drugoj razini je određivanje vjerojatnosti pojave radioaktivnog izvora određenog intenziteta u okolini nakon oštećenja reaktorske jezgre.

Treća razina vjerojatnosne analize sigurnosti određuje rizik stanovništva u okolini nuklearnog objekta zbog pojave izvora radioaktivnosti koji rezultira iz vjerojatnosne analize sigurnosti na drugoj razini. Taj dio analize rezultira s vjerojatnošću pojave određene doze zračenja najugroženijeg pojedinca i kolektivne doze okolnog stanovništva. Vjerojatnost pojave određene doze zračenja iz danog izvora zračenja ovisi o nizu okolnosti (meteorološki uvjeti za širenje radioaktivnosti u atmosferi, zemljištu i vodama, način zaštite stanovništva, sklanjanje, evakuacija, prevencija, obučenosť u primjeni plana zaštite i sl.). Rezultat treće razine vjerojatnosne analize sigurnosti izražava rizik stanovništva od posljedica ozračenja kroz broj oboljelih (izgubljenih radnih dana) i broj stradalih osoba (odnosno tzv. ranih smrtnih slučajeva). Kao primjer vidi u tablici 8.2.1. rezultat dobiven za američke nuklearne elektrane u studiji WASH 1400.

Studija WASH 1400

Kao što je u uvodnom dijelu ovog poglavlja spomenuto, studija WASH 1400 je prva studija sigurnosti nuklearnih elektrana s lakovodnim reaktorima (PWR i BWR) zasnovana na probabilističnim analizama i provedena uz realistične polazne pretpostavke. S obzirom na značenje te studije, koja je postavila temelj za dalji razvoj probabilističnih sigurnosnih analiza, osvrnut ćemo se ukratko na njezine polazne postavke i rezultate.

Ciljevi studije mogu se specificirati prema slijedećem:

- kvantitativno procijeniti rizik stanovništva od kvarova nuklearnih reaktora
- primijeniti realistične metode procjene umjesto prekomjerno konzervativnih

- identificirati ograničenja u metodama procjene sigurnosti pomoću probabilističnih analiza
- identificirati područja za buduća istraživanja
- poboljšati učinkovitost postojeće prakse koju primjenjuju industrija i državni organi na unapređenju sigurnosti nuklearnih elektrana.

Studija se zasniva na analizi provedenoj u slijedećim koracima:

1. definirati reaktorske akcidente i njihove scenarije koji mogu ugroziti sigurnost okoline
2. procijeniti vjerojatnost pojave tih akcidenata i količinu ispuštene radioaktivnosti
3. procijeniti posljedice za zdravlje i imovinu stanovništva od takvih ispuštanja
4. utvrđivati ukupne razine rizika od rada nuklearnih postrojenja i usporediti te rizike s rizicima koje daju druge ljudske aktivnosti i prirodni fenomeni.

Primijenjene metode kod izrade studije WASH 1400 uglavnom su odgovarajuće metodama probabilističnih analiza koje su opisane ranije u ovom poglavlju. Ovdje ćemo ponovno sažeti neke njihove najbitnije polazne postavke:

- Scenariji kvarova koji pridonose ugrožavanju okoline jesu oni koji dovode do topljenja reaktorske jezgre.
- Primijenjena metoda u analizi zasniva se na proračunu odgovarajućih stabala događaja i stabala kvarova.
- Stabla događaja obuhvaćaju otkaze sustava reaktora i zaštitne posude. Scenariji s malom vjerojatnošću pojave su eliminirani iz analize.
- Vjerojatnost otkaza reaktorskih sustava kvantificira se proračunom stabala kvarova polazeći od komponenata i podsustava dotičnog sustava.

Ulazni podaci potrebni za proračun stabala kvarova jesu podaci o frekvenciji kvarova komponenata opreme, podaci o potrebnom vremenu za održavanje i ispitivanje komponenata opreme (za vrijeme održavanja i ispitivanja komponenata je izvan pogona i time pridonosi neraspoloživosti sustava kojeg je dio) te podaci o vjerojatnosti ljudske greške. Najpouzdaniji su podaci iz samog referentnog postrojenja ili sličnih postrojenja. U pomanjkanju takvih podataka primijenjeni su podaci o raspoloživosti odgovarajućih komponenata opreme dobivenih iz iskustva s pogonom termoelektrana ili kemijskih postrojenja.

Zbog nesigurnosti mnogih ulaznih podataka u studiji je analizirana osjetljivost rezultata na ulazne podatke i procijenjena nesigurnost rezultata.

Osim ocjene utjecaja ljudskog faktora, posebna se pažnja posvetila otkazima sustava ili komponenata zbog zajedničkog uzroka (npr. sustavna greška pri proizvodnji istih komponenata, zajednički izvor napajanja, neodgovarajuća separacija cjevovoda ili kabela i sl.)

Rezultat studije je povezan s nizom scenarija čije su posljedice izračunate determinističkim metodama. Uzmimo kao primjer i potkrepu ove tvrdnje u obzir sljedeće činjenice:

- Ispuštanje pojedinih vrsta radioaktivnih nuklida u okoliš ovisi o kvaru na postrojenju i vrsti loma zaštitne posude. Na iznos ispuštene radioaktivnosti u okoliš znatno utječe vrijeme između ispuštanja radioaktivnih tvari u zaštitnu posudu i njezina loma. Ako je to vrijeme kratko, radioaktivni nuklidi imaju kraće vrijeme za raspad i taloženje na stijenkama postrojenja i zaštitne posude, pa će njihovo ispuštanje u okolinu biti veće. Kratko vrijeme do loma posude može biti uzrokovano brzim povećanjem unutarnjeg tlaka u posudi zbog pregrijavanja.

- Sadržaj fisijskih proizvoda u nuklearnom gorivu mijenja se sa sastavom goriva, odgorom i vremenskim rasporedom iskorišćenja snage u prošlosti.

Količinu ispuštene radioaktivnosti u okoliš smanjuju tehnički sustavi ugrađeni u zaštitnu posudu (tuševi, filtri).

U studiji WASH 1400 procjenjuje se ispuštanje radioaktivnih nuklida u okoliš za sve značajne scenarije kvara na reaktorskom postrojenju.

Nakon što je određena veličina izvora zračenja iz postrojenja i vjerojatnost nastanka takvog izvora zračenja, prelazi se na procjenu posljedica koje zbog toga mogu nastati u okolini.

Analiza posljedica je deterministički tip analize koji mora za poznati izvor zračenja obraditi:

- disperziju radioaktivnih nuklida u atmosferi
- gustoću i raspodjelu naseljenosti stanovništva oko nuklearne elektrane
- način i brzinu evakuacije stanovništva
- zdravstvene utjecaje zračenja
- utjecaj ispuštenog zračenja na gospodarstvo i vlasništvo građana.

Raspodjela radioaktivnih nuklida je analizirana primjenom modela radioaktivne "perjanice" koja se širi eksponencijalno ovisno o smjeru i jačini vjetra i drugim atmosferskim uvjetima. Račun je proveden za niz vremenskih uvjeta ovisnih o dobu dana i godišnjoj dobi. Vremenski uvjeti računati su za šest reprezentativnih klimatskih područja u SAD.

Raspodjela stanovništva je računata za 66 lokacija za stotinu nuklearnih elektrana s lakovodnim reaktorima u SAD. Zone oko svake lokacije podijeljene su u 16 radijalnih sektora (svaki od 22.5°) i za svaki sektor u korelaciji s vremenskim uvjetima određena je za svaki izvor zračenja koncentracija 54 najvažnijih radionuklida u zraku i zemljištu. Doze stanovništva za svaku lokaciju računane su za najgušće naseljene sektore i prosječno za ostale sektore.

Evakuacija stanovništva je pretpostavljena u polumjeru 8 km oko lokacije. U smjeru "perjanice" je protegnuta na 40 km. Računato je s nekoliko brzina evakuacije stanovništva (0 do 11 km/h) s istodobnom primjenom sredstava za zaštitu od zračenja (sklanjanje u zgrade, disanje kroz filter). Primjena zaštitnih mjera može prilično nadomjestiti evakuaciju.

U studiji WASH 1400 zdravstvene su posljedice zračenja podijeljene u tri kategorije:

- rana smrt
- rana bolest
- zakašnjela bolest.

Rana smrt obuhvaća smrtnu slučajevu od posljedica zračenja do jedne godine nakon ozračenja. Ovisnost broja ranih smrtnih slučajeva o primljenoj dozi je pretpostavljena linearnom, tako da je kod primljene doze na cijelo tijelo od 3,5 Sv približno 1% smrtnih slučajeva s linearnim porastom do 99,9% smrtnih slučajeva, kada doza dosegne 7,5 Sv.

Rane bolesti računane su kao bolesti dišnih organa ovisno o dozi zračenja na pluća (5% bolesti kod lokalne doze 30 Sv i 100% bolesti kod doze 60 Sv).

Zakašnjele bolesti računane su na temelju linearne hipoteze o ovisnosti primljene doze i zračenja (ONE 9.4). Prema toj hipotezi primljena kolektivna doza od 100 Sv rezultira jednim dodatnim smrtnim slučajem od kancerogenih bolesti tijekom životne dobi ozračenog stanovništva (10 do 40 godina nakon akcidenta).

Posebno se pri procjeni bolesti nakon nuklearnog akcidenta razmatraju oštećenja tiroide zbog ozračenja izotopom joda ^{131}I . Bolesti tiroide nastaju u većini slučajeva 10 do

40 godina nakon ozračenja, od kojih je oko 1/3 maligno. Te su bolesti, koje se inače vrlo uspješno liječe, uvrštene među zakašnjele.

Genetička oštećenja zbog zračenja računata su za prvu generaciju u periodu od 30 godina. Ukupni efekt genetičkih oštećenja je procijenjen tako da su oštećenja proračunata za prvu generaciju ekstrapolirana u istom iznosu na oko 150 godina.

Kao gubitak imovine računati su troškovi preseljenja i evakuacije stanovništva, troškovi dekontaminacije zemljišta i zgrada te gubitak dobiti od tog zemljišta i zgrada.

Prikaz rezultata studije

Ukupni rezultati studije prikazani su kao ovisnost posljedica akcidenta (broj smrtnih slučajeva ili broj povreda) o vjerojatnosti njegove pojave.

Radi ilustracije navest ćemo samo neke karakteristične rezultate studije WASH 1400. Rezultat proračuna za lakovodne reaktore (PWR i BWR), a koji se odnosi na broj ranih smrtnih slučajeva uzrokovanih akcidentima (pod akcidentima ovdje smatramo veća ispuštanja radioaktivnosti kao posljedica kvarova na reaktorskom postrojenju) na reaktorskim postrojenjima u funkciji očekivane frekvencije takvih događaja, prikazan je slikom 8.2.5.

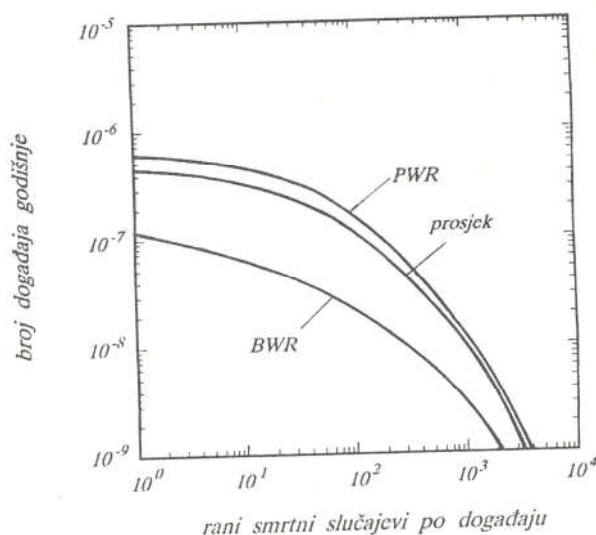
Općenito vrijedi da akcidenti koji dovode do većih štetnih posljedica (u ovom slučaju to je broj smrtnih slučajeva) imaju manju vjerojatnost nastanka. U studiji su analizirane posljedice akcidenata kojima je vjerojatnost nastanka veća od 10^{-9} događaja po reaktorskoj godini. Događaj s vjerojatnošću pojave 10^{-9} po reaktorskoj godini je iznimno rijedak a dobili bismo ga, primjerice, ako nakon nastanka inicijalnog događaja s vjerojatnošću 10^{-1} po reaktorskoj godini istodobno otkazu sigurnosni sustavi reaktora (vjerojatnost 10^{-4}) i zaštitna posuda (vjerojatnost 10^{-2}), da se događaj zbije u najnepovoljnijim meteorološkim uvjetima (vjerojatnost 10^{-1}) te da je radiacijom zahvaćeno najgušće naseljeno područje (vjerojatnost 10^{-1}). Istovremena pojava tolikih nepovoljnih okolnosti je ekstremno rijetka.

Studija pokazuje da bismo u takvom ekstremno rijetkom slučaju od posljedica kvara na lakovodnom reaktoru dobili oko 2000 ranih smrtnih slučajeva.

Slika 8.2.5. nadalje pokazuje da kod akcidenata kojima je vjerojatnost pojave oko 10^{-7} do 10^{-6} reaktorskih godina očekujemo svega jedan slučaj rane smrti od posljedica akcidenta. A takva se pojava javlja jednom u više od tisuću godina, ako u pogonu imamo tisuću reaktora!

Iz navedenih podataka možemo naslutiti da je studija WASH 1400 analitički dokazala da je rizik stanovništva od kvara na nuklearnim elektranama izvanredno malen. Treba naglasiti da zaključak vrijedi samo za reaktorske sustave za koje je studija izrađena. To su lakovodni reaktori (PWR i BWR) izvedeni prema američkoj tehnologiji i projektu.

Spoznaja o veličini nekog rizika (pa tako i rizika od rada nuklearnih elektrana) i odluka o njegovoj prihvatljivosti mora se zasnovati na usporedbi tog rizika s ostalim rizi-

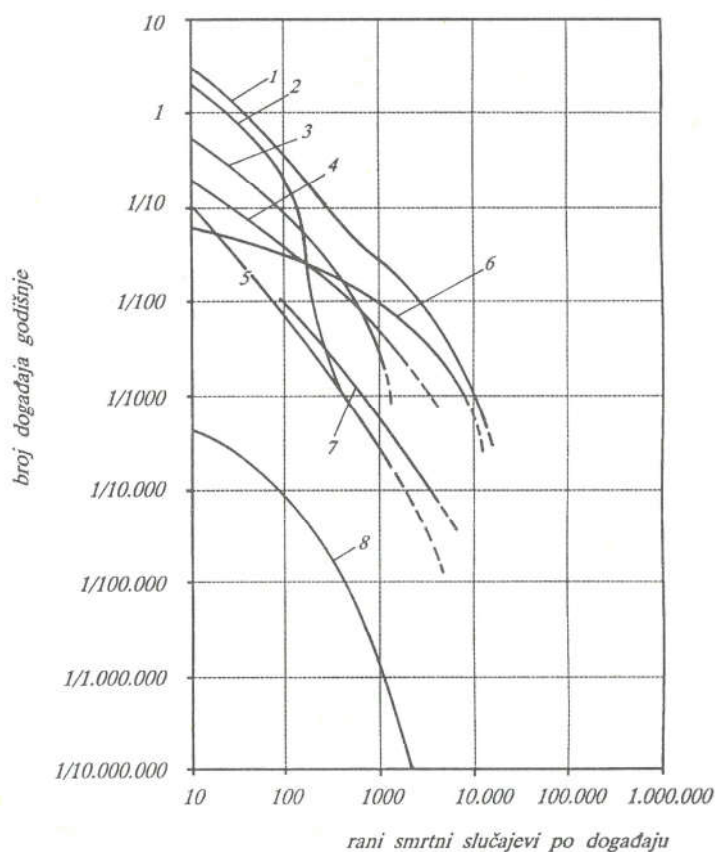


Slika 8.2.5. Ovisnost broja smrtnih slučajeva nakon nesretnog događaja zbog rada lakovodnih reaktora o vjerojatnosti pojave događaja (prema studiji WASH 1400).

cima kojima je čovjek izložen. Apsolutne sigurnosti nema. Studija WASH 1400 usporedila je rizik stanovništva koje živi 30 km oko spomenutih 66 lokacija od rada 100 nuklearnih elektrana na tim lokacijama i rizik kojem je to isto stanovništvo (oko 15 milijuna ljudi) izloženo zbog drugih razloga. Svi se proračuni temelje na raspoloživim statističkim podacima. Rezultati tog dijela studije prikazani su slikom 8.2.6.

Kao primjer, iz slike razabiremo da je vjerojatnost nastanka nesreće u nekoj od razmatranih 100 nuklearnih elektrana, koja bi mogla dovesti do rane smrti 10 osoba, koje žive oko neke od njihovih lokacija, manja od 1/1000 godišnje (tj. manja od jednog slučaja na tisuću godina pogona nuklearnih elektrana). Vjerojatnost da će isti broj ljudi godišnje stradati zbog nekih ostalih uzroka koji potječu iz ljudskih djelatnosti (eksplozije, lomovi brana, požari, padovi aviona ...) je sto do deset tisuća puta veća.

Na temelju slike 8.2.6. možemo izraziti godišnji rizik pojedinca od raznih nezgoda, odnosno broj ranih smrtnih slučajeva i povreda godišnje za određenu grupu ljudi, zbog takvih nezgoda. Dio rezultata takve analize za stanovništvo u okolici 100 nuklearnih elektrana daje tablica 8.2.1. Iz tablice slijedi da je rizik stanovništva koje živi u okolici nuklearnih elektrana neuporedivo manji zbog rada tih nuklearnih elektrana nego od drugih uzroka (posebno od automobilske nesreće).



Slika 8.2.6. Usporedba rizika stanovništva zbog rada 100 nuklearnih elektrana i rizika od drugih uzroka prema rezultatima studije WASH 1400: 1 – svi uzroci koji potječu iz ljudskih djelatnosti, 2 – nesreće u avionskom saobraćaju, 3 – požari, 4 – eksplozije, 5 – broj smrtnih slučajeva među stanovništvom na zemlji zbog padova aviona, 6 – lomovi brana hidroelektrana, 7 – ispuštanje klora, 8 – pogon 100 nuklearnih elektrana.

Tablica 8.2.1. Očekivani godišnji broj ranih smrtnih slučajeva i bolesti 15 milijuna stanovnika koji žive na 30 km od lokacija američkih nuklearnih elektrana

Vrsta akcidenta	Rani smrtni slučajevi	Povrede
automobilske nesreće	4 200	375 000
padovi	1 500	75 000
požari	560	22 000
udari struje	90	?
udari gromova	8	?
pogon 100 nuklearnih reaktora	0,3	6

Već je napomenuto da je studija WASH 1400 prva sveobuhvatna analiza kojom su kvantificirani rizici zbog rada nuklearnih postrojenja.

Opći zaključci koji slijede iz studije jesu:

- akcidenti koji vode do oštećenja jezgre bez gubitka integriteta zaštitne posude vrlo malo utječu na okolinu,
- rizici od reaktorskih nesreća kojima je izloženo stanovništvo manji su od rizika koji nastaju zbog drugih uzroka u svakodnevnom životu,
- vjerojatnost nastanka reaktorskih akcidenata mnogo je manja od vjerojatnosti nastanka drugih nezgoda koje daju slične posljedice.

Osim za kvantifikaciju rizika od rada nuklearnih elektrana posebno značenje studije WASH 1400 je i u razradi metode za izradu analiza te vrste. Nakon te studije su, primjenom slične metode, izrađene specifične vjerojatnosne studije rizika (odnosno vjerojatnosne analize sigurnosti) za mnoge nuklearne elektrane u raznim zemljama.

Nakon dovršenja studije objavljene su mnoge kritike raznih znanstvenih ustanova (ovamo pripada i poznati Lewisov izvještaj) i pojedinaca, osobito s obzirom na kvantitativne rezultate studije i ugrađene nesigurnosti. Kritike međutim nisu osporile upotrijebljenu metodu ni značenje vjerojatnosnih analiza za sustavnu analizu sigurnosti nuklearnih elektrana. Spoznaja o vrijednosti vjerojatnosne analize rizika posebno je došla do izražaja nakon nezgode na reaktoru nuklearne elektrane Otok tri milje.

Ta je spoznaja rezultirala činjenicom da danas nacionalne regulatorne organizacije većine zemalja, kao i Međunarodna agencija za atomsku energiju ne samo preporučuju već i obvezuju vlasnike nuklearnih elektrana na izradu takvih studija za sve nuklearne elektrane u pogonu. Studija je izrađena i za nuklearnu elektranu Krško. U njezinoj su izradi, kao suradnici Westinghouse-a sudjelovali Elektrotehnički fakultet, Institut "Ruđer Bošković" iz Zagreba te Institut "Jožef Štefan" iz Ljubljane.

Njemačka studija rizika

U uvodnom dijelu ovog poglavlja je spomenuto da je nakon SAD i u Njemačkoj pokrenuta inicijativa da se na nacionalnoj razini izradi studija o rizicima kojima je izloženo stanovništvo zbog rada i dalje gradnje nuklearnih elektrana.

U Njemačkoj su analizirani rizici stanovništva od rada 25 nuklearnih elektrana na 19 lokacija.

Treba naglasiti da je studija primjenjiva samo na lakovodne reaktore (PWR i BWR) građene na teritoriju bivše Zapadne Njemačke, a ne na nuklearne elektrane s reaktorima tipa VVER koji su se gradili u bivšoj Istočnoj Njemačkoj.

Već je spomenuto da je razlog za izradu studije u spoznaji da uvjeti pod kojima je izrađena studija WASH 1400 nisu izravno primjenjivi na njemačke prilike zbog različite

(veće) gustoće naseljenosti u okolišu nuklearnih elektrana i razlike u ugrađenim sigurnosnim sustavima reaktora.

Metoda primijenjena pri razradi njemačke studije rizika slična je metodi iz studije WASH 1400.

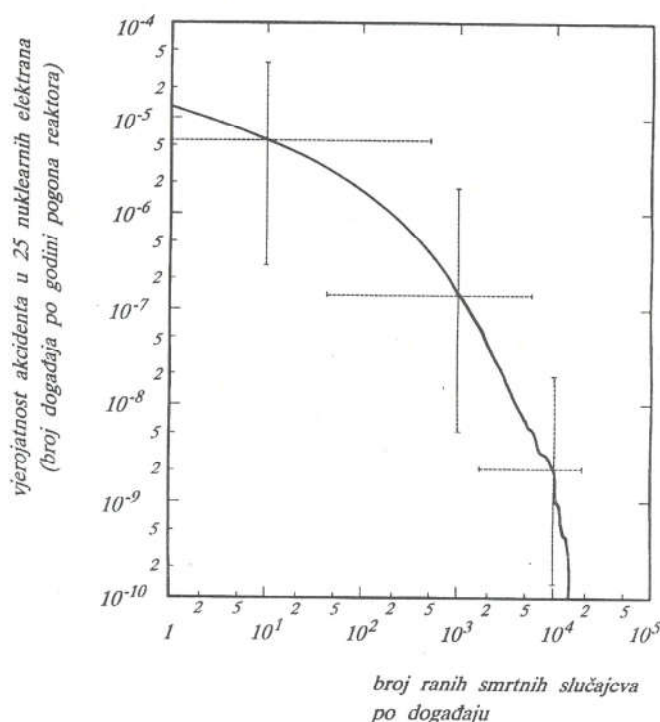
Studija je podijeljena u dvije faze (faza A, dovršena 1979. godine, i faza B, dovršena 1989. godine). U fazi B produbile su se analize iz faze A na temelju novijih tehničkih rješenja primijenjenih u njemačkim nuklearnim elektranama i nakupljenog pogonskog iskustva (posebno iskustva s raspoloživošću komponenata opreme).

Kao ilustraciju navest ćemo neke rezultate koji proizlaze iz faze A studije. Slično kao studija WASH 1400 i njemačka studija rizika određuje posljedice reaktorskih akcidenata u funkciji vjerojatnosti njihova nastanka za stanovništvo u okolišu nuklearnih elektrana, ali za njemačke uvjete. Rezultati su prikazani slikom 8.2.7.

Dobiveni rezultati ne odstupaju bitno od onih u studiji WASH 1400.

Na slici je crtkano prikazana širina područja u kojima možemo računati s 90% vjerodostojnosti rezultata. Vidimo da je očekivano rasipanje rezultata u navedenom području znatno (do dva reda veličine). Primjerice, nesreća u kojoj nastaje tisuću ranih smrti zbog rada 25 nuklearnih elektrana može nastati s vjerojatnošću između 7×10^{-9} i 2×10^{-6} po godini pogona reaktora. Nesreća pak čija je procijenjena prosječna vjerojatnost nastanka oko 10^{-7} po godini pogona reaktora može uzrokovati broj ranih smrtnih slučajeva koji varira između 50 i 5 000.

Rasipanje konačnih rezultata rezultira iz nesigurnosti ulaznih podataka o vjerojatnosti otkaza opreme, utjecaja ljudskog faktora, meteoroloških uvjeta za širenje radionuklida, raspodjeli gustoće naseljenosti i sl.



Slika 8.2.7. Ovisnost broja smrtnih slučajeva po nesretnom događaju zbog rada 25 nuklearnih elektrana i vjerojatnosti pojave događaja (prema njemačkoj studiji rizika, faza A).

I njemačka studija rizika, slično kao i studija WASH 1400, uspoređivala je rizike stanovništva od rada nuklearnih elektrana s rizicima tog stanovništva od drugih uzroka u svakodnevnom životu.

U tablici 8.2.2. dana je usporedba godišnjeg rizika od fatalne nesreće za milijun stanovnika koji žive u okolini 25 njemačkih nuklearnih elektrana.

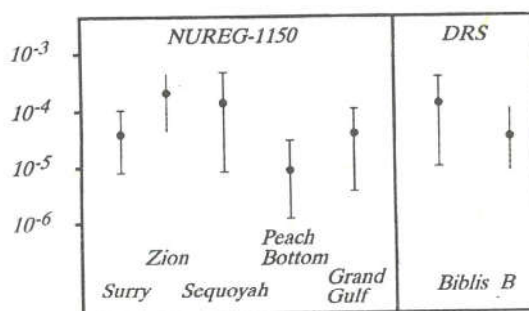
Tablica 8.2.2. Godišnji rizik od fatalne nesreće za milijun stanovnika u blizini nuklearnih elektrana u Njemačkoj

Tip akcidenta	Prosječni godišnji broj ranih smrtnih slučajeva na milijun stanovnika
rad u rudnicima	540
rad u zdravstvu	40
nesreće na radu (prosječno)	130
rad u domaćinstvu i rekreacijske aktivnosti	230
vožnja automobilom (75 min. dnevno)	240
vožnja avionom (1 sat tjedno)	50
udari struje	4
udari groma	0,6
rana smrt zbog nuklearnog akcidenta	0,01
smrt od raka zbog izlaganja zračenju kod nuklearnog akcidenta	0,2
smrt od raka zbog uzroka koji nisu vezani uz rad nuklearnih elektrana	2700

Tablica 8.2.2., kao i tablica 8.2.1., pokazuje da je dodatni rizik stanovništva koji žive u okolini nuklearnih elektrana zbog potencijalne nesreće na tim postrojenjima zanemariv prema rizicima iz drugih razloga kojima je to stanovništvo izloženo.

U fazi B studije, suglasno prije navedenom, produbljeni su rezultati za njemačke nuklearne elektrane, imajući u vidu poboljšane tehnološke sustave ugrađene u novija postrojenja i vjerodostojnije podatke o raspoloživosti opreme. Rezultat faze B je pokazao vjerojatnost topljenja jezgre od svih internih i eksternih inicijalnih događaja oko 3×10^{-5} slučajeva po godini dana rada reaktora, što je približno tri puta manja vjerojatnost od one dobivene u fazi A, bez obzira na to što je u fazi B studije računato s više inicijalnih događaja nego u fazi A. Poboljšanje odražava viši stupanj sigurnosti zbog ugradnje savršenijih sustava u nuklearne elektrane. I kod faze B uzeta je ista referentna nuklearna elektrana (Biblis B) kao i kod faze A, ali s usavršenijim tehničkim sustavima. U novu generaciju njemačkih nuklearnih elektrana (elektrane iz serije "konvoj") ugrađena su dalja tehnička poboljšanja.

Usporedba rezultata analize za vjerojatnost topljenja reaktorske jezgre prema njemačkoj studiji rizika za faze A i B za NE Biblis B, te za pet američkih nuklearnih elektrana: Surry, Zion, Sequoyah, Peach Bottom i Grand Gulf, prema novi-



Slika 8.2.8. Usporedba vjerojatnosti oštećenja jezgre (izražena brojem slučajeva po godini pogona reaktora) za pet američkih nuklearnih elektrana prema dokumentu NUREG 1150 i nuklearne elektrane Biblis B prema njemačkoj studiji rizika, faza A i B.

jem dokumentu američke regulatorne komisije (NRC) NUREG 1150, dani su slikom 8.2.8. Nije naodmet prisjetiti se da su nuklearne elektrane Surry i Peach Bottom bile referentne za studiju WASH 1400.

Poboljšanja sustava uključena u vjerojatnosnu analizu u fazi B njemačke studije rizika, najviše su došla do izražaja pri savladavanju posljedica malih lomova na primarnom rashladnom krugu i gubitka napajanja sigurnosnih sustava elektrane s električnom energijom. Kod tih je uzročnih događaja vjerojatnost nepovoljnog ishoda smanjena za oko jedan red veličine u odnosu na fazu A studije (konkretno radi se o vjerojatnosti nepovoljnog ishoda po godini rada reaktora za te uzročne događaje $5,7 \times 10^{-5}$ i $1,3 \times 10^{-5}$ u studiji faze A, te $3,7 \times 10^{-6}$ i $2,2 \times 10^{-6}$ u studiji faze B).

8.3. Usporedba rizika u okolišu zbog gradnje i pogona raznih tipova elektroenergetskih objekata

Nedvojbeno je da gradnja i rad svakog elektroenergetskog izvora (kao uostalom i većina drugih proizvoda ljudskih djelatnosti) nepovoljno utječe na okoliš. Opseg i način djelovanja na okoliš bitno ovisi o vrsti energetskog izvora.

Utjecaj energetskih objekata na okoliš ogleda se u utjecaju na zdravlje stanovništva u okolici objekata i u utjecaju na biljni i životinjski svijet. Taj se utjecaj obično računa na jedinicu proizvedene energije u razmatranom energetskom objektu.

Treba uzeti u obzir da je proizvodnja električne energije prijeko potrebna za održanje života stanovništva na današnjoj civilizacijskoj razini. Pomanjkanje električne energije je veća opasnost za živote i zdravlje ljudi nego rad bilo kojeg elektroenergetskog objekta izgrađenog na podlozi postojećih tehničkih standarda.

Stoga zaštita okoliša koja bi se postigla odustajanjem od daljnje gradnje elektroenergetskih izvora ili zatvaranja većine postojećih ne dolazi u obzir. Racionalna upotreba energije, odnosno njezina štednja, samo je korisno pomagalo u smanjenju potrebne gradnje novih energetskih izvora.

Suglasno navedenom, pri planiranju razvoja elektroenergetskog sustava moramo predvidjeti gradnju odgovarajućih energetskih kapaciteta s tim što pri izboru objekata treba voditi račun o utjecaju tih objekata na okoliš i birati one kod kojih je taj utjecaj najpovoljniji.

Iz tih je razloga veoma važno poznavati relativan utjecaj elektroenergetskih objekata na okoliš.

Taj se utjecaj može promatrati u prostornoj dimenziji (kao lokalni, regionalni i globalni utjecaj) i u vremenskoj dimenziji (kao trenutni odnosno kratkoročni i kao dugoročni).

Pri usporedbi elektroenergetskih objekata treba uzeti u obzir sve faze njihove gradnje i pogona te cijeli gorivni ciklus (vađenje, preradu i transport energenta do elektrane te deponij njegovih otpadaka). Nije dovoljno promatrati samo pogon objekata jer to može dati iskrivljenu sliku. Ako, primjerice, s gledišta utjecaja na okoliš uspoređujemo hidroelektranu i termoelektranu samo u fazi pogona, nedvojbeno je prednost hidroelektrane jer ona tijekom pogona veoma malo zagađuje okoliš. Međutim, kada se uzme u obzir cjelokupni proces gradnje hidroelektrane, koji traži velike količine materijala za gradnju brane i pogonskih objekata (i zagađenje okoline prilikom proizvodnje cementa i željeza za te objekte) i veliku površinu devastiranog i potopljenog terena za akumulacijsko jezero kao i potencijalni rizik od loma brane, usporedba postaje nešto drukčija.

Elektroenergetski objekti za koje postoji najviše podataka o utjecaju na okoliš jesu termoelektrane (na ugljen, tekuće gorivo i plin) i nuklearne elektrane. S energetskog

aspekta te su elektrane međusobno zamjenjive, stoga ih ima smisla uspoređivati i s ekološke strane. To naravno ne znači da nisu važne takve analize za hidroelektrane pa i za aditivne izvore (solarne elektrane, elektrane na vjetar i dr.), iako njihov utjecaj na okoliš, posebno kada je riječ o hidroelektranama, znatno podliježe utjecaju lokalnih faktora.

Kvalitativni prostorni i vremenski utjecaj termoelektrana i nuklearnih elektrana na okoliš shematski se može opisati slijedećim postavkama.

Termoelektrane na ugljen

Kratkoročne posljedice

lokalno	-----	zahvat u tlo i podzemne vode tijekom gradnje
lokalno	-----	zagađenje zraka dimnim plinovima SO ₂ , NO _x , ugljikovodicima, aerosolima, prašinom

Srednjoročne posljedice

lokalno	-----	trajna promjena prirodne sredine
lokalno	-----	zagađenje vodotoka i obala
lokalno	-----	zagađenje voda teškim metalima koji se izlužuju iz deponija pepela i šljake
regionalno	-----	oštećenje vodenih i morskih organizama
regionalno	-----	oštećenje šuma i drugih biljnih vrsta kiselim kišama zbog emisija sumpornih spojeva

Dugoročne posljedice

regionalno	-----	kiselost vodotoka i jezera
globalno	-----	klimatske promjene i povišenje morske razine zbog emisija CO ₂ i drugih stakleničkih plinova

Primjedba: Kod termoelektrana na tekuća goriva otpada utjecaj na okoliš vezan uz deponije pepela i šljake a kod plinskih termoelektrana dobrim dijelom i utjecaj vezan uz emisiju sumpornih spojeva u dimnim plinovima.

Nuklearne elektrane

Kratkoročne posljedice

lokalno	-----	zahvat u tlo i podzemne vode tijekom gradnje
---------	-------	--

Srednjoročne posljedice

lokalno	-----	trajna promjena prirodne sredine
lokalno	-----	zračenje te kontaminacija zemljišta i vode radionuklidima u slučaju akcidenta
regionalno	-----	zračenje te kontaminacija vode i zemljišta u slučaju ozbiljnog akcidenta

Dugoročne posljedice

lokalno	-----	nadzor prostora skladišta radioaktivnog otpada
---------	-------	--

Iz tog prikaza možemo zaključiti da kod nuklearnih elektrana znatniji rizik u okolišu nastaje tek kod akcidenta (posebno kod ozbiljnih akcidenta), dok je kod termoelektrana takav rizik prisutan i za vrijeme njihova normalnog pogona. Ako bismo termoelektrane svrstali prema njihovom utjecaju na okoliš, najnepovoljnije bi bile termoelektrane na ugljen, zatim na tekuća goriva, a najpovoljnije one koje izgaraju plin.

Količinu ispuštenih sumpornih i dušičnih spojeva u dimnim plinovima za sve tri vrste termoelektrana po jedinici proizvedene energije donosi tablica 8.3.1.

Tablica 8.3.1. Atmosferske emisije termoelektrana raznih tipova u tonama po gigavatu proizvedene električne energije*

Vrsta goriva	Krute čestice	SO ₂	NO _x	Ugljikovodici
ugljen	1160	23200	23200	45
tekuća goriva	1160	31000	11600	273
plin	?	22	2500	36

* Prema mjerenjima u SAD početkom 1980-ih godina (13).

U dimnim plinovima emitiranim iz termoelektrana osjetljiv doprinos štetnosti za zdravlje daju u njima sadržani policiklički aromatski ugljikovodici (u literaturi skraćeno označeni kao PAH) i teški metali u krutim česticama. Valja primijetiti da mnoge termoelektrane ložene ugljenom emitiraju i radioaktivne izotope urana i torija sadržanih u ugljenu.

Iz tablice je vidljivo da su s aspekta emisija sumpornih i dušičnih spojeva, dakle s aspekta izazivanja kiselih kiša, termoelektrane ložene krutim i tekućim gorivima bitno nepovoljnije od termoelektrana loženih plinom.

Usporedimo li utjecaj termoelektrana i nuklearnih elektrana na okoliš, mogli bismo ustanoviti da i jedna i druga vrsta elektrana utječe na rizik za zdravlje stanovništva s tim što termoelektrane (zbog emisija sumpornih i dušičnih spojeva te ugljik-dioksida) mnogo više nego nuklearne elektrane utječu još i na biljni svijet i na globalnu ekologiju (kisele kiše, učinak staklenika).

Upravo zbog tih razlika teško je pronaći prave pokazatelje kojima bismo mogli kvantificirati i na utemeljen način usporediti rizike koje jedan i drugi tip objekata izazivaju u okolišu.

Zbog toga su se do danas publicirane studije komparabilnog rizika u okolišu od gradnje i pogona energetske objekata ograničile na usporedbu rizika pogonskog osoblja i stanovništva u njihovoj blizini izraženu brojem izgubljenih radnih dana zbog bolesti ili neposrednih ili kasnijih smrtnih slučajeva.

Prve studije te vrste izrađene su početkom 1970-ih godina. Do sada ih je izrađeno desetak. Jedna od posljednjih je ona koju je 1989. godine publicirao A. F. Fritzsche iz Švicarske. Ta je studija sintetizirala dotadašnja dostignuća, a i dalji doprinos naporima na kvantifikaciji rizika profesionalnog osoblja i stanovništva zbog gradnje i pogona elektroenergetskih objekata. Studija je poslužila kao jedna od osnova za rad simpozija eksperata u Helsinkiju 1991. godine (Senior Expert Symposium on Electricity and Environment) sazvanog od 11 međunarodnih organizacija u čijem je djelokrugu rada razvoj energetike i briga za okoliš. Budući da podatke iznesene u studiji nije osporio međunarodni skup pozvanih eksperata, možemo smatrati da oni daju dobru sliku današnjih spoznaja o razmatranoj problematici. Stoga će biti upotrijebljeni kao osnova za razmatranja koja slijede.

Raspoloživi statistički podaci koji kvantificiraju utjecaj elektroenergetskih postrojenja na okoliš prilično su oskudni, pa čak i kada interes ograničimo samo na utjecaj tih objekata na rizike po zdravlje profesionalnog osoblja i okolnog stanovništva (dakle kada zanemarimo indirektnu, ali mnogo dalekosežniju ekološku učinke zbog rada elektroenergetskih postrojenja). Temeljne podloge za analizu daju statistički podaci o emisijama

štetnih tvari tijekom rada objekata te podaci o nesrećama koje prati gradnja i rad objekata (nesreće na radu i pri transportu materijala).

Osnovne poteškoće pri kvantificiranju rizika jesu u slabo poznatoj uzročnoj vezi između emisija i njihovih posljedica za zdravlje. Posebno je to izraženo kada je riječ o malim emisijama, a osobito kada su u pitanju emisije kemikalija.

Za emisije radioaktivnih tvari postoje razrađene (iako prilično diskutabilne) metode za kvantifikaciju rizika (temelje se na tzv. linearnoj hipotezi, bez praga djelovanja, vidi UNE, 9.4).

Linearna hipoteza je prihvaćena pri proračunavanju rizika od izlaganja stanovništva radioaktivnom zračenju, jer su mjerodavni eksperti prihvatili takav vrlo konzervativan pristup da rizici ni u kojem slučaju ne bi bili podcijenjeni.

Da li i pri kvantifikaciji djelovanja štetnih kemijskih supstancija primijeniti isti princip ekstrapolacije poznatog rizika kod većih koncentracija, pod velikim je upitnikom. U problematičnost takvog pristupa možemo se uvjeriti iz sljedećeg primjera: Ako, recimo, jedna osoba proguta 100 tableta aspirina, vjerojatno će umrijeti. Ako pak tih 100 tableta podijelimo na 100 osoba i svaka proguta po jednu, da li će između njih zbog toga nastati jedan smrtni slučaj? Takav bi ishod, na temelju pretpostavke istog rizika, tražila linearna hipoteza.

Kada su u pitanju kemijske supstancije utvrđivanje odnosa emisija i posljedica za zdravlje dobivaju se dugogodišnjim promatranjem i obradom velike količine statističkih podataka. Stvaranje sveobuhvatne banke podataka na međunarodnoj razini je temeljna pretpostavka za prihvatljive analize rizika u okolišu zbog rada elektroenergetskih objekata.

U spomenutoj studiji Fritzsche je na temelju raspoloživih statističkih podataka i ranijih studija podijelio rizike na one kojima je podložno profesionalno osoblje što radi u energetskim objektima i na one kojima je podložno šire stanovništvo. Svaka od tako definiranih skupina rizika dijeli se na one koji rezultiraju momentalnim i zakašnjelim smrtnim slučajevima po gigavat godini proizvedene električne energije u termoelektranama loženim

Tablica 8.3.2. Broj momentalnih i zakašnjelih smrtnih slučajeva po gigavat godini proizvedene energije u elektranama s raznim gorivima

Gorivo	Profesionalno osoblje		Stanovništvo	
	momentalni	kasniji	momentalni (a)	kasniji
ugljen	0,4 - 3,2 (b) 0,16 - 1,7 (e)	0,13 - 1,1 (c) 0,02 - 0,15 (f)	0,1 - 1,0	2,0 - 6,0 (d)
tekuće gorivo	0,2 - 0,85 (g) 0,22 - 1,3 (h)		0,001 - 0,1	2,0 - 6,0 (d)
plin	0,1 - 0,5 (g) 0,17 - 1,0 (h)		0,2	0,004 - 0,2 (d)
nuklearno (PWR/BWR)	0,09 - 0,5 (b) 0,07 - 0,1 (e)		0,001 - 0,01	0,005 - 0,2

(a) najveći doprinos riziku daje transport

(b) podzemni iskop rude

(c) najveći doprinos riziku daje podzemni iskop

(d) najveći doprinos riziku daje pogon elektrane

(e) površinski iskop

(f) osnovni doprinos riziku daje površinski iskop

(g) bušotina na kopnu

(h) bušotina u podmorju.

ugljenom, tekućim gorivima, plinom i nuklearnim elektranama. Rezultati analize prikazani su u tablici 8.3.2.

Kod termoelektrana rizici potječu od iskopa sirovine, prerade rude, transporta, gradnje i pogona elektrane. Kod nuklearnih elektrana odnose se na iskop i konverziju urana, obogaćenje, izradu gorivnih elemenata, transport, gradnju i pogon elektrane. Rizici od katastrofalnih kvarova nisu uključeni.

Na temelju analize gradnje i pogona te (veoma manjkavih) statističkih podataka u istoj su studiji, analizirani i rizici profesionalnog osoblja i stanovništva zbog gradnje i pogona aditivnih energetskih izvora (solarne fotonaponske i solarne termičke elektrane te elektrane na vjetar).

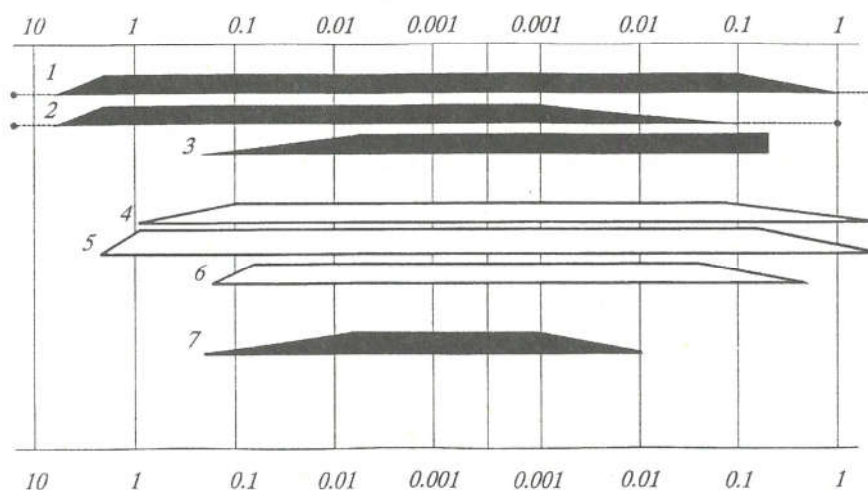
Rezultati proračuna momentalnih i kasnijih rizika stanovništva u okolišu energetskih objekata prikazani su slikom 8.3.1. Sličan prikaz može se dati i za profesionalno osoblje.

Na slici su horizontalnim ploham označeni rizici zbog rada energetskih izvora. Osjenčane plohe odnose se na rizike vrsta postrojenja za koje postoje pouzdaniji statistički podaci (termoelektrane na ugljen, tekuća goriva i plin te nuklearne elektrane). Neosjenčane plohe označuju rizike od gradnje i pogona aditivnih energetskih izvora za koje su podaci veoma manjkavi. Kosine na krajevima ploha daju područje nesigurnosti procjena rizika, a točke u produžetku njihove ekstremne vrijednosti.

Rezultate procjene četiriju kategorija rizika kvantificirane tablicom 8.3.2, i slikom 8.3.1. možemo komentirati na slijedeći način:

– Momentalni rizik profesionalnog osoblja

Rizik je najviši pri korištenju ugljena kao goriva. Niži je kada se kao gorivo upotrebljava tekuće gorivo i plin. Pri korištenju aditivnih izvora (solarne elektrane obaju tipova i elektrane na vjetar) momentalni rizik profesionalnog osoblja je istog reda veličine kao pri korištenju ugljena, a za jedan do dva reda veličine veći od rizika koji izaziva gradnja i pogon lakovodnih nuklearnih elektrana.



Slika 8.3.1. Broj momentalnih smrtnih slučajeva (desna strana slike) i broj kasnijih smrtnih slučajeva (lijeva strana slike) među stanovništvom zbog rada elektroenergetskih objekata i njihovih gorivnih ciklusa po gigavatgodini proizvedene električne energije: 1 – termoelektrane na ugljen, 2 – termoelektrane na tekuća goriva, 3 – termoelektrane na plin, 4 – solarne termalne elektrane, 5 – solarne fotonaponske elektrane, 6 – elektrane na vjetar, 7 – nuklearne elektrane.

- Kasniji rizik profesionalnog osoblja
Kasnije rizike profesionalnog osoblja treba poglavito pripisati rudarenju urana i ugljena. Oba su rizika istog reda veličine. Podzemni iskop ugljena je po jedinici proizvedene energije ipak opasniji od podzemnog iskopa urana. Kod površinskog pak kopa vađenje ugljena nešto je manje rizično nego vađenje urana.
- Momentalni rizik stanovništva.
Momentalna smrtnost među stanovništvom pretežito je uzrokovana nesrećama tijekom transporta materijala potrebnog za gradnju i pogon energetskeg objekta (treba podsjetiti da ovdje ne razmatramo posljedice težih akcidenata pri radu postrojenja, na njih ćemo se osvrnuti kasnije). Stoga rizici ovise o dužini transporta i količini prevezenog materijala. Kod nuklearne elektrane taj je rizik izrazito niži nego kod drugih alternativa (posebno ugljena), jer je potrebna količina materijala koju treba prevesti tijekom gradnje, a pogotovo tijekom pogona, mnogo manja. Treba uzeti u obzir i rizik, razmjeran s količinom materijala, koji potječe iz proizvodnje tih materijala (poglavito cementa i željeza), bez obzira na to što se ti materijali obično ne proizvode neposredno uz lokaciju energetskeg objekta.
- Kasniji rizik stanovništva
Procjenu kasnijeg rizika stanovništva, suglasno ranijoj diskusiji, prate velike nesigurnosti. Na slici 8.3.1. navedeni su (prema Fritzsche) rizici te kategorije za klasične, aditivne i nuklearne (LWR) energetske objekte. Rizici potječu iz emisija nastalih tijekom pogona kao i tijekom održavanja postrojenja. Kod termoelektrana svih vrsta ti su rizici vezani uz emisiju dimnih plinova i krutih čestica u atmosferu, a kod nuklearnih elektrana uz emisiju radioaktivnih nuklida u atmosferu i vodotok. Kod aditivnih energetskeg izvora rizici potječu od proizvodnje i pogona fotonaponskih ćelija (izlaganje sadržanim spojevima arsena i fosfora kao i nastalim otrovnim plinovima), od buke u pogonu (kod elektrana na vjetar).

Rizik od pogona elektrana uključuje i rizik vezan uz obradu nastalih otpadaka tijekom pogona.

Uzevši sve navedeno u obzir, analize čiji je rezultat iskazan slikom 8.3.1. pokazuju da je kasniji rizik okolnog stanovništva od rada termoelektrana loženih ugljenom i tekućim gorivima bitno veći od kasnijeg rizika kojemu bi ti stanovnici bili izloženi od rada nuklearnih elektrana ili termoelektrana na plin.

Kod aditivnih energetskeg izvora rizici razmatrane kategorije slični su kao kod termoelektrana.

Rizici od katastrofalnih kvarova u energetskeg postrojenjima

Tablica 8.3.2. ne uključuje rizike profesionalnog osoblja i stanovništva od katastrofalnih kvarova u energetskeg postrojenjima. Stoga takve rizike valja posebno razmotriti.

Statističke podatke o većim kvarovima na elektroenergetskeg objektima u periodu od 1969. do 1986. godine koji su rezultirali smrtnim slučajevima Fritzsche je sumarno prikazao tablicom 8.3.3.

Tablica 8.3.3. pokazuje da su prema statističkeg podacima u proteklom 20 godišnjem periodu najveći broj momentalnih smrtnih slučajeva, sveden na jedinicu proizvedene energije prouzročili rušenja brana hidroelektrana, a nakon toga nesreće u rudnicima ugljena i eksplozije plinovima.

Neke veće nesreće zabilježene u danom periodu jesu:

Tablica 8.3.3. Statistički podaci o katastrofalnim kvarovima na energetskeim objektima u periodu od 1969. do 1986. godine

Vrsta energenta	Broj nesreća	Momentalni smrtni slučajevi		Proizvedena energija GWgod	Broj slučajeva po GWgod
		po nesreći	ukupni		
<i>Ugljen</i> - nesreće u rudnicima	62	10 - 434	3 600	10 000	0,36
<i>Nafta</i> - nesreće kod bušotina - požari rafinerija - nesreće pri transportu	6 15 42	6 - 123 5 - 145 5 - 500	- 450 1 620	21 000	- 0,02 0,06
<i>Prirodni plin</i> požar / eksplozija	24	6 - 452	1 440	8 600	0,17
<i>Hidroelektrane</i> - rušenja brana	8	11 - 2 500	3 839	2 700	1,41
<i>Nuklearne elektrane</i> - ispušt velike radioaktivnosti	1	31	31	1 100	0,03

Rušenja brana:

- Gujarati, Indija 1979. (15 000)
- Vaiont, Italija 1963. (1989)
- Macchu 2, Indija 1979. (2500)
- Orissa, Indija 1980. (1000)
- Canyon Lake, SAD 1972. (240)

Nesreće u rudnicima ugljena:

- ?, Kina 1982. (284)
- Mei Shan, Tajvan 1984. (121)
- Yubari, Japan 1981. (93)
- Tajpeh, Tajvan 1984. (93)
- Omuta, Japan 1984. (83)

Eksplozije plinovoda:

- Cubatao, Mexico 1984. (500)
- San Juanico, Mexico 1984. (> 500)
- Ash-Ufa, Rusija 1989. (> 500)
- Ural, Rusija 1989. (600-800)
- San Carlos, Španjolska 1978. (216)

Broj smrtnih slučajeva po nesreći dan je u zagradi.

Rizici od rušenja brana hidroelektrana i eksplozija plinovoda pretežito su rizici stanovništva oko energetskeg objekta, dok su rizici od ostalih nesreća ograničeni uglavnom na profesionalno osoblje.

Pri razmatranju rizika od katastrofalnih nesreća u energetskeim objektima je ključni element, osim statističkog podatka o broju žrtava u nesreći, očekivana vjerojatnost pojave

takve nesreće po jedinici proizvedene energije. Za nuklearne elektrane s lakovodnim reaktorima je veza između posljedica i vjerojatnosti nastanka nesreće analizirana u mnogim studijama, među kojima su najznačajnije WASH-1400, NUREG 1150 te njemačke studije rizika (vidi poglavlje 8.2). Kod konvencionalnih energetske objekata postoje samo početni pokušaji takvih analiza. Iz jedne od njih, iznesene na spomenutoj konferenciji eksperata u Helsinkiju, proizlazi da je vjerojatnost momentalnog gubitka sto života po gigavat godini proizvedene energije zbog nesreće nuklearne elektrane s lakovodnim reaktorom u granicama 10^{-8} do 10^{-6} (što je rezultat probabilističkih analiza sigurnosti). Ako je riječ o eksploziji plinovoda ili o rušenju brana hidroelektrana, vjerojatnost gubitka tolikog broja života uz istu proizvedenu energiju barem je za oko dva reda veličine veća (oko 10^{-4}), a u nesrećama u rudnicima ugljena i za tri reda veličine veća.

Veoma su manjkavi podaci o kasnijim rizicima stanovništva i profesionalnog osoblja od velikih kvarova u konvencionalnim energetskim objektima.

Procjene kasnijih rizika stanovništva od kvarova nuklearnih elektrana, su razrađene bilo na temelju analitičkih procjena (u okviru prije opisanih studija rizika za nuklearne objekte), bilo na temelju iskustva s nesrećom na nuklearnoj elektrani Černobilj.

Nesreća na nuklearnoj elektrani Černobilj

Katastrofa nuklearne elektrane Černobilj uzrokovala je 31 žrtvu neposredno nakon nesreće. Broj kasnijih žrtava zbog posljedica primljene doze zračenja prilično je neodređen. Neposredno nakon nesreće skupina eksperata, što ju je koordinirala Međunarodna agencija za atomsku energiju (IAEA), procijenila je kolektivnu dozu najugroženijeg stanovništva (135 000 ljudi) koje je živjelo 30 km oko elektrane i koje je evakuirano. Prema dokumentu IAEA INSAG-1 ta doza iznosi oko $1,6 \times 10^4$ Sv na cijelo tijelo i 4×10^5 Sv na tiroidu. Primjenom linearne hipoteze o odnosu doza i posljedica zaključeno je da će primljena kolektivna doza na cijelo tijelo tijekom prosječne preostale životne dobi tih ljudi (50 do 70 godina) rezultirati s oko 160 dodatnih smrtnih slučajeva od raka. Ako k tome pribrojimo desetak dodatnih slučajeva od raka tiroide, ukupno bi u toj skupini najugroženijih ljudi trebalo, prema dokumentu INSAG-1, računati s oko 170 dodatnih slučajeva raka.

Međutim, broj "prirodnih" slučajeva raka za tu skupinu ljudi je oko 27 000 (jer je vjerojatnost smrti od raka tijekom životne dobi oko 20%). Iz iznesenog proizlazi da je povećanje smrtnosti od raka najugroženije skupine ljudi u okolišu nuklearne elektrane Černobilj u odnosu na neozračenu populaciju svega 0,6%. Budući da je "prirodni" postotak od 20% smrtnosti od raka podložan priličnom statističkom kolebanju (znatno ovisi o prehrani, životnim navikama, pušenju itd.) to na njega dodatak od 0,6% može lako biti zamagljen i nikad sa sigurnošću potvrđen.

Kod stanovništva izvan najugroženije skupine (na teritoriju europskog dijela bivšeg SSSR-a) pojedinačne doze zračenja mnogo su manje, a time i dodatni kasniji rizici, pa su nesigurnosti njihove utemeljene procjene još izrazitiji. Procijenjeno povećanje rizika od smrtnosti od raka tog stanovništva je veoma maleno (varira od 0,03% do 0,15 % u odnosu na neozračenu populaciju).

Krajem 1989. godine je vlada bivšeg SSSR-a zatražila da Međunarodna organizacija za atomsku energiju organizira ekspertnu skupinu koja bi na temelju iscrpnih analiza provjerila ranije procijenjenu razinu radioaktivnosti okoliša i primljene doze stanovništva izazvanu katastrofom na nuklearnoj elektrani Černobilj. Odazvalo se 25 zemalja i 7 međunarodnih organizacija koje su u ovaj posao uključile 200 eksperata.

U provjeru su uključena 2 225 naselja u području oko elektrane koja se nalaze na teritoriju Bjelorusije, Rusije i Ukrajine i u kojima živi oko 825 000 ljudi.

Opći je zaključak ekspertize (poznate kao međunarodni černobiljski projekt) da su doze zračenja što ih je primilo stanovništvo, nekoliko puta niže nego što je bilo ranije službeno utvrđeno. To se odnosi na primljene vanjske doze zračenja, a pogotovo na unutarnje doze (koje pretežno potječu od cezija i stroncija).

U pogledu kontaminacije tla (za koje je pretežito odgovoran izotop ^{137}Cs), analiza je izvršena podjelom cijeloga promatranog teritorija na tri područja koja se razlikuju po intenzitetu zračenja zemljišta: 185-555 kBq/m², 555-1 480 kBq/m² i > 1 480 kBq/m².

Na teritoriju s kontaminacijom tla iznad 1 480 kBq/m² živi oko 33 500 ljudi (4% analizirane populacije). Aktivnost tla od 1 480 kBq/m² dovodi do doze zračenja od kojih 8,8 mSv/god. Ta doza nije bitno veća od prosječne prirodne doze zbog radioaktivnosti okoliša (koja iznosi 2-2,5 mSv/god). Treba podsjetiti da na Zemlji postoje lokaliteti (u Indiji i Brazilu) gdje je doza zračenja zbog radioaktivnosti zemljišta gotovo 14 puta veća (do 120 mSv/god).

S obzirom na kasnije rizike od posljedica černobiljske katastrofe i nakon ponovljenih mjerenja i analiza ostaju na snazi procjene iznesene u dokumentu INSAG-1, iako tamo navedenu kolektivnu dozu zračenja stanovništva trebamo smatrati gornjom granicom.

U zaključku o rizicima od katastrofalnih kvarova u nuklearnim postrojenjima treba istaći da u razmatranom dvadesetogodišnjem periodu, a ni prije ni poslije njega, nije bilo ni jednog kvara lakovodnih reaktora posljedica kojeg bi bile ljudske žrtve među stanovništvom. Jedino su ti reaktori relevantni za procjene rizika od pogona nuklearnih elektrana jer su građeni po međunarodno prihvaćenim standardima sigurnosti, a i najviše ih ima u pogonu. Reaktori u elektrani Černobilj (tip RBMK) ne mogu biti mjerodavni za procjenu sigurnosti nuklearnih elektrana, jer nisu građeni uz poštivanje opće prihvaćenih kriterija sigurnosti, ali nisu ni podloga nuklearne energetike ni u jednoj zemlji izvan bivšeg SSSR-a (a u budućnosti u njihovoj sadašnjoj izvedbi neće to biti najvjerojatnije ni u zemljama bivšeg SSSR-a).

Ako bismo rizike stanovništva od velikih kvarova u nuklearnim elektranama s lakovodnim reaktorima i njihovim gorivnim ciklusima usporedili s rizicima stanovništva od velikih kvarova u konvencionalnoj energetici, uključivši u usporedbu i aditivne energetske izvore (sunce, vjetar), prednost je neosporno na strani nuklearnih elektrana.

Ekološki utjecaj emisija plinova izgaranja u atmosferu

Termoelektrane svih vrsta zagađuju atmosferu plinovima izgaranja fosilnih goriva. Među tim plinovima su zbog šireg utjecaja na okoliš posebno važni sumporni dioksid (SO₂) i tzv. staklenički plinovi.

Stoga u kvalitativnu i kvantitativnu usporedbu utjecaja energetske objekata na okoliš treba uključiti i učinak kiselih kiša zbog emisija sumpornih dioksida u atmosferu i efekt globalnog zagrijavanja atmosfere zbog emisije tzv. stakleničkih plinova.

Kisele kiše

Ranije je navedeno da se emisijom sumpornog dioksida izaziva pojava kiselih kiša i kiselost vodotoka što nepovoljno utječe na vegetaciju, posebno na crnogorične šume. Kod nas je ta pojava izazvala propadanje šuma u Gorskom kotaru, ali i u drugim krajevima, te štete od nje mogu biti neprocjenjive.

Nepovoljan utjecaj pogona termoelektrana na okoliš zbog izazivanja kiselih kiša može se ublažiti gradnjom termoelektrana s plinom kao gorivom (vidi tablicu 8.3.1), izborom krutog i tekućeg goriva s malim postotkom sumpora, ugradnjom uređaja za odsumporavanje dimnih plinova te izgradnjom visokog dimnjaka radi smanjenja lokalne koncentracije SO₂.

U Hrvatskoj su spomenuti zahvati primijenjeni kod termoelektrane Plomin 2.

Učinak staklenika

Za razliku od emisije sumpornog dioksida i pojave kiselih kiša, koje imaju regionalno značenje, emisija stakleničkih plinova ima globalni značaj i zbog toga je tim emisijama posvećena velika pažnja svih utjecajnih čimbenika u svijetu (energetičara, ekologa, političara i drugih).

Među stakleničkim plinovima je najvažniji CO₂, a u tu kategoriju plinova još ulaze metan (CH₄), klorfluorugljici (kemijski spojevi CFCI₃ i CF₂Cl₂ u literaturi označeni s CFC), dušični oksidi i vodena para.

Staklenički plinovi imaju svojstvo apsorpcije toplinskog (infracrvenog) zračenja Zemlje u svemir, a istodobno propuštaju kratkovalna zračenja koja dolaze sa Sunca. Na taj način dolazi do zarobljavanja toplinske energije uz Zemljinu površinu. Ta je pojava poznata kao "učinak staklenika", jer slično dolazi do zagrijavanja u stakleniku. Zahvaljujući tim plinovima, prosječna temperatura Zemlje bitno je viša nego što bi bila da ih nema. Izračunato je da bi današnja prosječna temperatura Zemljine površine od 15°C bez postojanja stakleničkih plinova u atmosferi pala na -10°C. Ista je pojava zapažena i u atmosferi drugih planeta (Marsa, Venere). Tolika je temperaturna razlika veoma bitna za uvjete života na Zemlji. Valja naglasiti da je, prema proračunima i mjerenjima, prosječna temperatura Zemlje u ledeno doba bila svega 5°C niža od današnje.

Ljudske aktivnosti u industrijskom razdoblju dovele su do porasta emisija stakleničkih plinova u atmosferu, što može, dugoročno gledano, rezultirati porastom prosječne temperature Zemljine površine. Porast temperature izaziva klimatske promjene (pomak područja s oborinama prema sjeveru i širenje pustinjskih područja na jugu), ali i porast razine mora.

Prema procjenama (19) koncentracija stakleničkih plinova u atmosferi u predindustrijsko doba i 1990. godine dana je tablicom 8.3.4.

Tablica 8.3.4. Koncentracija stakleničkih plinova u atmosferi ppm (vol)

	CO ₂	CH ₄	CFC	N ₂ O
Predindustrijsko doba (1750.-1800)	280	0,8	0	0,29
Koncentracije 1990. godine	353	1,72	0,00076	0,31
Sadašnje godišnje povećanje koncentracije	1,8	0,015	0,00003	–

Iako je koncentracija CO₂ u atmosferi bitno veća od koncentracije drugih stakleničkih plinova, utjecaj tih drugih plinova na učinak globalnog zagrijavanja Zemlje nije toliko malen koliko bi se iz odnosa koncentracije moglo zaključiti. Naime, relativni potencijal za globalno zagrijavanje po jedinici koncentracije plinova u odnosu na CO₂ je:

CO₂ - 1 CH₄ - 21 N₂O - 290 CFC - 1500-7300.

Na temelju toga izračunato je da utjecaj CO₂ na globalno zagrijavanje, gledajući stogodišnji prosjek, iznosi oko 55 %, metana 15 %, klorfluorugljika (CFC) 24 % i dušikova oksida oko 6%.

Ograničimo li pažnju na posljedice ljudskih aktivnosti, emisije CO₂ u atmosferu pretežno su rezultat rada termoelektrana (oko 60 %). Ostali staklenički plinovi potječu od rada drugih industrija ili od poljoprivrede.

Klorfluorugljici potječu iz industrije rashladnih uređaja, raspršivača i kemijske industrije. Poznati su po svojstvu uništavanja zaštitnog ozonskog sloja, stoga se njihova primjena ograničava.

Matematički modeli atmosfere, koji danas još nisu savršeni ni potpuno pouzdani, sugeriraju da bi udvostručenje djelovanja stakleničkih plinova s obzirom na današnje stanje moglo prosječnu temperaturu Zemljine površine povišati za 1,5-4,5°C. Tolika bi promjena srednje temperature dovela do znatnih klimatskih promjena, smanjujući oborine u južnim krajevima (ispod 35° sjeverne širine), a povećavajući ih na sjeveru uz istodobno povećanje razine mora. Time bi primjerice područje južne Europe sve više poprimalo karakteristike suptropskih i pustinskih područja.

Računa se da je povećanje koncentracije stakleničkih plinova u atmosferi u posljednjih stotinu godina, prema tablici 8.3.4., već dovelo do povišenja srednje temperature Zemlje za 0,5-0,6°C.

Na osnovi takvih analiza i prognoza mnoge su vlade, posebno u najrazvijenijim zemljama, kao i organizacije koje se brinu za zaštitu okoliša, već poduzele akcije za smanjenje emisija stakleničkih plinova, poglavito CO₂, jer je taj plin najutjecajniji.

Rješenja su u smanjenju potrošnje energije (što ima ograničene mogućnosti) i u gradnji energetskih izvora koji ne emitiraju CO₂. Među njima, osim gradnje hidroelektrana i aditivnih izvora, koji s energetskog aspekta imaju male mogućnosti za zadovoljenje potrošnje, temeljno značenje ima gradnja nuklearnih elektrana.

Reference uz 8. poglavlje

1. P. B. Abramson, Guidebook to Light Water Reactor Safety Analysis, Hemisfere Publ. Co, Washington, 1985.
2. E. E. Lewis, Nuclear Power Reactor Safety, John Wiley, New York, 1977.
3. Code of Federal Regulations 10 CFR50 APP A, General Design Criteria, AEC, 1971.
4. J. H. Lamarsh, Introduction to Nuclear Engineering, chapt.11.3, Addison Wesley Publ Co, Reading Mass., 1975.
5. Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Series No.75, INSAG-3, 1986.
6. Safety Culture, IAEA Safety Series No. 75, INSAG-4, 1991.
7. The Safety of Nuclear Power, IAEA Safety Series No. 75, INSAG-5, 1992.
8. Probabilistic Safety Assessment, IAEA Safety Series No. 75, INSAG-6, 1992.
9. Reactor Safety Study, An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants, WASH-1400, Summary Report, U.S. AEC, 1974.
10. R. A. Knief, Nuclear Energy Technology, chapt.17, Hemisfere Publ. Co, Washington, 1981.
11. German Risk Study, Phase A, EPRI NP-1804-SR, 1981.
12. German Risk Study, Phase B, GRS, Garching, 1989.
13. Comparative Environmental and Health Effects of Different Energy Systems for Electricity Generation, Senior Expert Symposium on Electricity and Environment, Key Issue Paper No. 3, Helsinki, 1991.

14. Fundamental Principles for the Safe Use of Nuclear Power, Issue Paper No. 1, Prepared by group of Experts, IAEA, Int. Conference on Safety of Nuclear Power: Strategy for the Future, Vienna 1991.
15. L. S. Tong, J. Weisman, Thermal Analysis of Pressurised Water Reactors, Chapt. 5.4, American Nuclear Society, 1979.
16. The Safety of Nuclear Power Plants, an Assessment by an International Group of Senior Nuclear Safety Experts, The Uranium Institute, London, 1988.
17. Nuclear Regulatory Commission, Severe Accident Risk: An Assessment for five US Nuclear Power Plants, Final Summary Report, NUREG-1150, Washington DC, 1990.

9. Toplinski kružni procesi u nuklearnim elektranama

9.1. Osnovni principi toplinskih kružnih procesa

Toplinski kružni procesi, koji transformiraju toplinsku energiju rashladnog fluida reaktora u mehanički rad, u nuklearnim su elektranama u osnovi isti kao u termoelektranama. Radni je fluid u jednom i u drugom slučaju vodena para. U načelu se u elektranama može kružni proces izvesti i s plinom, upotrebom plinskih turbina. Takvi su procesi mnogo rjeđi (u nuklearnim bi se elektranama mogli postići upotrebom visokotemperaturnih reaktora) nego parni kružni procesi, pa se njima nećemo baviti.

Prema drugom zakonu termodinamike uvjet za ostvarenje kružnog procesa u kojemu se toplinska energija pretvara u mehanički rad je postojanje dvaju toplinskih spremnika (toplog i hladnog). Nemoguće je mehanički rad dobiti oduzimanjem toplinske energije samo iz jednog toplinskog izvora. Za pretvorbu toplinske energije u mehanički rad potrebno je dakle raspolagati s temperaturnom razlikom odnosno izvorom i ponorom toplinske energije na različitim temperaturama (kao što je, po analogiji, u mehanici za dobivanje mehaničkog rada potrebna razlika potencijalne energije ili u elektrotehnici razlika električnog potencijala).

Temperatura toplog spremnika, odnosno izvora topline u kružnom procesu, kod nuklearnih je elektrana primarna strana parogeneratorskog ili (kada se radi o kipućim reaktorima) obloge gorivnih elemenata reaktora.

Temperatura hladnog spremnika (tj. ponora topline) je u većine energetskih procesa temperatura okoline. Kod termoelektrana i nuklearnih elektrana to je temperatura kondenzatora parne turbine.

Teorija toplinskih kružnih procesa je predmet razmatranja priručnika termodinamike. Ovdje ćemo se osvrnuti samo na neke najbitnije spoznaje o tim procesima kako bismo ih mogli upotrijebiti pri analizi nekih specifičnosti u kružnim procesima nuklearnih elektrana.

Termodinamika razmatra dvije vrste procesa. Jedni su povrativi, a drugi nepovrativi. Povrativi procesi mogu se odvijati u oba smjera, tj. vratiti se u početno stanje, bez ikakve promjene u okolini. To su, dakako teorijski procesi bez trenja i konačne temperaturne razlike prema okolini (jedan od takvih procesa je npr. izotermna ekspanzija idealnog plina). Trenjem se dio mehaničkog rada pretvara u toplinu, iz koje nikada ne možemo dobiti cijeli utrošeni rad. Konačne temperaturne razlike degradiraju temperaturnu razinu iz koje možemo dobiti mehanički rad, čime se umanjuje radna sposobnost procesa.

Entropija

Entropija je prilično složen pojam, pa ćemo je pokušati objasniti na pojednostavljen i ne posve rigorozan način.

Izmjena energije između radnog fluida i okoline može se izraziti promjenom stanja fluida. Primjerice, ako fluid obavlja rad prema okolini kojoj je tlak konstantan i jednak p , i pri tome mu se volumen promijeni za ΔV , možemo pisati da toj promjeni volumena odgovara izvršeni rad $dW = p\Delta V$. U tom dakle slučaju promjena stanja fluida odnosi se na promjenu njegova volumena.

Postavimo sada pitanje možemo li nekom promjenom stanja fluida izraziti toplinu koju je fluid u nekom povrativom kružnom procesu (smatrajmo da je riječ o idealnom Carnotovu procesu) primio iz okoline kojoj je temperatura T ? Budući da je kružni proces povrativ, smatrat ćemo da je između okoline i fluida koji prima toplinu zanemariva temperaturna razlika i da se proces odvija bez trenja. Traženu promjenu stanja fluida koji u navedenim okolnostima izmjenjuje toplinu s okolinom možemo zaista izraziti promjenom koju nazivamo promjena **entropije**.

Prema definiciji diferencijal toplinske energije dQ koji spremnik temperature T (ili okolina) izmjenjuje s povrativim kružnim procesom može biti izražen kao

$$dQ = T ds \quad (9.1.1.)$$

gdje je ds promjena entropije.

Iz relacije (9.1.1.) proizlazi definicija entropije: **Entropija je veličina stanja neke tvari promjena koje je razmjerna izmijenjenoj količini topline između tvari i okoline kod povrativog procesa na temperaturi T .**

Što je temperatura niža, predaju iste količine topline kružnom procesu prati veća promjena entropije. Kada je promjena entropije dostigla neku konačnu vrijednost (koja odgovara primljenoj toplini na temperaturi okoline), fluid koji je tu toplinu primio nije u stanju izvršiti nikakav mehanički rad. Zbog toga se izraz (9.1.1.) navodi i kao matematički oblik drugog zakona termodinamike.

Taj se izraz piše točnije u obliku $dQ \leq Tds$, jer je za nepovratne procese $dQ < Tds$. Time se uzima u obzir već navedena činjenica da kod nepovratnog procesa istu promjenu entropije sustava prati manji iznos prenesene topline.

Naime, ako je u relaciji (9.1.1.) temperatura okoline T veća od temperature T_1 na kojoj iz nje proces prima toplinu dQ , porast entropije procesa dQ/T_1 je veći nego smanjenje entropije okoline $-dQ/T$, pa je neto-prirast entropije pozitivan, tj. $\Delta s > 0$. Kod zatvorenog nepovratnog procesa je dakle prirast entropije pozitivan. Kada bi proces bio povrativ (odnosno u ovom slučaju kada bi bile izjednačene temperature procesa i okoline), prirast entropije bi bio jednak nuli. Ako se, kao specijalan, ali vrlo često primjenjivan slučaj, toplina dovodi kružnom procesu ili od njega odvodi po izotermi ($T = \text{konst.}$), možemo izraz (9.1.1.) integrirati i pisati

$$Q = \int T ds = T \int ds = T \Delta s. \quad (9.1.2.)$$

Kada se sadržaj topline spremnika smanjuje, predznak izmijenjene topline i promjene entropije su negativni. Obrnuto, kada se sadržaj topline povećava, predznaci su pozitivni.

Odnos promjene temperature i entropije je u termodinamici uobičajeno prikazati T - s dijagramom. U tom je dijagramu količina topline, sukladno izrazu (9.1.2.), određena površinom.

Optimalni odnos temperatura dovoda i odvoda topline prema temperaturama radnog fluida u kružnom procesu

Na slici 9.1.1. prikazan je T-s dijagram kružnog procesa čije su najviša i najniža temperatura T_1 i T_2 i koji radi između toplog i hladnog toplinskog spremnika temperatura T_T i T_0 . Prikazani je proces takav da se toplota izmjenjuje s toplim i hladnim spremnikom po izotermi, dok za vrijeme ekspanzije i kompresije radnog fluida nema izmjene topline s okolinom (adijabatska promjena stanja radnog fluida). Takav je kružni proces u termodinamici poznat kao Carnotov kružni proces.

Suglasno s jednažbom (9.1.1.) promjene entropije toplog i hladnog spremnika te radnog fluida bit će zbog izmjene količine topline dQ_1 na toploj i dQ_2 na hladnoj strani:

– topli spremnik	$ds_T = -\frac{dQ_1}{T_T}$
– radni fluid kod više temperature	$ds_1 = +\frac{dQ_1}{T_1}$
– radni fluid kod niže temperature	$ds_2 = -\frac{dQ_2}{T_2}$
– hladni spremnik	$ds_H = +\frac{dQ_2}{T_0}$

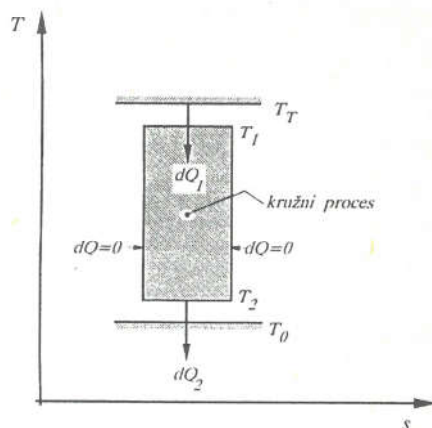
Ukupna promjena entropije

$$ds = ds_T + ds_1 + ds_2 + ds_H = dQ_1 \left(\frac{1}{T_1} - \frac{1}{T_T} \right) + dQ_2 \left(\frac{1}{T_0} - \frac{1}{T_2} \right).$$

Kod idealnog procesa pretvorbe toplinske energije u mehanički rad je ukupna promjena entropije sustava jednaka nuli. Već smo prije naveli da se takav proces u termodinamici karakterizira kao povrativi proces, koji se može bez promjene u okolini voditi u oba smjera. Vođenje procesa u oba smjera je uvjetovano izmjenom topline između radnog fluida i okoline uz neizmjenno male temperaturne razlike i bez trenja. Kasnije ćemo pokazati da takav proces ima maksimalno moguću toplinsku iskoristivost.

Iz napisane relacije slijedi da je uvjet za dobivanje idealnog procesa jednakost viših i nižih temperatura radnog fluida i temperatura toplog i hladnog spremnika topline, tj. $T_T = T_1$ i $T_2 = T_0$. U praksi to nije moguće postići jer bi za takav prijelaz topline s toplinskih spremnika na radni fluid trebali raspolagati neizmjenno velikom površinom prijelaza topline ili bismo morali osigurati neizmjenno velik koeficijent prijelaza topline.

Nastavno na tu diskusiju očigledno je da kružni proces kada radi između dvaju spremnika dane temperature, ekspanzija i kompresija fluida se, želimo li da proces bude povrativ, mora odvijati ne samo bez trenja nego i bez izmjene topline s okolinom. Kada to ne bi bio slučaj, morali bismo toplinu u fazi kompresije i ekspanzije dovoditi uz konačnu temperaturnu razliku i time povećavati ukupnu entropiju sustava. Znači jedini mogući kružni proces koji se, radeći između dvaju toplinskih spremnika, može približiti povrativosti (ukupna promjena entropije sustava je jednaka nuli) te Carnotov kružni proces. Kod tog



Slika 9.1.1. Kružni proces između dvaju toplinskih spremnika.

se kružnog procesa toplina dovodi i odvodi po izotermi, a ekspanzija i kompresija vrši po adijabati.

Dobiveni mehanički rad i stupanj korisnog djelovanja kružnog procesa

Iz prvog zakona termodinamike proizlazi da je mehanički rad dobiven u kružnom procesu jednak mehaničkom ekvivalentu razlike dovedene i odvedene topline.

Obratimo li pažnju na sliku 9.1.1., taj je rad jednak $dQ_1 - dQ_2 = ds_1 T_1 - ds_2 T_2$.

Kod svakog kružnog procesa jedan je od ključnih parametara njegova toplinska iskoristivost. Toplinsku iskoristivost određuje odnos dobivenog rada i dovedene topline kružnom procesu. Dakle,

$$\eta = \frac{dQ_1 - dQ_2}{dQ_1}. \quad (9.1.2.)$$

Najveći rad koji se može dobiti iz kružnog procesa

Najveći rad može se dobiti iz nekoga kružnog procesa ako je uz danu količinu dovedene topline kružnom procesu količina odvedene topline najmanja.

Dakle,

$$dL_{\max} = dQ_1 - dQ_{2\min}. \quad (9.1.3.)$$

Promatrajmo sada sva tri elementa u procesu: topli spremnik, hladni spremnik i radni fluid. Uvjet je za dobivanje povrativog procesa koji daje najviši rad da zbroj promjena entropije svih triju elemenata procesa bude nula. Dakle,

$$ds = ds_{\text{rf}} + ds_T + ds_o = 0,$$

gdje se indeksi odnose redom na radni fluid, topli i hladni spremnik.

Radni fluid u kružnom procesu vraća se u početno stanje, stoga je promjena njegove entropije jednaka nuli. Ukupnu promjenu entropije sustava moramo stoga tražiti u zbroju promjena entropije toplog i hladnog spremnika, tj. postaviti

$$ds = ds_T + ds_o = 0.$$

I dalje

$$ds_T = -ds_o, \text{ ili, } \frac{dQ_1}{T_T} = \frac{dQ_2}{T_o}.$$

Budući da je napisana relacija uvjet za realizaciju procesa maksimalne iskoristivosti, u njoj odvedena toplina mora odgovarati $dQ_{\min}$, dakle $dQ_{\min} = T_o ds_T$.

Minimalna odvedena toplina iz kružnog procesa, koja uzrokuje povrativost kružnog procesa i dobivanje maksimalnog rada, može se na temelju navedenog izraziti umnoškom promjene entropije toplog spremnika ds_T i temperature hladnog spremnika T_o . Temperatura hladnog spremnika odgovara obično temperaturi okoline ili temperaturi rashladne vode kondenzatora.

Jednadžba (9.1.3) time postaje,

$$dL_{\max} = dQ_1 - ds_T T_o = dQ_1 \left(1 - \frac{T_o}{T_T} \right) = dQ_1 \frac{T_T - T_o}{T_T}. \quad (9.1.4.)$$

Već je spomenuto da uvjet povrativosti procesa uključuje i zahtjev da temperatura toplog spremnika bude istovjetna temperaturi radnog fluida na koji prelazi toplina ($T_T = T_1$).

Maksimalna iskoristivost kružnog procesa koji radi između toplinskih spremnika temperatura T_1 i T_0 bit će:

$$\eta_{\max} = \frac{dL_{\max}}{dQ_1} \text{ ili}$$

$$\eta_{\max} = \frac{T_1 - T_2}{T_1} \quad (9.1.5.)$$

Suglasno ranijoj napomeni maksimalni rad se iz kružnog procesa može dobiti ako se proces vodi povrativo.

Povežimo sada dobiveni rezultat o teorijski maksimalnoj iskoristivosti kružnog procesa izražen jednadžbom (9.1.5.) s ranije iznesenim spoznajama o Carnotovu kružnom procesu.

Iz slike 9.1.1. neposredno slijedi, $Q_1 = T_1 \Delta s_1$, $Q_2 = T_2 \Delta s_2$ i $\Delta s_1 = \Delta s_2$.

Iz tog se razloga, uvrštenjem u relaciju (9.1.2.), izraz za iskoristivost Carnotova kružnog procesa dobiva u obliku

$$\eta_{\text{Carn.}} = \frac{T_1 - T_2}{T_1}, \quad (9.1.6.)$$

što je identično relaciji (9.1.5.) koja određuje maksimalno moguću raspoloživost kružnog procesa. Na taj smo način dokazali da je iskoristivost Carnotova kružnog procesa najveća moguća iskoristivost kružnog procesa koji radi između dvaju toplinskih spremnika s temperaturama T_1 i T_2 .

9.2. Toplinski procesi s vodenom parom

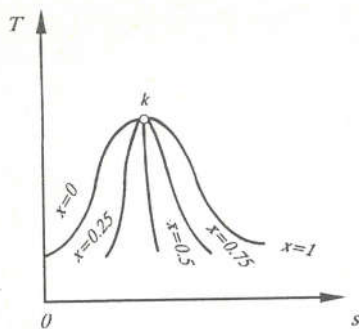
Toplinski procesi s vodenom parom temelj su za razumijevanje zakonitosti pretvorbe toplinske energije u mehanički rad u većini termoenergetskih postrojenja, uključivši i nuklearne elektrane. Stoga ćemo u okviru idućih razmatranja dati najbitnije karakteristike tih procesa.

Već smo prije utvrdili da je svrsishodno toplinske procese prikazivati u T-s dijagramu, jer je tada površina razmjerna količini topline. Pogledajmo sada T-s dijagram za vodenu paru, koji se inače može naći u većini udžbenika termodinamike.

Podsjetiti ćemo samo na neke najbitnije činjenice značajne za naredna izlaganja.

T-s dijagram za vodenu paru prikazan je slikom 9.2.1. Sadrži zvonastu krivulju koja s lijeve strane određuje tzv. donju graničnu krivulju koja daje granicu između tekućine i vlažne pare, te gornju graničnu krivulju koja razgraničuje vlažnu i pregrijanu paru. Krivulje se dodiruju u kritičnoj točki kod koje stanje parne i tekuće faze postaje identično. Svakom tlaku pare odgovara određena temperatura zasićenja koja ostaje konstantna tijekom isparavanja, tj. u području ispod zvonaste krivulje. Krivulje usporedne s gornjom i donjom graničnom krivuljom određuju stupanj vlažnosti pare (težinski sadržaj pare u mješavini voda-para). Taj se obično označava s "x", a poprima vrijednosti $x = 0$ na donjoj graničnoj krivulji (tekućina bez pare) i $x = 1$ na gornjoj graničnoj krivulji (suhozasićena para).

Od velikog su interesa promjene stanja u T-s dijagramu koje se odvijaju pri konstantnom tlaku (izobare), jer se u energetske postrojenjima toplina uglavnom dovodi radnom fluidu i iz njega odvodi uz konstantan tlak (tj. po izobari).



Slika 9.2.1. T-s dijagram za vodenu paru s oznakama vlažnosti pare.

Slika 9.2.2. prikazuje proces dovoda topline u T-s dijagramu pri konstantnom tlaku (izobara) i to za tlakove niže od kritičnog (što je najčešće).

Potrebno je primijetiti da su izobare u području kapljevine (blizu donje granične krivulje) veoma blizu jedna drugoj (bliže no što je prikazano na slici 9.2.2. a) i blizu donje granične krivulje, pa se kod grubljih prikaza izobara u T-s dijagramu njihov tok poistovjećuje s tokom donje granične krivulje (slika 9.2.2. b).

U području vlažne pare izobare su ujedno i izoterme jer je temperatura isparivanja kod danog tlaka konstantna.

Na slici 9.2.2.a su šrafiranjem označene količine topline za predgrijavanje vode, isparivanje (uobičajeno je tu količinu topline označiti s "r") i pregrijavanje pare.

U praksi se stanje pare i energije potrebne za promjene tih stanja proračunavaju pomoću h-s (entalpija-entropija) dijagrama i parnih tablica ili empirijskih funkcija priređenih za programiranje elektroničkih računala.

T-s dijagrami primjenjuju se uglavnom za načelna razmatranja.

Pogledajmo ukratko osnove za izradu h-s dijagrama.

Veličina "h" poznata je u termodinamici kao entalpija definirana relacijom

$$h = u + pv \text{ J/kg}, \quad (9.2.1.)$$

gdje je:

u unutarnja energija fluida ($\Delta u = c_v \Delta T \text{ J/kg}$)

p tlak fluida

v specifični volumen.

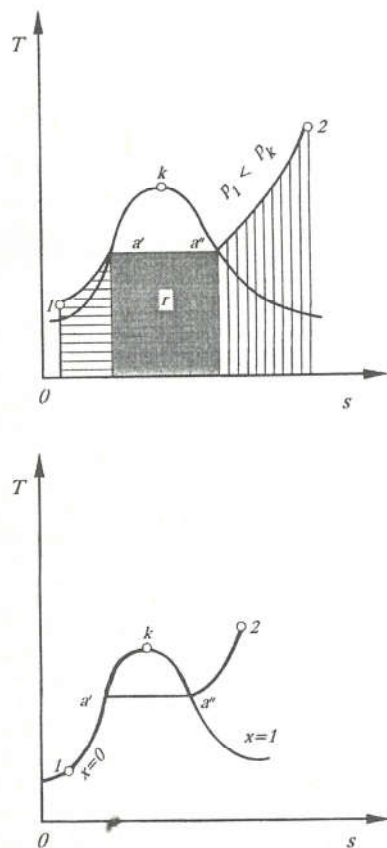
Vidimo da je entalpija neke tvari veća od njezine unutarnje energije. Razlog tome najlakše ćemo obrazložiti ako razmotrimo entalpiju plinova.

Da bismo neki plin zagrijali za neku određenu temperaturnu razliku, moramo dovesti veću toplinsku energiju ako se toplina dovodi pri konstantnom tlaku p nego ako se dovodi pri konstantnom volumenu plina. Toplina dovedena pri konstantnom volumenu ide samo na povećanje unutarnje energije plina, a kada toplinu dovodimo pri konstantnom tlaku moramo dovedenom toplinom nadoknaditi i rad plina rastezanjem protiv tlaka p. Zbog toga se može pisati $\Delta h = c_p \Delta T$, gdje je c_p specifična toplota pri konstantnom tlaku. Na temelju navedenog logično je da je $c_p > c_v$, gdje je c_v specifična toplota pri konstantnom volumenu. Kod tvari s relativno malim toplinskim istezanjem (kapljevine, krute tvari) razlika između c_p i c_v postaje beznačajna.

Diferenciranjem izraza (9.2.1.) dobiva se

$$dh = du + pdv + vdp.$$

Međutim, na temelju prvoga glavnog stavka (odnosno prvog zakona) termodinamike proizlazi



Slika 9.2.2. Prikaz izobara u T-s dijagramu za vodenu paru.

$$dQ = du + p dv. \quad (9.2.2.)$$

Riječima: Dovedena toplinska energija nekom tijelu jednaka je promjeni njegove unutar-nje energije plus rad izvršen prema okolini. Taj je rad uzet u obzir drugim članom jednadžbe (9.2.2.) i određen širenjem tijela nasuprot konstantnom tlaku okoline p .

Na osnovi gornjih relacija možemo pisati

$$dQ = dh + v dp. \quad (9.2.3.)$$

Ako se proces dovoda ili odvoda topline odvija pri konstantnom tlaku ($dp = 0$), proizlazi jednostavna veza

$$dQ = T ds = dh \quad (9.2.4.)$$

Promjena količine topline dovedene ili oduzete radnom fluidu, uz uvjet da se proces vrši pri konstantnom tlaku, jednaka je promjeni entalpije fluida.

Iz te činjenice proizlazi mogućnost izrade dijagrama koji povezuje entalpiju i entropiju fluida (h - s dijagram). Velika je prednost tog dijagrama prema T - s dijagramu u činjenici što se količine topline koje prate promjene stanja pare pri konstantnom tlaku pojavljuju u njemu kao razlike entalpije ($\Delta Q = \Delta h$), dakle kao dužine, a ne kao površine.

Izgled h - s dijagrama za vodenu paru prikazan je slikom (9.2.3.).

U h - s dijagramu donja granična krivulja ($x = 0$) počinje u ishodištu koordinatnog sustava. Kritična točka nije na tjemenu granične krivulje, kao kod T - s dijagrama, nego je pomaknuta niže lijevo. U području vlažne pare (područje između $x = 0$ i $x = 1$) izobare ($p = \text{const.}$) su približno pravci i poklapaju se s odgovarajućim izotermama temperatura zasićenja.

U području blizu kapljevine (u blizini $x = 0$) izobare su veoma blizu donje granične krivulje, pa se u tom području h - s dijagram teško primjenjuje. Budući da obično upotrebljavamo samo dio h - s dijagrama u blizini gornje granične krivulje (x između 0,7 i 1,0) i u području pregrijane pare, u praksi se prikazuje samo taj dio dijagrama. Taj je dio na slici (9.2.3.) posebno označen.

Korisno je radi praktične primjene razmotriti neke odnose u području vlažne pare.

U tablicama za vodenu paru možemo naći podatke za kapljevinu na temperaturi zasićenja i podatke za suhozasićenu paru te temperature (svakoj temperaturi zasićenja jednoznačno odgovara i određeni tlak pare). Najbitniji podaci su specifični volumen v (m^3/kg), entalpija h (J/kg) i entropija s ($\text{J}/(\text{kg}\cdot\text{K})$).

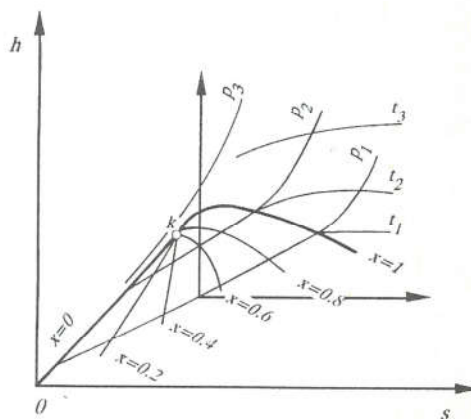
Podaci za kapljevinu označuju se kao v' , h' , s' , a za suhozasićenu paru kao v'' , h'' , s'' . Vrijednosti tih parametara ovisno o tlaku pare dane su u tablici 9.2.1.

Stupanj vlažnosti pare karakterizira prije navedeni parametar x koji pokazuje težinski udio suhozasićene pare u vlažnoj pari. Uz poznati parametar x možemo za vlažnu paru s tom vrijednošću x jednostavno izračunati karakteristične vrijednosti primjenom relacija.

$$v = v' (1-x) + v''x \quad (9.2.5.)$$

$$s = s' (1-x) + s''x \quad (9.2.6.)$$

$$h = h' (1-x) + h''x \quad (9.2.7.)$$



Slika 9.2.3. h - s dijagram za vodenu paru.

gdje su vrijednosti v , s , h parametri vlažne pare koju karakterizira vlažnost x . Vidimo da se svaka od tih vrijednosti sastoji od udjela kapljevine koji određuje faktor $1-x$ i udjela suhozasićene pare koji određuje faktor x .

Uz poznati tlak (ili temperaturu) vlažne pare i parametar vlažnosti x možemo jednostavno odrediti sve ostale parametre.

Tablica 9.2.1. Termodinamička svojstva vode i vodene pare

P	T	v'	v''	h'	h''	s'	s''
MPa	K	m^3/kg		kJ/kg		kJ/kgK	
0,003	297,1	0,00100	43,67	101	2545	0,35	8,58
0,004	302,0	0,00100	34,80	121	2554	0,42	8,47
0,005	305,9	0,00101	28,20	138	2561	0,48	8,40
0,01	318,8	0,00101	14,68	192	2584	0,65	8,15
0,02	333,1	0,00102	7,652	251	2610	0,83	7,91
0,03	342,1	0,00102	5,231	289	2625	0,94	7,77
0,04	348,9	0,00103	3,995	318	2637	1,03	7,67
0,05	354,4	0,00103	3,242	341	2646	1,09	7,60
0,1	372,6	0,00104	1,695	418	2676	1,30	7,36
0,2	393,3	0,00106	0,886	505	2707	1,53	7,13
0,3	406,6	0,00107	0,606	561	2725	1,67	6,99
0,4	416,6	0,00108	0,462	605	2739	1,78	6,90
0,6	431,8	0,00110	0,316	670	2756	1,93	6,76
0,8	443,4	0,00112	0,240	721	2768	2,05	6,66
1,0	452,9	0,00113	0,194	763	2777	2,14	6,58
2,0	485,4	0,00118	0,0995	909	2797	2,45	6,34
3,0	506,8	0,00122	0,0666	1008	2802	2,65	6,18
4,0	523,3	0,00125	0,0497	1087	2799	2,80	6,07
6,0	548,6	0,00132	0,0324	1214	2783	3,03	5,89
8,0	568,0	0,00138	0,0235	1318	2758	3,21	5,74
10,0	584,0	0,00145	0,0180	1409	2724	3,36	5,61
15,0	615,1	0,00166	0,0104	1612	2612	3,69	5,31
20,0	638,7	0,00204	0,0587	1829	2414	4,04	4,93

Podaci iz tablice 9.2.1. služe za približnu orijentaciju. Za točnije proračune treba primjenjivati detaljnije parne tablice s finijom raspodjelom tlakova pare.

h - s dijagram možemo veoma dobro iskoristiti za određivanje rada dobivenog ekspanzijom pare.

U parnoj turbini se u idealnom slučaju ekspanzija pare vrši bez izmjene topline s okolinom (adijabatska ekspanzija). U tom slučaju prema relaciji (9.2.3.), i postavkom $dQ=0$, dobivamo integracijom između stanja 1 i stanja 2:

$$h_1 - h_2 = \int_2^1 v dp = L_{1,2} = \text{izvršeni rad pare kod ekspanzije od stanja 1 do stanja 2. (9.2.8.)}$$

Rad dobiven adijabatskom ekspanzijom pare odgovara razlici entalpije pare prije i poslije ekspanzije.

Entropija pare se tijekom adijabatske ekspanzije ne mijenja (jer nema izmjene topline s okolinom) pa je dobiveni rad prikazan u h - s dijagramu vertikalnom crtom između entalpije svježje pare i tlaka kondenzatora (vidi sliku 9.2.4.). Ako je para suhozasićena entalpija svježje pare odgovara stanju pare na gornjoj graničnoj crti pri odgovarajućem tlaku.

Isti prikaz, ali s obrnutim tokom, vrijedi naravno i kada je riječ o adijabatskoj kompresiji.

Prigušenje pare

Uzmimo ponovno relaciju (9.2.3.) kao osnovu za analizu jednog drugog procesa koji neizbježno prati promjene stanja pare u energetske postrojenjima. Riječ je o prigušenju. U procesu prigušenja nema ni izvršenog rada ni izmjene topline s okolinom. Relacija (9.2.3.) za takav proces određuje $dh = 0$, odnosno

$$h = \text{konst.} \quad (9.2.9.)$$

Kod procesa prigušenja entalpija pare ostaje nepromijenjena.

Veoma je važno napomenuti da proces prigušenja vlažne pare dovodi do manjeg sadržaja vlage u pari (veći x).

Proces prigušenja pare u h - s dijagramu prikazuje slika 9.2.5.

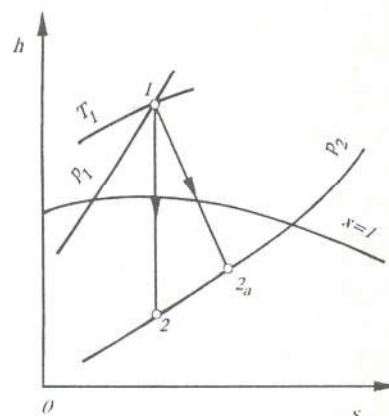
Ekspanzija pare u turbini

U praksi nas poglavito zanima proces ekspanzije vodene pare u parnoj turbini. Proces se odvija između tlaka svježje pare na ulazu u turbinu i tlaka pare u kondenzatoru.

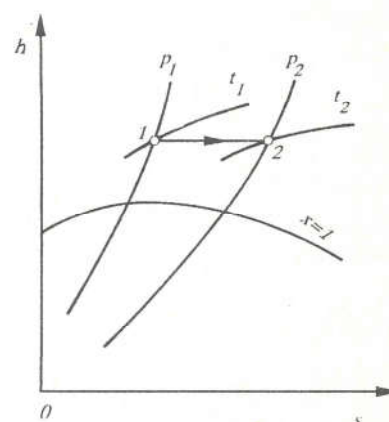
Proces prigušenja koji prati takvu ekspanziju rezultira manjom razlikom entalpije od idealne adijabatske ekspanzije i manjom vlažnošću pare na izlazu iz turbine.

Prikaz procesa ekspanzije pare u turbini na h - s dijagramu daje slika 9.2.4.

Dužina 1-2 odnosi se na adijabatsku ekspanziju, a dužina 1-2a na adijabatsku ekspanziju uz prigušenje.



Slika 9.2.4. Proces ekspanzije vodene pare u h - s dijagramu: 1-2 adijabatska ekspanzija, 1-2a ekspanzija uz prigušenje.



Slika 9.2.5. Prikaz procesa prigušenja pare u h - s dijagramu.

Primjedba: U praksi se tlak pare u kondenzatoru (koji ovisi o temperaturi rashladne vode) obično označava kao "vakuum u kondenzatoru", iako to nije vakuum već su to tlakovi od nekoliko stotinki bara (odnosno nekoliko tisuća paskala).

Primjer 9.2.1.

Treba odrediti količinu topline potrebne za zagrijavanje kilograma vode tlaka 6 MPa od temperature 450 K do zasićenja i za isparivanje te vode.

Rješenje

Rješavanje tog zadatka i narednih zadataka pretpostavlja raspolaganje s tablicama za vodu i vodenu paru (primjerice prema: Bojan Kraut, Strojarski priručnik, Školska knjiga 1982.) Jedna od takvih tablica s grubom raspodjelom tlakova pare je prije navedena tablica 9.2.1. Vrijednosti parametara za druge tlakove dobivamo interpolacijom.

Iz tablica možemo odrediti temperaturu zasićenja vode tlaka 6 MPa (60 bar) 548,6 K i odgovarajuću entalpiju $h' = 1214$ kJ/kg.

Entalpiju vode tlaka 6 MPa i temperature 450 K dobivamo linearnom interpolacijom iz tablice za svojstva vode tog tlaka: $h = 752,6$ kJ/kg.

Entalpiju suhozasićene pare tlaka 6 MPa izravno odčitavamo iz tablice za zasićenu vodenu paru: $h'' = 2783$ kJ/kg.

Znači da je toplota potrebna za dogrijavanje vode do temperature zasićenja $1214 - 752,6 = 461,4$ kJ/kg. Za isparivanje vode danog tlaka potrebno je utrošiti energiju

$$r = 2783 - 1214 = 1569 \text{ kJ/kg.}$$

Primjer 9.2.2.

Treba odrediti rad dobiven po kilogramu suhozasićene pare tlaka 5 Mpa koja adijabatski ekspandira do kondenzatorskoga tlaka. Temperatura rashladne vode kondenzatora je 302 K. Kolika je vlažnost pare na kraju ekspanzije? Koliki je odnos specifičnih volumena pare prije i nakon ekspanzije?

Rješenje

Problem možemo riješiti primjenom podataka za vlažnu paru iz parnih tablica i relacija (9.2.5.) do (9.2.8.), odnosno izravnim odčitanjem iz h-s dijagrama.

Suhozasićena para tlaka 5 MPa ima ove parametre:

$$h'' = 2794 \text{ kJ/kg} \quad s'' = 5,974 \text{ kJ/kgK} \quad v'' = 0,03943 \text{ m}^3/\text{kg.}$$

Temperaturi rashladne vode u kondenzatoru od 302 K odgovara tlak pare u kondenzatoru od kojih 4 kPa (0,04 bar).

Za paru tog tlaka odčitavamo iz tablice za svojstva zasićene pare:

$$v' = 0,00104 \text{ m}^3/\text{kg} \quad v'' = 34,8 \text{ m}^3/\text{kg} \quad h' = 121,4 \text{ kJ/kg} \\ h'' = 2555 \text{ kJ/kg} \quad s' = 0,4225 \text{ kJ/kgK} \quad s'' = 8,476 \text{ kJ/kgK.}$$

Kod adijabatske ekspanzije entropija pare ostaje konstantna i jednaka je entropiji svježeg pare ($s = s''_{5\text{MPa}}$). Na temelju te činjenice iz relacije (9.2.6.) dobivamo vlažnost pare nakon ekspanzije

$$x = \frac{s - s'}{s'' - s'} = 0,689,$$

Sadržaj vlage u pari je 31,1 %.

Entalpija pare nakon ekspanzije izračunata pomoću relacije (9.2.7.) je

$$h = 1798,1 \text{ kJ/kg.}$$

Rad dobiven ekspanzijom kilograma pare određen je razlikom entalpija

$$\Delta h = h'' - h = 995,9 \text{ kJ/kg}.$$

Specifični volumen pare nakon ekspanzije proračunavamo iz relacije (9.2.5.):

$$v = 24 \text{ m}^3/\text{kg}.$$

Odnos specifičnih volumena pare nakon ekspanzije i prije nje

$$v/(v'')_{5\text{MPa}} = 608,67.$$

Potrebno je obratiti pažnju na veoma veliko povećanje specifičnog volumena pare nakon ekspanzije!

Primjer 9.2.3.

Vlažna para tlaka 0,5 MPa i sadržajem vlage $x = 0.7$ prigušuje se do tlaka 0,3 MPa. Kolika je vlažnost pare nakon prigušivanja?

Rješenje

Problem je najlakše riješiti izravnim odčitanjem iz h-s dijagrama.

Potrebno je u dijagramu odrediti početno stanje pare i tada povući pravac $h = \text{const.}$ do tlaka 0,3 MPa. Odčitana vlažnost pare nakon prigušenja nešto je niža od 0,72.

Točnije vrijednosti dobivamo proračunom u području vlažne pare.

Entalpija pare 0,5 MPa na donjoj i gornjoj graničnoj krivulji:

$$h' = 640,1 \text{ kJ/kg} \quad h'' = 2748 \text{ kJ/kg}.$$

Entalpija pare u početnom stanju primjenom relacije (9.2.7.)

$$h = 2115,6 \text{ kJ/kg}.$$

Za paru tlaka 0,3 MPa imamo podatke $h' = 561,4 \text{ kJ/kg}$ $h'' = 2725 \text{ kJ/kg}$.

Vlažnost pare nakon prigušenja

$$x = \frac{2115,6 - 561,4}{2748 - 561,4} = 0,711.$$

Brzina pare nakon ekspanzije

Dobivene nam relacije daju osnovu za određivanje još jedne promjene stanja pare prilikom ekspanzije. Zamislimo da para adijabatski ekspandira u neki prostor ne vršeći nikakav rad. U tom slučaju bilanca energije pokazuje da se entalpija pare troši praktički jedino na povećanje njezine kinetičke energije, pa se može pisati

$$h_1 - h_2 = \frac{v_1^2 - v_2^2}{2}.$$

Brzina prije ekspanzije v_1 obično je mnogo manja od brzine nakon ekspanzije v_2 , pa se može zanemariti i napisati približan izraz za brzinu pare nakon ekspanzije s entalpije h_1 do entalpije h_2 u obliku

$$v_2 = \sqrt{2(h_1 - h_2)}. \quad (9.2.10.)$$

Primjer 9.2.4.

Kolika je brzina pare nakon ekspanzije suhozasićene pare tlaka 0,6 MPa do atmosferskog tlaka?

Rješenje

Entalpija suhozasićene pare tlaka 0,6 MPa $h'' = 2756 \text{ kJ/kg}$. Entalpija pare nakon adijabatske ekspanzije do atmosferskog tlaka 0,1 MPa se može iz h-s dijagrama odčitati na oko 2440 kJ/kg.

Razlika entalpije pare nakon ekspanzije je $316 \text{ kJ/kg} = 316\,000 \text{ J/kg}$.
Neposredna primjena relacije (9.2.10.) daje

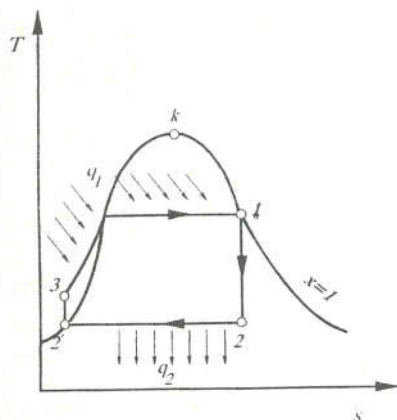
$$v_2 = 795 \text{ m/s.}$$

9.3. Kružni proces s vodenom parom (Rankineov kružni proces)

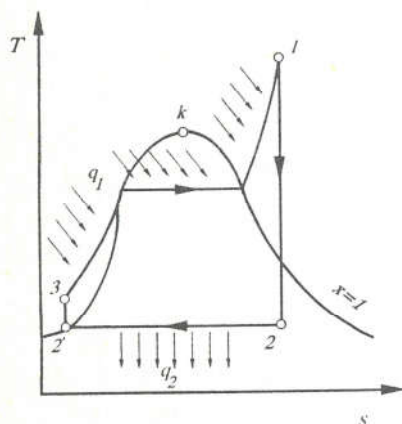
Kružni procesi s vodenom parom, poznati i kao Rankineovi kružni procesi, ostvareni su u svim nuklearnim elektranama i termoelektranama koje upotrebljavaju parne turbine. Razlikujemo dva tipa Rankineovih kružnih procesa:

- Rankineov proces sa zasićenom parom
- Rankineov proces s pregrijanom parom.

Rankineov proces sa zasićenom parom, iz razloga o kojima će biti govora kasnije, upotrebljava se u nuklearnim elektranama kojima su reaktori hlađeni običnom ili teškom vodom, dok nuklearne elektrane čiji su reaktori hlađeni plinom ili tekućim metalom, kao i termoelektrane, primjenjuju Rankineov ciklus s pregrijanom parom.



Slika 9.3.1. Rankineov kružni proces sa suhozasićenom parom u T-s dijagramu.



Slika 9.3.2. Rankineov kružni proces s pregrijanom parom u T-s dijagramu.

S obzirom na današnji razvoj nuklearnih elektrana za nuklearnu energetiku od mnogo su većeg praktičkog značenja Rankineovi kružni procesi sa zasićenom parom.

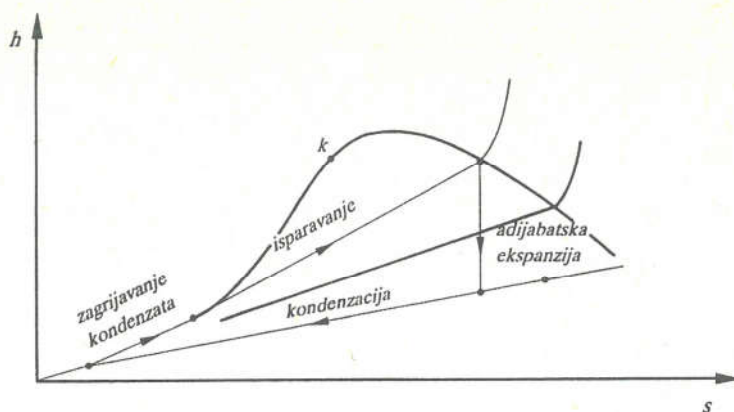
Skice Rankineovih kružnih procesa sa zasićenom i pregrijanom parom prikazane su na slikama 9.3.1. i 9.3.2. Na slikama su označeni dijelovi kružnih procesa u kojima se toplina pri konstantnom tlaku dovodi procesu i dijelovi u kojima se ona također na konstantnom tlaku odvodi iz procesa.

Rankineov kružni proces sastoji se od adijabatske ekspanzije pare u parnoj turbini (vertikalna crta 1-2 na lijevoj strani dijagrama), kondenzacije pare u kondenzatoru (donja horizontalna linija 2-2'), adijabatskog tlačenja kondenzata napojnom pumpom (kratka vertikalna crta 3-2 na lijevoj strani dijagrama) i dijela u kojem radni fluid prima toplinu (gornji dio dijagrama od 3 do 1). Taj se dio sastoji od zagrijavanja kondenzata do temperature zasićenja, isparivanja vode na temperaturi zasićenja i pregrijavanja pare (kod ciklusa s pregrijanom parom). Radi bolje ilustracije činjenice da se toplina kružnom procesu dovodi po izobari krivulja zagrijavanja kondenzata je na slikama pretjerano odvojena od donje granične krivulje.

Rankineov kružni proces sa zasićenom parom

Slika 9.3.1. prikazuje Rankineov kružni proces sa zasićenom parom u T-s dijagramu. Slika 9.3.3. prikazuje isti proces u h-s dijagramu.

Sliku 9.3.1. iskoristiti ćemo za definiciju dobivenog rada i iskoristivosti Rankineova kružnog procesa sa suhozasićenom parom.



Slika 9.3.3. Rankineov kružni proces sa suhozasićenom parom u h-s dijagramu.

Ako prema toj slici usporedimo prikazani Rankineov proces s Carnotovim procesom između istih temperatura T_1 i T_2 , vidimo da razlika nastaje u dijelu dovođenja topline, koji se odnosi na zagrijavanje kondenzata (lijeva strana dijagrama, od točke 3 do temperature zasićenja T_1). Iz ranije iznesene diskusije o Carnotovu ciklusu, kao ciklusu kod kojeg se postiže maksimalno moguća iskoristivost između danih temperatura toplog i hladnog spremnika, nužno proizlazi zaključak da je iskoristivost Rankineova ciklusa manja. Razlika u iskoristivosti nastaje zbog veće količine odvedene topline u kondenzator kod Rankineova ciklusa.

Kružni proces s vodenom parom mogli bismo teoretski voditi i tako da dobijemo Carnotov kružni proces. U tom slučaju morali bismo adijabatski tlačiti mješavinu vode i pare nakon kondenzacije pare u kondenzatoru do točke u kojoj bi razlika entropije isparivanja pare postala jednaka razlici entropije njezine kondenzacije. Takvo bi adijabatsko tlačjenje mješavine vode i pare bilo teško ostvariti, a i teško regulirati. Zbog toga se u praksi pribjegava regenerativnom zagrijavanju kondenzata kao alternativnoj metodi za poboljšanje iskoristivosti smanjenjem odvedene topline kondenzacije pare u Rankineovu ciklusu. O tome će biti govora kasnije.

Već smo spomenuli da se ekspanzija pare u parnoj turbini ne odvija po teorijskoj adijabati već da tu ekspanziju prati i proces prigušenja. Uzevši navedeno u obzir, možemo definirati **interni stupanj korisnog djelovanja turbine** η_{it} kao odnos između stvarno postignute razlike entalpije u ekspanziji pare između tlaka svježije pare i tlaka u kondenzatoru i teorijski moguće razlike entalpije kod adijabatske ekspanzije.

To znači da, koristeći se oznakama iz slike 9.2.4., unutarnji stupanj djelovanja parne turbine možemo odrediti relacijom

$$\eta_{it} = \frac{h_1 - h_{2a}}{h_1 - h_2} \quad (9.3.1.)$$

Stupanj djelovanja Rankineova kružnog procesa dobiva se kao odnos dobivenog rada i dovedene topline.

Dobiveni rad je rad dobiven ekspanzijom pare u turbini. Ako kao osnovu za razmatranje uzmemo T-s dijagram prema slici 9.3.1., rad dobiven adijabatskom ekspanzijom u turbini može se napisati kao

$$L_t = h_1 - h_2 .$$

Rad pumpe utrošen na kompresiju kondenzata

$$L_p = h_3 - h_2' .$$

Toplina dovedena kružnom procesu

$$q_1 = h_1 - h_3 .$$

Termički stupanj korisnog djelovanja Rankineova ciklusa sa zasićenom parom može se na osnovi napisanih relacija izraziti kao

$$\eta_t = \frac{(h_1 - h_2) - (h_3 - h_2')}{h_1 - h_3} .$$

Utrošeni rad na kompresiju kondenzata (rad pumpe) redovito je mnogo manji od dobivenog rada turbine. Stoga se obično zanemaruje drugi član u brojniku gore dane relacije.

Time se izraz kojim je određen termički stupanj djelovanja Rankineovog ciklusa pojednostavljuje u,

$$\eta_t = \frac{h_1 - h_2}{h_1 - h_3} . \quad (9.3.2.)$$

Primjer 9.3.1.

Treba odrediti stupanj korisnog djelovanja Rankineova ciklusa kod kojega je tlak suhozasićene pare 6 MPa, a temperatura u kondenzatoru 308 K. Treba usporediti sa stupnjem djelovanja Carnotova ciklusa između istih temperatura. Kolika je vlažnost pare nakon adijabatske ekspanzije u turbini? Kolika bi ta vlažnost bila ako je interni stupanj korisnog djelovanja turbine $\eta_{it} = 0,85$?

Rješenje

Problem možemo približno riješiti primjenom h-s dijagrama, a točnije, jer je riječ o procesu u području vlažne pare, relacijama za vlažnu paru (jednadžbe 9.2.5. do 9.2.7.).

Iz parnih tablica možemo odčitati podatke za suhozasićenu paru tlaka 6 MPa:

$$h'' = 2785 \text{ kJ/kg} \quad s'' = 5,974 \text{ kJ/kgK} .$$

Temperaturi kondenzatora 308 K odgovara tlak zasićenja pare u kondenzatoru 5622 Pa. Za paru tog tlaka možemo odčitati podatke:

$$\begin{aligned} h' &= 146,6 \text{ kJ/kg} & h'' &= 2565 \text{ kJ/kg} \\ s' &= 0,5049 \text{ kJ/kgK} & s'' &= 8,354 \text{ kJ/kgK} . \end{aligned}$$

Vlažnost pare nakon adijabatske ekspanzije

$$x = \frac{5,974 - 0,5049}{8,354 - 0,5049} = 0,697 .$$

Entalpija pare nakon ekspanzije izračunava se pomoću dobivene vlažnosti x. Rezultat je

$$h = 1832 \text{ kJ/kg} .$$

Rad dobiven adijabatskom ekspanzijom pare iznosi

$$L = 2785 - 1832 = 953 \text{ kJ/kg} .$$

Dovedena količina topline parnom ciklusu po kilogramu pare

$$q_1 = 2785 - 146,6 = 2638,4 \text{ kJ/kg} .$$

Termički stupanj korisnog djelovanja razmatranog Rankineova ciklusa, ako je adijabatska ekspanzija pare u turbini idealna i zanemaren utjecaj rada napojnih pumpi, bi bio

$$\eta_t = L/q_1 = 0,36 \text{ (36\%)}$$

Temperatura zasićenja pare tlaka 6 MPa je 548,6 K.

Carnotov ciklus koji bi radio između te temperature i zadane temperature kondenzatora 308 K imao termički stupanj djelovanja

$$\eta_{\text{Carn.}} = \frac{548,6 - 308}{548,6} = 0,439 \text{ (43,9\%)}$$

Uz interni stupanj korisnog djelovanja turbine $\eta_{it} = 0,85$ entalpija pare nakon ekspanzije je veća od prethodno izračunate i postaje

$$h = 2785 - 953 \times 0,85 = 1975 \text{ kJ/kg}$$

Vlažnost pare nakon ekspanzije mijenja se u

$$x' = \frac{1975 - 146,6}{2565 - 146,6} = 0,756$$

Suglasno prijašnjem razmatranju ovim je primjerom pokazano da unutarnje trenje u turbini smanjuje vlažnost pare.

Primjer 9.3.2.

U parogeneratorima neke nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorom proizvodi se 3200 t/h suhozasićene pare tlaka 5,5 MPa. Temperatura kondenzatora je 313 K. Kolika bi se snaga dobila na osovini turbine te elektrane uz uvjet da se primjenjuje idealni Rankineov kružni proces (zanemareno interno trenje u turbini), a kolika ako je interni stupanj djelovanja turbine 0,9? Kolika je vlažnost pare na izlazu iz turbine u oba slučaja?

Rješenje

Entalpija i entropija suhozasićene pare tlaka 5,5 MPa iznose približno

$$h'' = 2790 \text{ kJ/kg} \quad s'' = 5,930 \text{ kJ/kgK}$$

Temperaturi kondenzatora 313 K odgovara tlak zasićenja pare u kondenzatoru od 7375 Pa. Za paru tog tlaka možemo iz tablica odčitati podatke

$$\begin{aligned} h' &= 167,5 \text{ kJ/kg} & h'' &= 2574 \text{ kJ/kg} \\ s' &= 0,5721 \text{ kJ/kgK} & s'' &= 8,258 \text{ kJ/kgK} \end{aligned}$$

Dani podaci dovoljni su da pomoću relacija (9.2.6.) i (9.2.7.) odredimo vlažnost i entalpiju pare nakon ekspanzije.

Rezultat proračuna daje $x = 0,697$ $h = 1845 \text{ kJ/kg}$.

Rad dobiven adijabatskom ekspanzijom pare $L = 2790 - 1845 = 945 \text{ kJ/kg}$.

Termički stupanj djelovanja Rankineova kružnog procesa

$$\eta_t = \frac{945}{2790 - 167,5} = 0,36$$

Snaga na osovini turbine je

$$P = \frac{3200 \times 10^3 \times 945 \times 10^3}{3600} = 8,4 \times 10^8 \text{ W} = 840 \text{ MW}$$

Uz interni stupanj korisnog djelovanja turbine od 0,9 entalpija pare nakon ekspanzije raste na 1940 kJ/kg a snaga na osovini turbine pada na 756 MW.

Povećana vrijednost entalpije pare na kraju ekspanzije dopušta da se pomoću relacije (9.2.7.) izračuna nova vlažnost pare. Kao rezultat dobiva se, $x = 0,736$.

Rankineov kružni proces s pregrijanom parom

Prikaz Rankineova kružnog procesa s pregrijanom parom u T-s dijagramu daje slika 9.3.2. Razlika u odnosu na prije razmatrani proces sa zasićenom parom je u opsegu dovođenja topline pari na konstantnom tlaku. Dovođenje topline se nastavlja i nakon postizanja suhozasićenog stanja pare, sve do dosezanja odgovarajuće temperature pregrijavanja. Pri tom je procesu povećan dovod topline, a povećan je i adijabatski pad u turbini, pa je odnos dobivenog rada i dovedene energije povoljniji nego kod procesa sa suhozasićenom parom. Zbog toga je viši i termički stupanj iskorištenja kružnog procesa. Također je veoma važno što je kod kružnog procesa s pregrijanom parom, usporedimo li ga s kružnim procesom sa suhozasićenom parom pri istom tlaku, vlažnost pare na kraju ekspanzije u turbini manja.

Iz razloga o kojima će biti govora kasnije, nuklearnim se elektranama kružni proces s pregrijanom parom primjenjuje kada se radi o postrojenjima u čijim se nuklearnim reaktorima javljaju znatne razlike između izlazne i ulazne temperature rashladnog fluida. To je slučaj kod nuklearnih reaktora hlađenih plinom ili tekućim metalom.

Primjer 9.3.3.

Koliko se mijenja termički stupanj djelovanja Rankineova kružnog procesa i snaga na osovini turbine iz primjera 9.3.2. ako pretpostavimo da je uz isti tlak svježja para pregrijana na 673 K. Pri proračunu, pretpostaviti ćemo, radi jednostavnosti, isti interni stupanj djelovanja turbine za suhozasićenu i pregrijanu paru. (Analize pokazuju da interni stupanj djelovanja turbine pada s povećanjem vlažnosti pare. Suglasno tome treba očekivati da će kod pregrijane pare biti nešto viši.)

Rješenje

Pri proračunu procesa s pregrijanom parom moramo se osloniti na h-s dijagram za vodenu paru jer relacije (9.2.5.) do (9.2.7.) vrijede samo za vlažnu paru.

Iz dijagrama neposredno odčitavamo entalpiju svježje pare 3192 kJ/kg i entalpiju pare nakon adijabatske ekspanzije na tlak kondenzatora (7300 Pa) 2050 kJ/kg. Iz tih podataka možemo jednostavno odrediti entalpiju pare nakon ekspanzije uz trenje: 2164 kJ/kg.

Vlažnost pare kod adijabatske ekspanzije je oko 0,79, a kod ekspanzije uz prigušenje oko 0,83.

Rad dobiven adijabatskom ekspanzijom pare

$$L = 3192 - 2050 = 1142 \text{ kJ/kg.}$$

Toplina dovedena radnom fluidu dobiva se kao razlika entalpije svježje pare i entalpije kondenzata na temperaturi kondenzatora, dakle

$$q_1 = 3192 - 167,5 = 3024,5 \text{ kJ/kg.}$$

Termički stupanj korisnog djelovanja Rankineova kružnog procesa

$$\eta_t = L/q_1 = 0,3778.$$

U primjeru 9.3.2. dobili smo kod kružnog procesa sa suhozasićenom parom istog tlaka niži termički stupanj korisnog djelovanja ($\eta_t = 0,36$).

Snaga na osovini turbine kroz koju prolazi 3200 t/h pare jest

$$P = \frac{3200 \times 10^3 \times 1142 \times 10^3}{3600} = 1,015 \times 10^9 \text{ W} = 1015 \text{ MW.}$$

Ako uzmemo u račun i utjecaj trenja tijekom ekspanzije pare, snaga na osovini turbine pada na iznos $P = \eta_i P$ $P = 1015 \times 0,9 = 914 \text{ MW.}$

U primjeru 9.3.2. naveden je primjer proračuna Rankineova kružnog procesa sa suhozasićenom parom istog tlaka, iste protočne količine i istog tlaka u kondenzatoru kao u ovom primjeru. Jedina je razlika što je sada para pregrijana na temperaturu 673 K. Usporedimo li rezultate dobivene u jednom i drugom primjeru, vidimo da kružni proces s pregrijanom parom daje viši termički stupanj iskorištenja, višu snagu na turbini i nižu vlažnost pare nego kružni proces sa suhozasićenom parom. Iz navedenog proizlazi da je s energetskog stanovišta nesumnjiva prednost upotrebe pregrijane pare kao radnog fluida u Rankineovu kružnom procesu.

Nije naodmet spomenuti da se u ranijoj fazi razvoja nuklearne energetike upravo zbog prednosti upotrebe pregrijane pare pokušavalo ostvariti nuklearno pregrijavanje pare. Taj se pokus ostvario kod kipućih reaktora kanalnog tipa (RBMK) u nuklearnoj elektrani Bjelajarsk (bivši SSSR). Pregrijavanje je riješeno tako što se suhozasićena para iz separatora vlage vraća u reaktor gdje se u posebnim kanalima jezgre pregrijava. Postignuti parametri pare u toj elektrani su 10 MPa i 771 K.

Principijelna shema takvog postrojenja prikazana je na slici 9.3.4.

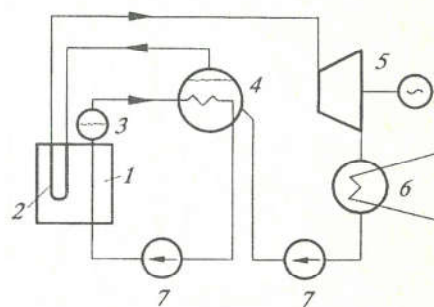
Stečeno iskustvo je međutim pokazalo da se postignuto poboljšanje stupnja termičkog iskorištenja i smanjena vlažnost pare tijekom ekspanzije ne može opravdati mnogo kompleksnijim nuklearnim postrojenjem i kompleksnijim uvjetima pogona takvog postrojenja. Zbog toga se nuklearno pregrijavanje pare danas ne iskorišćuje.

Regenerativno zagrijavanje napojne vode

Regenerativno zagrijavanje napojne vode je proces koji se široko primjenjuje u nuklearnim elektranama i termoelektranama.

U prije provedenoj diskusiji je naglašeno da je termički stupanj korisnog djelovanja Rankineova kružnog procesa (u idućem razmatranju imat ćemo na umu samo Rankineov proces sa suhozasićenom parom bez obzira na činjenicu da se regenerativno zagrijavanje napojne vode primjenjuje i kod procesa s pregrijanom parom) lošiji nego kod Carnotova kružnog procesa. Uzrok tome je veća količina topline predana kondenzatoru parne turbine. Povećanu količinu topline uzrokuje praktična potreba za potpunom kondenzacijom pare u kondenzatoru. Kondenzat se zagrijava do temperature zasićenja upotrebom izvora topline kojemu je temperatura mnogo viša od temperature zasićenja kondenzata na tlaku iza napojne pumpe. Time se, zbog konačne temperaturne razlike pri prijelazu topline između izvora topline (kod nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorom to je primarna strana parogeneratorsa) i radnog fluida, povećava ukupna entropija sustava i zbog toga smanjuje toplinska iskoristivost kružnog procesa.

Para koja ekspanzira u turbini prelazi sve tlakove između tlaka svježje pare i tlaka u kondenzatoru. Kondenzacijom te pare mogu se dobiti odgovarajuće temperature zasićenja, koje će također poprimati sve vrijednosti između temperature zasićenja svježje pare i temperature kondenzatora. Time se otvara mogućnost da se ta para upotrijebi kao izvor topline za zagrijava-

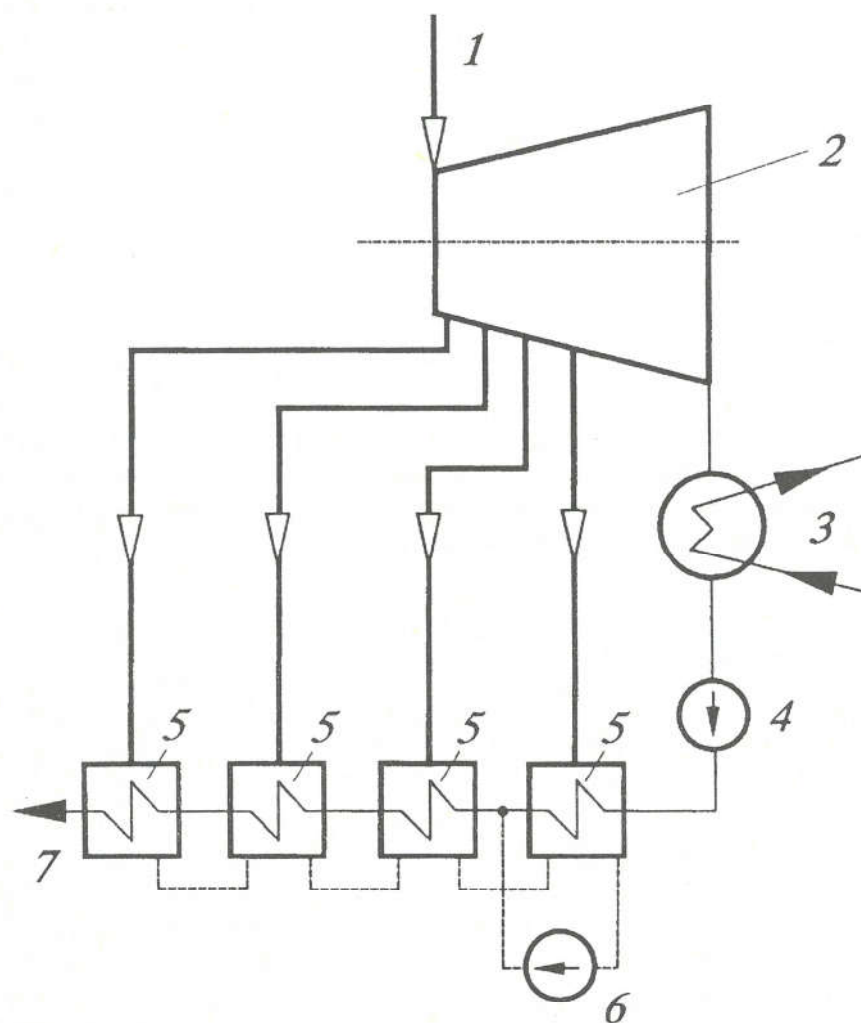


Slika 9.3.4. Principijelna shema nuklearne elektrane Bjelajarsk s nuklearnim pregrijavanjem pare: 1 – rashladni kanali reaktora u kojima se isparuje rashladni fluid, 2 – rashladni kanali reaktora za nuklearno pregrijavanje pare, 3 – separator vlage, 4 – parogenerator, 5 – turboagregat, 6 – kondenzator, 7 – napojna pumpa.

nje kondenzata gotovo do temperature zasićenja pri danom tlaku. Budući da nam je na raspolaganju para s kontinuiranim rasponom svih potrebnih temperatura, možemo, koristeći se njom, proces zagrijavanja kondenzata provesti sa po volji malenim temperaturnim razlikama i time smanjiti porast entropije sustava. Primjenom opisane metode može se povisiti termički stupanj djelovanja Rankineova kružnog procesa. Rad dobiven po kilogramu svježeg pare je manji nego u kružnom procesu bez regenerativnog zagrijavanja kondenzata jer dio pare ne ekspandira do kondenzatorskog tlaka (vidi izraz 9.3.10.).

Jednostavno fizikalno objašnjenje korisnosti regenerativnog zagrijavanja kondenzata je u činjenici što para izdvojena iz turbine radi grijanja kondenzata ne gubi svoj sadržaj topline beskorisno na zagrijavanje rashladne vode kondenzatora već tu toplinu vraća u kružni proces. Time smanjuje gubitak topline u kondenzatoru i povećava iskoristivost kružnog procesa.

Pojednostavljena shema dijela turbinskog postrojenja za regenerativno zagrijavanje napojne vode, koja se primjenjuje u termoelektranama i nuklearnim elektranama, prikazana je na slici 9.3.5.



Slika 9.3.5. Pojednostavljena shema regenerativnog predgrijavanja napojne vode: 1 – ulaz svježeg pare, 2 – turbina, 3 – kondenzator, 4 – napojna pumpa, 5 – regenerativni predgrijači napojne vode, 6 – drenažna pumpa, 7 – izlaz predgrijane napojne vode.

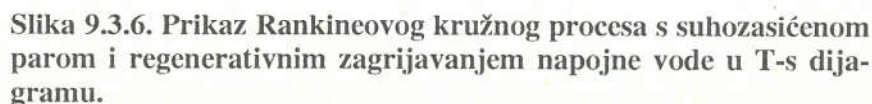
Na temelju diskusija u poglavlju 9.1. proizlazi da stupanj termičkog iskorištenja kružnog procesa, koji iz toplog spremnika preuzima toplinu Q_1 i hladnom spremniku predaje toplinu Q_2 , iznosi

T_2 je temperatura hladnog dijela kružnog procesa (kod Rankineova kružnog procesa to je temperatura kondenzata u kondenzatoru), a Δs_2 promjena njegove entropije.

U skladu s prethodnom diskusijom, smanjenje odvedene topline u kondenzator možemo postići ako dio pare, umjesto da je propustimo u kondenzator, iskoristimo za regenerativno zagrijavanje napojne vode.

Označit ćemo stupnjeve regenerativnog zagrijavanja redom $1, 2, \dots, n-1, n, \dots, z-1, z$ i temperature napojne vode nakon tih zagrijača $T_1, T_2, \dots, T_{n-1}, T_n, \dots, T_{z-1}, T_z$.

Slika 9.3.6. prikazuje T-s dijagram Rankineova kružnog procesa s regenerativnim predgrijavanjem napojne vode. Stepeničasti dio na desnoj strani slike prikazuje adijabatsku ekspanziju pare u turbini iz koje se u z stupnjeva (z je obično 3 do 6) oduzima para za regenerativno predgrijavanje.



Količina topline predana napojnoj vodi u n-tom zagrijaču napojne vode po jedinici mase i jedinici vremena iznosi

$$c_p (T_n - T_{n-1}).$$

Smanjenje porasta entropije hladnog spremnika zbog izdvajanja te količine topline iz pare na temperaturi T_n će biti

$$\frac{c_p (T_n - T_{n-1})}{T_n}.$$

Ukupno smanjenje entropije hladnog spremnika zbog regenerativnog zagrijavanja napojne vode u z uzastopnih zagrijača Δs_r biti će

$$\Delta s_r = c_p \left(\frac{T_2 - T_1}{T_2} + \dots + \frac{T_{n+1} - T_n}{T_{n+1}} + \frac{T_n - T_{n-1}}{T_n} + \dots + \frac{T_z - T_{z-1}}{T_z} \right). \quad (9.3.4.)$$

Izraz (9.3.4.) može se skraćeno pisati u obliku

$$\Delta s_r = c_p \left(z - \sum_{n=2}^z \frac{T_{n-1}}{T_n} \right). \quad (9.3.5.)$$

Sada možemo iskoristiti jednadžbu (9.3.3.) i napisati izraz za termičku iskoristivost Rankineova kružnog procesa u obliku

$$\eta_t = 1 - \frac{T_2 \Delta s_2}{Q_1} = 1 - \frac{T_2 (\Delta s_0 - \Delta s_r)}{h_1 - h_{nv}} \quad (9.3.6)$$

gdje je

Δs_0 promjena entropije hladnog spremnika Rankineova procesa bez regenerativnog zagrijavanja napojne vode

Δs_r smanjenje promjene entropije zbog primjene regenerativnog zagrijavanja napojne vode

h_1 entalpija svježeg pare

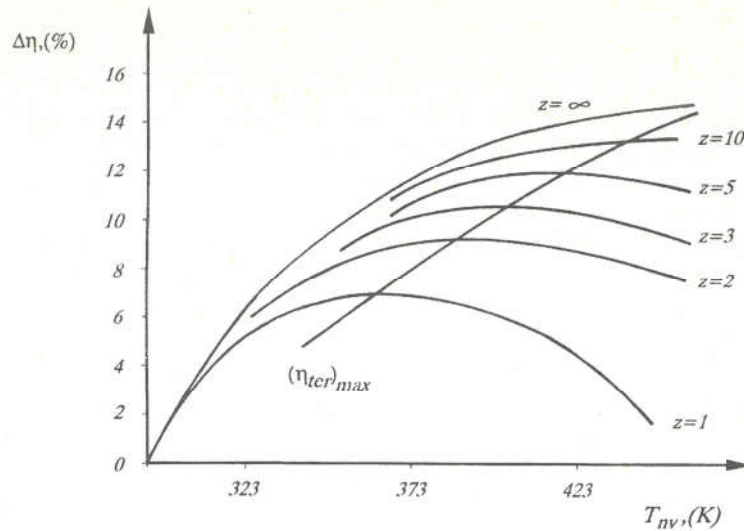
h_{nv} entalpija napojne vode na izlazu iz regenerativnih zagrijača.

Na temelju prethodne diskusije logično je pretpostaviti (a i izraz 9.3.4. na to upućuje jer Δs_r raste s povećanjem broja regenerativnih zagrijača z) da je poboljšanje termičke iskoristivosti ciklusa to veće što je broj regenerativnih zagrijača z veći. Analize pokazuju da je povoljan utjecaj povećanja broja regenerativnih zagrijača podložen zasićenju, pa iznad nekog broja regenerativnih zagrijača (obično 5 ili 6) s daljim povećanjem njihova broja možemo malo postići.

Povećanje termičke iskoristivosti Rankineova kružnog procesa zbog ugradnje regenerativnih zagrijača ovisno o temperaturi regenerativnog dogrijavanja napojne vode prikazano je slikom 9.3.7.

Iz slike razabiremo da za svaki broj regenerativnih zagrijača napojne vode postoji neka optimalna temperatura predgrijavanja, koja raste s povećanjem broja regenerativnih zagrijača.

Granični učinak u poboljšanju termičkog stupnja iskoristivosti Rankineova kružnog procesa ugradnjom regenerativnih predgrijača mogli bismo postići kad bismo u T-s dijagramu prema slici 9.3.6. stepeničasti dio (svaka stepenica pokazuje djelovanje jednoga regenerativnog zagrijača) prilagodili kosini približno paralelnoj s donjom graničnom krivuljom (točnije s izobarom tlaka napojne vode). Time bismo postigli potpuno "karnotizira-



Slika 9.3.7. Ovisnost povišenja termičkog stupnja djelovanja kružnog procesa o broju regenerativnih zagrijača i temperaturi napojne vode.

nje" Rankineova kružnog procesa jer bi mu iskoristivost bila približno jednaka kao kod Carnotova kružnog procesa između danih temperatura toplog i hladnog spremnika.

Nije naodmet razmotriti i problem optimalnog rasporeda temperatura predgrijavanja napojne vode među predgrijačima, broj kojih je zadan.

Iz izraza (9.3.5.) i (9.3.6.) proizlazi da je povećanje iskoristivosti kružnog procesa vezano uz povećanje prirasta entropije Δs_r , a to je povećanje pri danom broju regenerativnih zagrijača vezano uz odnos temperatura napojne vode prije i nakon zagrijača. Ako Δs_r prikažemo u funkciji temperature T_n i parcijalnim deriviranjem potražimo ekstrem te funkcije, možemo pisati

$$\frac{\partial(\Delta s_r)}{\partial T_n} = c_p \frac{\partial}{\partial T_n} \left(\frac{T_n}{T_{n+1}} + \frac{T_{n-1}}{T_n} \right) = 0.$$

Diferenciranjem proizlazi

$$\frac{T_{n+1}}{T_n} = \frac{T_n}{T_{n-1}} = \text{const.} \quad (9.3.7.)$$

Optimum postižemo kada je odnos izlazne i ulazne temperature napojne vode kod svih regenerativnih zagrijača isti!

Znači, ako imamo zagrijati vodu između temperatura kondenzatora T_0 i ulazne temperature napojne vode u parogenerator T_{nv} u z regenerativnih zagrijača, odnos temperatura napojne vode na ulazu i izlazu svakog zagrijača biti će

$$\varphi = \frac{T_n}{T_{n+1}} = \sqrt[z]{\frac{T_0}{T_{nv}}}, \quad (9.3.8.)$$

gdje smo sa T_0 označili temperaturu kondenzata na ulazu u regenerativne zagrijače (ta je temperatura bliska temperaturi kondenzatora T_2), a sa T_{nv} temperaturu napojne vode nakon regenerativnih zagrijača.

Promjenu entropije zbog ugradnje regenerativnih zagrijača možemo, koristeći se dobivenim rezultatom i relacijom (9.3.5.), izraziti kao

$$\Delta s_r = z c_p (1 - \varphi). \quad (9.3.9.)$$

Uvrštenjem u relaciju (9.3.6.) možemo izračunati iskoristivost kružnog procesa u kojemu se napojna voda predgrijava u z stupnjeva regenerativnog zagrijavanja napojne vode.

Primjer 9.3.4.

Treba odrediti povišenje termičkog stupnja djelovanja idealnog Rankineova kružnog procesa iz primjera 9.3.1. ako se napojna voda na optimalan način predgrijava u pet regenerativnih zagrijača do temperature 450 K.

Rješenje

U primjeru 9.3.1. suhozasićena para tlaka 6 MPa adijabatski ekspandira u kondenzator temperature 308 K. Izračunata vrijednost termičkog stupnja djelovanja Rankineova ciklusa kružnog procesa je 0,36.

Prema relaciji 9.3.8. optimalni odnos izlaznih i ulaznih temperatura pet regenerativnih zagrijača napojne vode koji zagrijavaju kondenzat s temperature 308 K na temperaturu 450 K iznosi

$$\varphi = \sqrt[z]{\frac{T_0}{T_{nv}}} = \sqrt[5]{\frac{308}{450}} = 0,927.$$

Relacija (9.3.9.) određuje promjenu entropije hladnog spremnika zbog regenerativnog zagrijavanja napojne vode.

$$\Delta s_r = z c_p (1 - \varphi).$$

Specifičnu toplinu kondenzata odredit ćemo kao njezinu srednju vrijednost između temperatura napojne vode i kondenzatora, tj. kao

$$c_p \approx \Delta h / \Delta T.$$

Iz parnih tablica možemo interpolacijom odčitati entalpiju kondenzata temperature 308 K u iznosu od 105 kJ/kg i entalpiju napojne vode temperature 450 K na tlaku 6 MPa, u iznosu od 765 kJ/kg. Imamo dakle

$$c_p \approx \frac{765 - 105}{450 - 308} = 4,65 \text{ kJ/kgK}.$$

Promjena entropije hladnog spremnika zbog regenerativnog zagrijavanja napojne vode jest

$$\Delta s_r = 5 \times 4,65 \times (1 - 0,927) = 1,697 \text{ kJ/kgK}.$$

Radi određivanja termičkog stupnja djelovanja kružnog procesa možemo sada, primijeniti relaciju (9.3.6.).

U primjeru 9.3.1. dobili smo za paru u kondenzatoru s tlakom zasićenja 308 K nakon ekspanzije vlažnost $x = 0,697$. Entropije te pare na donjoj i gornjoj graničnoj krivulji su $s' = 0,5049 \text{ kJ/kgK}$ i $s'' = 8,354 \text{ kJ/kgK}$.

Iz tih podataka dobivamo entropiju pare nakon ekspanzije $s = 5,976 \text{ kJ/kg}$.

Promjena entropije pare u kondenzatoru bez regenerativnog zagrijavanja $\Delta s_0 = 5,976 - 0,5049 \approx 5,471 \text{ kJ/kgK}$.

Termički stupanj korisnog djelovanja Rankineova kružnog procesa s regenerativnim predgrijavanjem napojne vode do 450 K u pet regenerativnih predgrijača dobiva se iz relacije (9.3.6.)

$$\eta_t = 1 - \frac{T_2(\Delta s_0 - \Delta s_r)}{h_1 - h_{nv}} = 1 - \frac{308(5,471 - 1,697)}{2785 - 765} = 0,425.$$

Termički stupanj korisnog djelovanja mnogo je bolji nego kod kružnog procesa bez regenerativnog predgrijavanja napojne vode razmatranog u primjeru 9.3.1. Tamo je dobivena

vrijednost $\eta_t = 0,36$, iako su u oba slučaja bili isti parametri svježeg pare i ista temperatura kondenzatora. Možemo, nadalje, ustanoviti da se termički stupanj djelovanja razmatranog kružnog procesa s regenerativnim predgrijavanjem napojne vode dosta približio termičkom stupnju djelovanja idealnog Carnotova procesa između istih temperatura toplog i hladnog spremnika. U primjeru 9.3.1. izračunat je Carnotov stupanj djelovanja toga kružnog procesa $\eta_{\text{Carn.}} = 0,439$.

Odvajanje kapljica vode iz pare tijekom ekspanzije u turbini

Već je spomenuto da ekspanzija pare u turbini do kondenzatorskog tlaka daje na kraju ekspanzije vlažnu paru. Suglasno iznijetim napomenama vlažnost pare na kraju ekspanzije je veća ako je riječ o ekspanziji suhozasićene pare, ako je tlak pare viši i ako se ekspanzija provodi uz malo trenja (visoka unutarnja iskoristivost turbine).

Vlažna para uzrokuje eroziju turbinskih lopatica (posebno su ugroženi posljednji redovi lopatica) i zbog toga se maseni sadržaj vlage u pari ograničava na 10 do 15% ($x > 0,85$).

Manja se vlažnost pare dopušta na izlazu iz niskotlačnog dijela turbine nego iz visokotlačnog dijela jer su kod prvog, zbog dužih turbinskih lopatica, veće obodne brzine.

Da bi se moglo udovoljiti ograničenju vlažnosti pare, u većini je slučajeva potrebno vlagu iz pare odvajati prije završetka ekspanzije.

U nuklearnim elektranama s vodom hlađenim reaktorima problem se standardno rješava podjelom turbine na visokotlačni i niskotlačni dio i ugradnjom separatora kapljica nakon visokotlačnog dijela turbine. Nakon ekspanzije u visokotlačnom dijelu turbine para se uvodi u separator vlage, a iz njega nakon odvajanja vodenih kapljica vraća u niskotlačni dio turbine.

Još manja vlažnost pare nakon ekspanzije u niskotlačnom dijelu turbine postiže se ako osim odvajanja kapljica pare u separatoru vlage dobivenu suhozasićenu paru pregrijemo koristeći se svježom parom kao zagrijevnim medijem.

Separatori vlage i pregrijači pare velikih su dimenzija i smještaju se u blizini turbine u turbinskoj hali nuklearne elektrane (vidi sliku 3.5.2.)

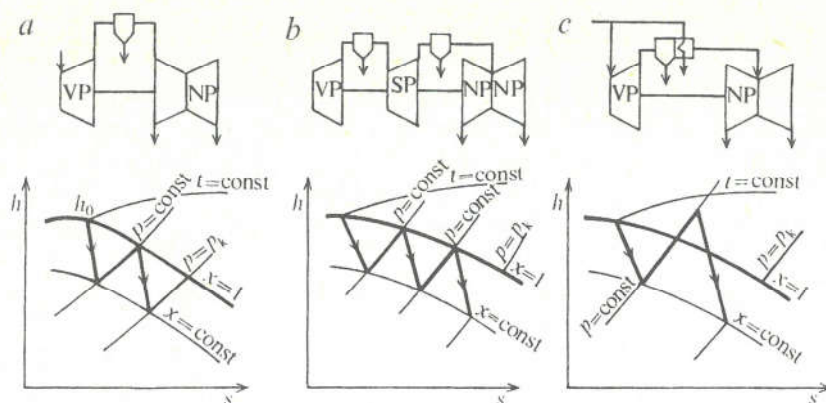
Moguće varijante rješenja separacije vlage u jednom stupnju, u dva stupnja i uz separaciju vlage s pregrijavanjem pare kao i prikazi odgovarajućih procesa u h-s dijagramu prikazane su slikom 9.3.8. (A, B i C).

Nuklearna elektrana Krško primjenjuje jednostupnjevitu separaciju vlage i dvostupnjevito pregrijavanje pare. Za pregrijavanje upotrebljava se para izuzeta iz visokotlačnog dijela turbine i svježeg para. Shema postrojenja uz naznaku parametara pare u h-s dijagramu prikazana je slikom 9.3.9.

Termička iskoristivost kružnog procesa ovisi o odabiru odnosa tlakova pare ispred i iza visokotlačnog dijela turbine. Analize pokazuju da je optimalni odnos tlaka u separatoru vlage i tlaka svježeg pare, kada se radi o jednostupnjevitom separatoru bez pregrijavanja pare, između 0,06 i 0,12. Kada se vlažna para pregrijava, taj se odnos penje na 0,14 do 0,22 (kod NE Krško je 0,15).

Slika 9.3.10. kvalitativno pokazuje utjecaj izbora tlaka pare u separatoru na vlažnost pare koja izlazi iz visokotlačnog i niskotlačnog dijela turbine. Optimalna iskoristivost kružnog procesa postiže se kada su obje vlažnosti podjednake iako se, kao što je već spomenuto, kod visokotlačnog dijela turbine može tolerirati veći stupanj vlažnosti pare.

Provedena diskusija dopušta da se postave neke jednostavne analitičke relacije koje povezuju utrošak pare i termički stupanj korisnog djelovanja razmatranih kružnih procesa.



Slika 9.3.8. Sheme priključka separatora vlage na turbinsko postrojenje i odgovarajući prikaz procesa separacije vlage u h-s dijagramu:

- a) – jednostepena separacija vlage bez pregrijanja pare
- b) – dvostepena separacija vlage bez pregrijanja pare
- c) – jednostepena separacija vlage s pregrijanjem pare

U tu svrhu razmotrimo sliku 9.3.11. koja prikazuje pojednostavljenu shemu postrojenja parne turbine i odgovarajući prikaz procesa u h-s dijagramu.

Suglasno slici uvest ćemo slijedeće oznake:

$\alpha_1, h_1; \alpha_2, h_2; \alpha_3, h_3$	količine pare oduzete iz procesa po kilogramu svježe pare zbog regenerativnog zagrijavanja napojne vode i odgovarajuće entalpije oduzete pare.
α_s, h_s	količina izdvojene vode po kilogramu svježe pare u separatoru vlage i entalpija pare nakon separatora
h_k	entalpija pare nakon ekspanzije u niskotlačnom dijelu turbine
h_0	entalpija svježe pare.

S obzirom na to da se količina pare u procesu, radi oduzimanja pare i izdvajanja vlage, mijenja tijekom procesa, moramo dobiveni rad po kilogramu svježe pare H (kJ/kg) prikazati kao zbroj radova u pojedinim dijelovima procesa u kojima je količina pare nepromjenjiva. Dakle

$$H = (h_0 - h_1) + (1 - \alpha_1)(h_1 - h_2) + (1 - \alpha_1 - \alpha_2 - \alpha_s)(h_s - h_3) + (1 - \alpha_1 - \alpha_2 - \alpha_s - \alpha_3)(h_3 - h_k) \quad (9.3.10.)$$

Izraz možemo proširiti na proizvoljno velik broj stupnjeva oduzimanja pare za regenerativno zagrijavanje napojne vode i proizvoljan broj stupnjeva izdvajanja vlage iz pare.

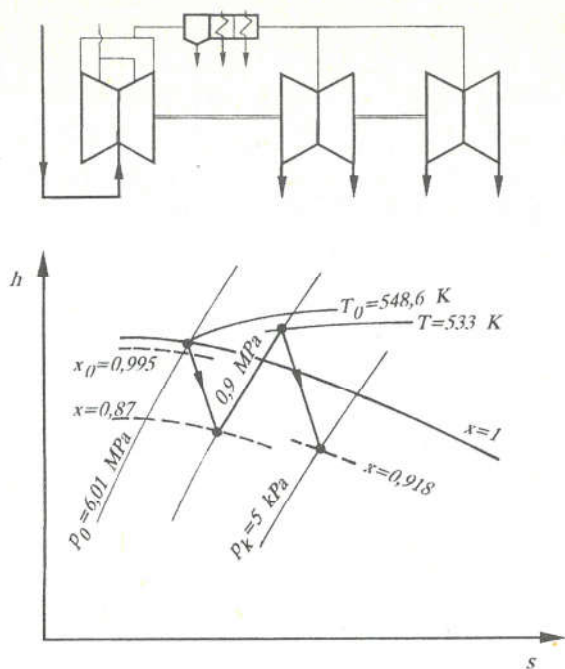
Specifični utrošak pare d kg/kJ (količina utrošene pare po jedinici dobivenog rada) dobiva se kao inverzna vrijednost od H , dakle

$$d = 1/H \text{ kg/kJ.} \quad (9.3.11.)$$

Termičku iskoristivost kružnog procesa određujemo kao odnos dobivenog rada i utroška topline

$$\eta_{\text{ter}} = \frac{H}{h_0 - h_{\text{nv}} + q_{\text{preg.}}} \quad (9.3.12.)$$

q_{preg} je količina topline utrošena na pregrijavanje kilograma pare. Kod ciklusa sa zasićenom parom taj je član jednak nuli.



Slika 9.3.9. Shema separatora vlage i pregrijača pare u NE Krško s prikazom procesa u h-s dijagramu.

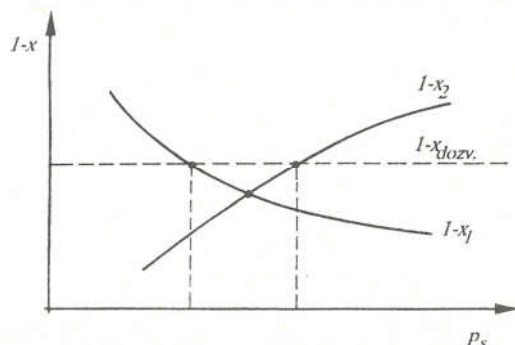
Rješenje

Približno rješenje postavljenog problema potražiti ćemo pomoću h-s dijagrama za vodenu paru.

Entalpija svježe pare (suhozasićena para s tlakom 5,5 MPa i temperaturom zasićenja 542 K) iznosi oko 2780 kJ/kg. Tlak pare na kraju ekspanzije u visokotlačnom dijelu turbine kod kojega vlažnost pare neće biti viša od 15% uz stupanj unutarnjeg djelovanja turbine $\eta_{it} = 0,88$ dobiva se iz h-s dijagrama. Traženi tlak pare dobiva se pokušavanjem do zadovoljenja tražene izlazne vlažnosti; rezultat je približno 0,6 MPa. Odgovarajuća entalpija pare nakon ekspanzije iznosi 2440 kJ/kg.

Skica procesa u h-s dijagramu dana je slikom 9.3.12.

Pri određivanju konačnog tlaka ekspanzije pare treba uzeti u obzir da je razlika entalpije pare Δh , kod njezine adijabatske ekspanzije u danom rasponu tlakova, zbog utjecaja unutarnjeg stupnja djelovanja parne turbine smanjena na $\eta_{it}\Delta h$.



Slika 9.3.10. Ovisnost izlazne vlažnosti visokotlačne pare ($1-x_1$) i niskotlačne pare ($1-x_2$) o tlaku separatora vlage p_s .

Primjer 9.3.5.

Parogeneratori neke nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorom proizvode suhozasićenu paru tlaka 5.5 MPa. Do kojeg tlaka smijemo ekspanzirati tu paru u turbini kojoj je unutarnji stupanj djelovanja 0,88 ako ne želimo na izlazu iz visokotlačne turbine dopustiti veću vlažnost pare od $x = 0,85$. Ako vlažnost pare na izlazu iz niskotlačnog dijela turbine (interni stupanj djelovanja turbine uzeti isti kao u visokotlačnom dijelu) ograničimo na 10% ($x = 0,9$) kakvo treba biti stanje pare prije ulaza u niskotlačni dio turbine? Temperatura rashladne vode kondenzatora je 308 K.

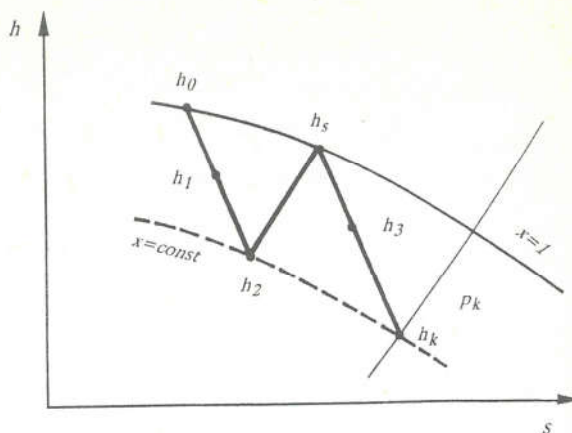
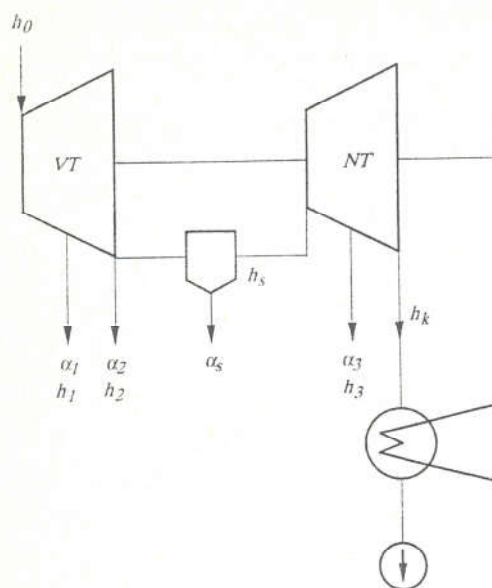
Koliki je dobiveni rad u turbini po kilogramu svježe pare, a koliki termički stupanj djelovanja kružnog procesa?

Koliki je potreban protok pare kroz turbinu za proizvodnju snage na osovini turbine 650 MW?

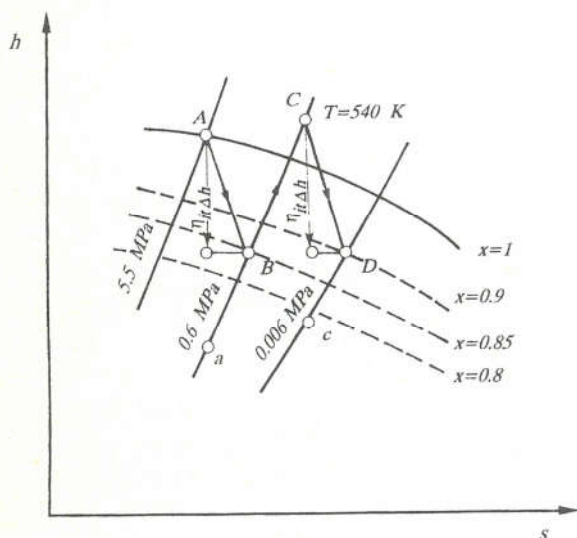
Radi jednostavnosti proračuna pretpostavimo da u kružnom procesu nema regenerativnih zagrijača napojne vode.

Temperaturi kondenzatora od 308 K odgovara tlak u kondenzatoru od približno 6000 Pa (0,06 bar). Entalpija pare tog tlaka i zadane izlazne vlažnosti od 10% je oko 2330 kJ/kg; entalpija kondenzata istog tlaka je svega 146 kJ/kg.

Postizanje zadane izlazne vlažnosti pare tlaka 0,6 MPa nakon ekspanzije do tlaka 6000 Pa, uz zadani unutarnji stupanj djelovanja turbine 0,88, zahtijeva da para tlaka 0,6 MPa bude pregrijana prije ekspanzije. Temperatura pregrijavanja te pare je približno 540 K, što je blisko temperaturi svježe pare. Temperatura zasićenja pare 0,6 MPa je 430 K, a odgovarajuća entalpija 2750



Slika 9.3.11. Shema postrojenja parne turbine s oduzimanjem pare i separatorom vlage.



Slika 9.3.12. Shematičan prikaz parnog procesa u h-s dijagramu

A stanje svježe pare

A-B ekspanzija pare u visokotlačnom dijelu turbine do vlažnosti pare $x = 0,85$

ΔH (dužine A-a i C-c) razlika entalpije pare pri adijabatskoj ekspanziji između konačnih tlakova

B-C separacija vlage i pregrijavanje pare

C-D ekspanzija pare u niskotlačnom dijelu turbine do tlaka u kondenzatoru i izlazne vlažnosti $x = 0,9$.

kJ/kg . Entalpija pare na ulazu u niskotlačni dio turbine iznosi oko 3020 kJ/kg . Treba uzeti u obzir da je količina pare koja ekspandira u niskotlačnom dijelu turbine manja nego u njezinu visokotlačnom dijelu. Razlika je u izdvojenom kondenzatu nakon ekspanzije u visokotlačnom dijelu turbine. U danom primjeru izdvojena masa kondenzata je 15% mase svježe pare.

Dobiveni rad po kilogramu svježe pare bit će

$$H = (2780 - 2440) + 0,85 (3020 - 2330) = 926,5 \text{ kJ/kg.}$$

Utrošena toplina za proizvodnju i pregrijavanje pare

$$h_0 - h_{nv} + q_{\text{preg.}} = 2780 - 146 + 0,85 (3020 - 2750) = 2863,5 \text{ kJ/kg.}$$

Termički stupanj djelovanja ciklusa jest

$$\eta = \frac{926,5}{2863,5} = 0,324.$$

Stvarni stupanj djelovanja bit će viši jer se nije računalo s regenerativnim zagrijavanjem kondenzata ni iskorištenjem topline kondenzata iz separatora vlage.

Protokom pare 1 kg/s svježe pare dobivamo snagu od $926,5 \text{ kW}$. Za snagu 650 MW potreban je protok pare kroz turbinu od $701,6 \text{ kg/s} = 2526 \text{ t/h}$.

9.4. Nuklearni reaktor kao toplinski izvor kružnih procesa

Toplinska energija proizvodi se u nuklearnom reaktoru u gorivnim elementima fisijama atoma urana i plutonija (ONE, 10.2). Toplina se odvodi iz gorivnih elemenata vođenjem i konvekcijom (ONE, 11). Količina topline proizvedena u nuklearnom gorivu ograničena je temperaturom materijala nuklearnog goriva, obloga gorivnih šipki, pothlađenjem fluida na izlazu iz jezgre (kada je reaktor tlakovodni) i odnosom kritičnog i radnog toplinskog toka (ONE, 11.9).

Kada fluid u jezgri ne može mijenjati fazu, kao kod plinom hlađenih reaktora, otpada dakako mogućnost pojave filmskog kipljenja u jezgri.

Fluid koji odvodi u toplinu iz reaktora protječe, pretežno prisilnom cirkulacijom, kroz jezgru reaktora. Pri tome prima toplinsku energiju s površina gorivnih šipki i povećava svoju entalpiju. Toplinska snaga reaktora može se odrediti iz porasta entalpije rashladnog fluida prema izrazu

$$P = W (h_{iz} - h_{ul}) , \quad (9.4.1.)$$

gdje je

W maseni protok rashladnog fluida kroz jezgru reaktora
 $h_{iz} - h_{ul}$ prosječan porast entalpije rashladnog fluida u jezgri reaktora.

Rashladni fluid tlakovodnog reaktora protječe kroz cijevne snopove parogeneratorske gdje se hladi, ali ujedno obavlja i funkciju toplog spremnika kružnog procesa na sekundarnoj strani nuklearne elektrane. Jedna od karakteristika toga toplog spremnika je promjena temperature fluida između ulaza i izlaza iz parogeneratorske. Temperatura primarnog fluida u parogeneratoru mijenja se u istim temperaturnim granicama kao i u jezgri reaktora, tj. od t_{ul} do t_{iz} .

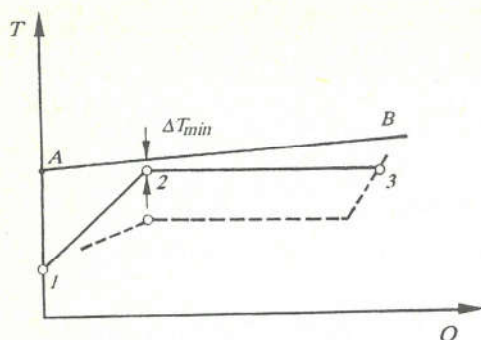
Potrebno je primijetiti da se prije spomenuta ograničenja toplinske snage reaktora zbog ograničene temperature nuklearnog goriva uglavnom vežu uz maksimalno dopuštenu izlaznu temperaturu rashladnog fluida iz reaktora. Budući da je maksimalna izlazna temperatura rashladnog fluida ograničena sigurnosnim razlozima, srednju temperaturu toplog spremnika možemo povišati jedino smanjenjem razlike između izlazne i ulazne temperature rashladnog sredstva reaktora.

To bi smanjenje, pri danoj snazi reaktora, bilo moguće s povećanjem masenog protoka fluida kroz jezgru. Kod toga se kao dodatno ograničenje javlja snaga pumpanja fluida u primarnom krugu nuklearne elektrane. Poznato je naime (ONE, 11.4) da je snaga pumpanja razmjerna masenom protoku fluida na treću potenciju, s tim što na nju bitno utječe i priroda rashladnog fluida kroz faktor $1 / (c^3 \rho^2)$.

Suglasno prijašnjim diskusijama o stupnju termičkog iskorištenja Rankineova kružnog procesa sa suhozasićenom parom, očekujemo da ćemo postići to bolje termičko iskorištenje kružnog procesa što više gornju temperaturu kružnog procesa prilagodimo temperaturi toplog spremnika.

Kod tlakovodnog reaktora je porast temperature rashladnog fluida u reaktoru relativno malen (u prosjeku oko 40 K), dok je srednja temperatura rashladnog fluida u reaktoru oko 570 K.

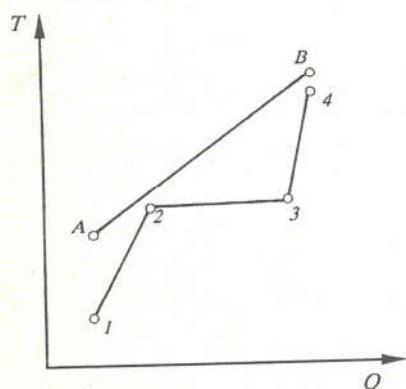
Zbog toga se kod nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorom najbolje iskorištenje kružnog procesa postiže ako se pretežan dovod topline procesu obavlja na temperaturi zasićenja što bližoj srednjoj temperaturi rashladnog fluida reaktora. Time postizemo i maksimalno mogući tlak suhozasićene pare u sekundarnom krugu.



Slika 9.4.1. T-Q dijagram fluida u parogeneratoru tlakovodnog reaktora (mala promjena temperature rashladnog fluida u reaktoru). A-B rashladni fluid reaktora 1-2-3 sekundarni fluid u parogeneratoru (punom linijom je označen proces sa suhozasićenom a crtkanom proces s pregrijanom parom).

primarnog i sekundarnog fluida u parogeneratoru postiže se kada temperatura sekundarnog fluida dostigne zasićenje.

Drukčiju sliku dobivamo pogledamo li isti proces ako je bitno veći porast temperature rashladnog fluida u reaktoru (npr. reda 200 K). U tom se slučaju redovito pribjegava pregrijanju pare u parogeneratoru. Takvim je rješenjem naime moguće bolje prilagoditi srednju temperaturu sekundarnog fluida temperaturi primarnog fluida i smanjiti stupanj nepovrativosti kružnog procesa (drugim riječima povećati stupanj termičkog iskorištenja), a bez potrebe da se zbog pregrijavanja pare pretjerano smanji njezin tlak. T-Q dijagram takvog procesa prikazan je slikom 9.4.2.



Slika 9.4.2. T-Q dijagram fluida u parogeneratoru ako znatno poraste temperatura rashladnog fluida u jezgri (reaktori su hlađeni plinom i tekućim metalom).

U načelu nema zapreke da se i kod tlakovodnog reaktora ostvari kružni proces s pregrijanom parom. Međutim, u tom slučaju imali bismo manji tlak pare i prosječno veće temperaturne razlike pri dovodu topline kružnom procesu. Temperaturne razlike u parogeneratoru između primarnog fluida i kružnog procesa sa zasićenom i pregrijanom parom (proces s pregrijanom parom označen je crtkanom) prikazane su na slici 9.4.1.

Na slici 9.4.1. primjenjuje se način prikazivanja temperatura fluida pomoću tzv. T-Q dijagrama. U T-Q dijagramu prikazuju se temperature primarnog i sekundarnog fluida u parogeneratoru u funkciji količine izmijenjene topline između tih fluida.

U poglavlju 9.3. ustanovili smo da se kod kružnog procesa sa zasićenom parom dovod topline sekundarnom fluidu odvija po izobari do temperature zasićenja, a zatim po izobari (koja je ujedno izoterma) tijekom isparivanja fluida. Minimalna temperaturna razlika (približno 10 do 15 K) između

Primjer 9.4.1.

Kod neke nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorom (PWR) u svakoj primarnoj petlji protječe $6 \text{ m}^3/\text{s}$ rashladne vode, koja se u reaktoru grije od $T_{1ul} = 550$ do $T_{1iz} = 590 \text{ K}$. Nakon regenerativnog predgrijavanja napojna se voda uvođi u sekundarnu stranu parogeneratora. Količina napojne vode je 1600 t/h , a njezina ulazna temperatura $T_{2ul} = 480 \text{ K}$. Uz pretpostavku da je minimalna temperaturna razlika između primarnog i sekundarnog fluida u parogeneratoru $\Delta T_{min} = 15 \text{ K}$, koliki je tlak pare u parogeneratoru?

Rješenje

Zadatak ćemo riješiti približno, računajući s prosječnim vrijednostima specifičnih toplina jednog i drugog fluida unutar pretpostavljene temperaturne razlike u području temperatura predgrijavanja sekundarnog fluida u parogeneratoru. Uz pretpostavku da je prosječna temperatura primarnog fluida u tom temperaturnom području 553 K , a sekundarnog 510 K (ako se proračunom ustanove znatnija odstupanja od

pretpostavljenih temperatura, treba ih u drugoj iteraciji ispraviti). Odgovarajuće približne srednje vrijednosti specifičnih toplota primarnog i sekundarnog fluida jesu $c_{p1} \approx 5,02 \text{ kJ/kgK}$, $c_{p2} \approx 4,69 \text{ kJ/kgK}$. Gustoća primarnog fluida u istom području temperature je oko 741 kg/m^3 , pa mu maseni protok u danom primjeru iznosi $W_1 = 6 \times 741 = 4446 \text{ kg/s}$.

Ako, prema slici 9.4.1. sa T_m označimo temperaturu primarnog fluida u T-Q dijagramu kod koje temperaturna razlika između oba fluida postaje najmanja ($\Delta T = \Delta T_{\min}$), možemo postaviti bilancu topline za predgrijački dio parogeneratorsa

$$W_1 c_{p1} (T_m - T_{1ul}) = W_2 c_{p2} (T_m - \Delta T_{\min} - T_{2ul}).$$

Uvrštenjem dobivamo $T_m \approx 556 \text{ K}$.

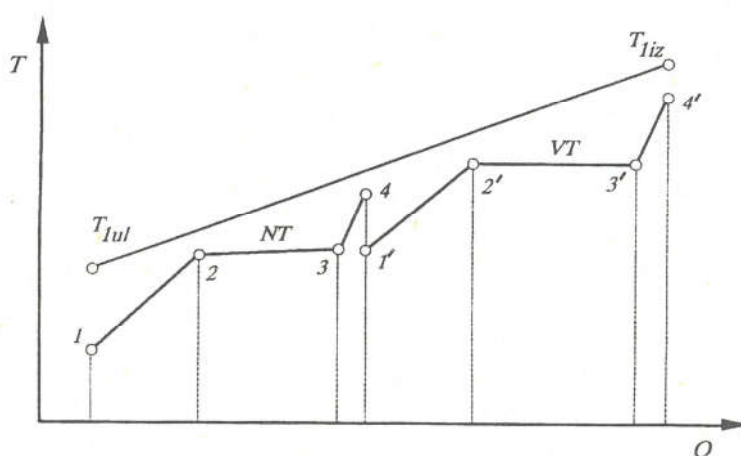
Temperatura zasićenja na sekundarnoj strani parogeneratorsa bit će približno $556 - 15 = 541 \text{ K}$, a odgovarajući tlak pare na sekundarnoj strani parogeneratorsa oko $5,4 \text{ MPa}$.

Pri opisu reaktorskih sustava naglasili smo više puta da se kod reaktora hlađenih plinom i tekućim metalom, s obzirom na tlakovodne reaktore, usvajaju veće razlike između izlazne i ulazne temperature rashladnog fluida reaktora (reda $150\text{--}250 \text{ K}$). Iz tog se razloga u nuklearnim elektranama s takvim reaktorima primjenjuju Rankineovi kružni procesi s pregrijavanjem pare.

Radi daljeg poboljšanja termičkog stupnja djelovanja kružnih procesa u nuklearnim elektranama moguće je dodatnim zahvatima na postrojenju još više smanjiti prosječnu temperaturnu razliku između primarnog i sekundarnog fluida u parogeneratorsu. To je postignuto kod nuklearnih elektrana s plinom hlađenim reaktorom tipa magnox primjenom parnog ciklusa s dva tlaka pare.

T-Q dijagram parnog procesa s dva tlaka pare prikazan je slikom 9.4.3., a odgovarajuća shema parogeneratorsa slikom 9.4.4.

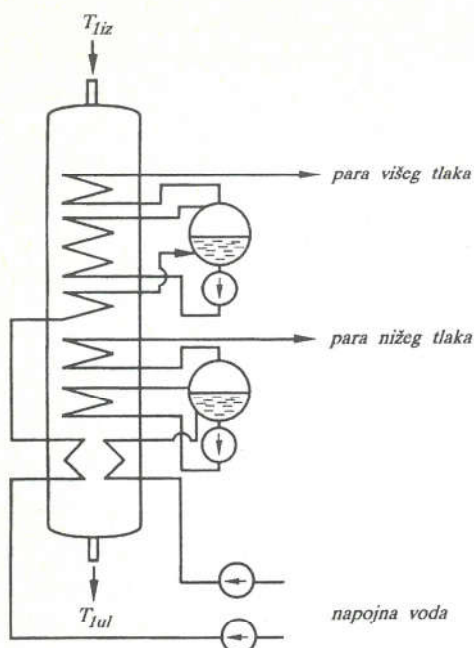
U parogeneratorsu se proizvodi pregrijana para višeg i nižeg tlaka. Para jednog i drugog tlaka neovisno se uvodi u turbinu. Nakon ekspanzije pare višeg tlaka u visokotlačnom dijelu turbine do tlaka koji približno odgovara pari nižeg tlaka ta se para miješa s parom nižeg tlaka i s njom nastavlja ekspanziju u niskotlačnom dijelu turbine do kondenzatorskog tlaka.



Slika 9.4.3. T-Q dijagram fluida u parogeneratorsu s dva tlaka pare.

NT – para nižeg tlaka

VT – para višeg tlaka



Slika 9.4.4. Shema parogeneratorskog sustava s dva tlaka pare.

Analize pokazuju da se razlika između termičkog stupnja djelovanja kružnog procesa s jednom i s dva tlaka pare smanjuje sa smanjenjem razlike između izlazne i ulazne temperature primarnog rashladnog fluida u reaktoru. Kada ta razlika padne ispod 100 K, poboljšanje koje donosi primjena kružnog procesa s dva tlaka pare postane beznačajno. Dva tlaka pare su primijenjena samo kod nuklearnih elektrana s plinom hlađenih reaktora tipa magnox, koji se danas više ne grade jer se smatraju zastarjelim.

9.5. Primjena nuklearnih reaktora za toplifikaciju

Toplinska energija iz nuklearnog reaktora može, osim za grijanje kružnih procesa, biti upotrijebljena i za toplifikaciju.

U većini slučajeva toplifikacija zahtijeva toplinsku energiju nižih temperatura nego kružni procesi u nuklearnim elektranama. Ta činjenica dopušta vrlo učinkovitu kombinaciju kružnog procesa i toplinskog izvora za toplifikaciju, i to tako da hladni spremnik kružnog procesa postaje na prikladnoj temperaturi izvor toplinske energije. Termički stupanj djelovanja takvog kombiniranog procesa je bitno viši nego kod kružnog procesa koji otpadnu toplinu predaje rashladnoj vodi kondenzatora. Naime, prednost kombiniranog procesa sastoji se upravo u korisnoj primjeni topline predane hladnom spremniku. Ta toplota prestaje time biti otpadna toplota, pa se pri proračunu toplinskog iskorištenja kombiniranog procesa njezin veći dio uzima kao korisna toplota.

U kombiniranom parnom procesu svjež para ekspanzira u turbini do tlaka čija temperatura zasićenja kojeg odgovara temperaturi potrebnoj za proces toplifikacije. Nakon toga se para izdvaja iz turbine i uvodi u izmjenjivač topline u kojemu grije vodu potrebnu za klimatiziranje prostorija ili za tehnološki proces u industriji.

Budući da para izdvojena iz turbine nuklearne elektrane može potencijalno nositi i neku radioaktivnost, to se tlak na sekundarnoj strani izmjenjivača bira višim od tlaka na primarnoj strani. Alternativna mogućnost je u ugradnji posrednog rashladnog kruga u kojemu je tlak niži od tlaka primarne i sekundarne strane. Time se ostvaruje brtvljenje protutlakom koje onemogućuje prodor radioaktivnih tvari u okolinu. Neke moguće sheme veza parnog postrojenja nuklearne elektrane i postrojenja za toplifikaciju prikazane su na slici 9.5.1.

Jedan od specifičnih, a u literaturi mnogo spominjanih, načina upotrebe topline iz nuklearnog reaktora je desalinizacija morske vode isparivanjem. Projekti za takvu primjenu nuklearne energije su razrađeni u mnogim zemljama, ali se njihova dosadašnja realizacija ograničila uglavnom na eksperimentalna postrojenja.

Specijalni nuklearni reaktori za toplifikaciju

Pri opisu postrojenja tlakovodnih reaktora spomenuli smo i specijalne reaktore namijenjene proizvodnji toplinske energije nižih temperatura (reda 390 K) za potrebe toplifikacije.

Ti nuklearni reaktori, koji pripadaju kategoriji reaktora PIUS-SECURE, razvijeni su u Švedskoj i razrađivani u nekoliko zemalja (vidi poglavlje 3).

Budući da su takvi reaktori namijenjeni i za grijanje urbanih sredina, nužno bi se morali smjestiti u blizini većih gradova. Zbog toga je sigurnosti tih reaktora obraćena specijalna pažnja. Svrstani su u kategoriju tzv. inherentno sigurnih reaktora (tj. reaktora kojima su za zaštitu jezgre dovoljni pasivni zaštitni sustavi).

9.6. Ukupni stupanj iskorištenja nuklearne elektrane

Ukupni stupanj iskorištenja nuklearne elektrane određuje dio **toplinske energije reaktora koji se pretvara u neto električnu energiju**. Kod nuklearnih elektrana, izuzmemo li one koje se primjenjuju i za toplifikaciju, jedino se električna energija smatra korisnim proizvodom. Ostatak toplinske energije reaktora beskorisno se troši na grijanje rashladne vode kondenzatora.

Pri proračunu stupnja iskorištenja nuklearne elektrane (kao podlogu analize uzet ćemo nuklearnu elektranu s tlakovodnim reaktorom) treba uzeti u obzir činjenicu da izvor toplinske energije primarnoga kruga nuklearne elektrane nije samo nuklearni reaktor već i primarne cirkulacijske pumpe. Naime, radom pumpi veći se dio predane energije fluidu pretvara u trenje i preko toga u toplinsku energiju.

Ako dio snage pumpi koja se pretvara u trenje primarnog fluida označimo s δP_p , povećanje entalpije protočne mase W zbog rada pumpi možemo označiti s Δh_p .

Snagu koju prima primarna strana parogeneratora bit će

$$P_{pg} = P_r + W\Delta h_p = W(h_{iz} - h_{ul} + \Delta h_p). \quad (9.6.1.)$$

gdje je,

P_{pg} snaga parogeneratora

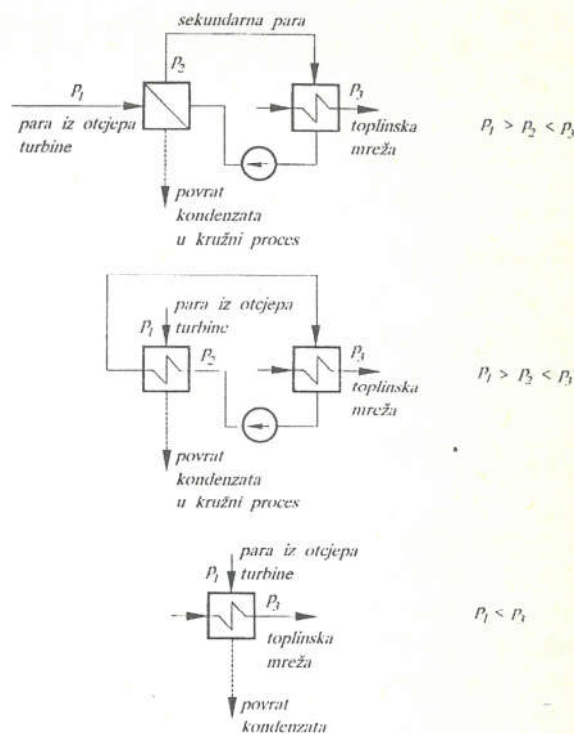
P_r snaga reaktora

h_{iz} , h_{ul} entalpija fluida na izlazu i ulazu iz reaktora.

Povećanje entalpije primarnog fluida zbog rada pumpi malo utječe na ukupno povećanje entalpije (redovito ispod 1% , kod NE Krško približno 0,56%).

Električna snaga koju proizvodi električni generator bitno je manja od toplinske snage parogeneratora. Za tu je pojavu ponajprije odgovoran stupanj termičke iskoristivosti kružnog procesa η_t , razmatranju kojega smo obratili dosta pažnje u prethodnim poglavljima.

Međutim, osim gubitka snage zbog odvoda topline u kondenzator turbine u postrojenju moramo računati s dodatnim gubicima koje kvantificiraju odgovarajući stupnjevi korisnog djelovanja. To su:



Slika 9.5.1. Sheme veze nuklearne elektrane s postrojenjem za toplifikaciju.

- gubici u parogeneratoru (odmuljivanje parogeneratora i drugi gubici toplinske snage), izraženi stupnjem iskorištenja parogeneratora η_{pg}
- gubici toplinske snage u sekundarnom toplinskom ciklusu η_{ts}
- gubici mehaničke snage trenjem u mehaničkim sklopovima η_m
- gubici toplinske snage u turbini zbog internog prigušenja η_{it} .

Potrebno je primijetiti da interno iskorištenje turbine za vlažnu paru ovisi o stupnju vlažnosti x . Ta je ovisnost približno linearna, pa se može pisati

$$(\eta_{it})_x \approx x (\eta_{it})_{zas} \quad (9.6.2.)$$

- gubici u električnom generatoru određeni faktorom η_g .

Iz navedenog proizlazi da se električna snaga na pragu nuklearne može odrediti iz izraza

$$P_e = (P_r + \delta P_p) \eta_t \eta_{pg} \eta_{tc} \eta_m \eta_{it} \eta_g - P_{vp}, \quad (9.6.3.)$$

gdje je s P_{vp} označena snaga koja se troši za vlastitu potrošnju nuklearne elektrane, a iznosi obično oko 5% generirane električne snage.

Ukupni stupanj korisnog djelovanja nuklearne elektrane definira se odnosom

$$\eta_{NE} = \frac{P_e}{P_r}. \quad (9.6.4.)$$

Stupanj korisnog djelovanja parogeneratora je viši od 99%, a faktor $1 + \delta P_p / P_r$ za manje od jednog postotka veći od jedinice, pa se bez veće greške može pisati

$$\left(1 + \frac{\delta P_p}{P_r}\right) \eta_{pg} \approx 1.$$

Nadalje, smanjenje snage na pragu elektrane zbog vlastitog potroška moguće je uzeti u račun koeficijentom η_{vp} . Taj koeficijent kod nuklearnih elektrana iznosi oko 0,95. Time se izraz za određivanje korisnog stupnja djelovanja nuklearne elektrane svodi na,

$$\eta_{NE} \approx \eta_t \eta_{ti} \eta_{vp} \eta_{tc} \eta_m \eta_g \quad (9.6.5.)$$

Najveći je utjecaj prvog člana (η_t) na ukupni stupanj iskorištenja nuklearne elektrane. Kod nuklearnih elektrana η_t je u granicama 0,3 do 0,45. Produkt drugog i trećeg člana možemo procijeniti na 0,85 do 0,9, a produkt posljednja tri člana obično je veći od 0,95.

Ukupni stupanj korisnog djelovanja nuklearnih elektrana η_{NE} kreće se u rasponu od 0,25 do 0,40 (kod NE Krško je oko 0,32) i ponajprije ovisi o vrsti primijenjenog toplinskog kružnog procesa.

Iz navedenog proizlazi da, grubo uzevši, nuklearne elektrane u prosjeku oko 1/3 termičke snage reaktora pretvaranju u električnu snagu a oko 2/3 te snage treba odvesti rashladnom vodom kondenzatora.

Slično je i kod termoelektrana. Razlika između nuklearnih elektrana i termoelektrana u odvodnji otpadne topline je u činjenici što termoelektrane, zbog viših parametara pare, rade s boljom iskoristivošću kružnog procesa (i zato proizvode nešto manje otpadne topline), ali i to što dio otpadne topline izbacuju s dimnim plinovima u atmosferu. Nuklearne elektrane praktički svu otpadnu toplinu predaju rashladnoj vodi kondenzatora. Zbog toga su, sa stajališta zagrijavanja vodotoka, nepovoljnije od termoelektrana.

Zadaci

1. Carnotov kružni proces radi između temperatura toplog i hladnog spremnika, 800 K i 310 K. Kolika je razlika u stupnju korisnog djelovanja kružnog procesa ako su razlike temperatura između spremnika i radnog procesa zanemarive i ako one iznose 20 K?
Koliki je porast entropije sustava po jedinici toplinske energije predane kružnom procesu?
2. Treba odrediti entalpiju i entropiju pare tlaka 5,5 MPa s težinskim sadržajem vlage od 15%. Na koji bismo tlak morali prigušiti tu paru da postane suhozasićena?
3. Koliki bismo rad dobili po kilogramu suhozasićene pare tlaka 5 MPa koja adijabatski ekspandira u kondenzator kojemu je temperatura 303 K?
4. Do kojeg bismo izlaznog tlaka smjeli adijabatski ekspandirati paru iz 3. primjera ako je dopuštena vlažnost pare na kraju ekspanzije 10%? Koliko bi moralo biti pregrijavanje pare prije ekspanzije da bi se tražena vlažnost postigla nakon ekspanzije do kondenzatorskog tlaka?
5. Suhozasićena para tlaka 6 MPa ekspandira u turbini kojoj je unutarnji stupanj korisnog djelovanja 0,9. Kod kojeg tlaka nakon ekspanzije sadržaj vlage u pari iznosi 10 % ? Koliki bi bio sadržaj vlage nakon ekspanzije svježije pare u kondenzator u kojem je tlak 5 kPa?
6. Parogeneratori u nuklearnoj elektrani s tlakovodnim reaktorom proizvode 4500 t/h suhozasićene pare tlaka 5,6 MPa. Koliki bismo rad dobili iz Rankineova kružnog procesa ako je temperatura kondenzatora 310 K, a unutarnji stupanj korisnog djelovanja turbine 0,85. Kakvi bi se parametri pare postigli nakon ekspanzije i koliki bi bio termički stupanj djelovanja kružnog procesa? Pretpostaviti treba da je kružni proces bez regenerativnog predgrijavanja napojne vode.
Snagu utrošenu za pumpanje kondenzata treba zanemariti.
7. U Rankineovu kružnom procesu radni fluid je suhozasićena para tlaka 5,5 MPa, a temperatura kondenzatora 303 K. Koliki je termički stupanj korisnog djelovanja toga kružnog procesa u slučaju kada:
 - proces radi bez predgrijavanja napojne vode
 - napojna voda se predgrijava u četiri regenerativna zagrijača do temperature koja je 40 K niža od temperature zasićenja svježije pare
 - napojna voda se predgrijava u šest regenerativnih zagrijača do iste temperature.Treba pretpostaviti optimalnu raspodjelu temperatura napojne vode među regenerativnim zagrijačima.
8. U 7. primjeru i kod Rankineova kružnog procesa s četiri regenerativna predgrijača treba približno odrediti količinu pare oduzete iz turbine potrebne za predgrijavanje kilograma napojne vode. Treba pretpostaviti da temperatura zasićenja pare u svakom regenerativnom zagrijaču odgovara izlaznoj temperaturi napojne vode iz dotičnog zagrijača uvećanoj za 20 K, kao i da se samo toplina kondenzacije pare troši za zagrijavanje napojne vode.
Koliki je specifični potrošak pare kod takvog kružnog procesa? Koliki bi bio specifični potrošak pare da u kružnom procesu nema regenerativnog predgrijavanja napojne vode?
9. Koliko bi se u nuklearnoj elektrani iz primjera 9.4.1. promijenila snaga pumpanja primarnog fluida i tlak pare u sekundarnom krugu ako bismo uz istu snagu reaktora i identične ostale podatke prosječan porast temperature primarnog fluida u reaktoru smanjili tako da uz istu izlaznu temperaturu fluida ($T_{iz} = 590$ K) njegovu ulaznu temperaturu fluida povišimo na 560 K?

Reference uz 9. poglavlje

1. F. Bošnjaković, Nauka o toplini, prvi dio, Školska knjiga, Zagreb, 1950.
2. L. S. Tong, J. Weisman, Thermal Analysis of Pressurized Water Reactors, American Nuclear Society, Illinois, 1979.
3. J. R. Lamarsh, Introduction to Nuclear Engineering, Chapt. 8, Addison-Wesley Publ. Co. Reading, 1975.
4. D. D. Kalafati, Termodinamičke ciklusi atomnih elektrostancija, Gosenergoizdat, Moskva 1963.
5. T. H. Margulova, Atomne električanske stanice, Visšaia škola, Moskva, 1984.

6. D. Feretić, Nuklearne elektrane, pogl. 7, Liber, Zagreb, 1984.
7. L. S. Serman, Teplovaja čast atomnih elektrostancij, Gosenergoizdat, 1963.
8. V. Okhotin i dr., Fundamentals of Heat Engineering, Mir Publ., Moscow, 1987.
9. L. S. Serman i dr., Thermal and Nuclear Power Stations, Mir Publ., Moscow, 1982.
10. B. Kraut, Strojarski priručnik, osmo izdanje, Školska knjiga, 1981.
11. F. Bošnjaković, U. Renz, P. Burow, Mollier Enthalpie-Entropie- Diagramm für Wasser, Dampf und Eis, Tehnička knjiga, Zagreb, 1980.

10. Nuklearni gorivni ciklus

Nuklearni gorivni ciklus je tijesno vezan uz pogon nuklearnih elektrana. Obuhvaća sve faze prerade goriva prije iskorištenja u reaktoru, rukovanje gorivom u nuklearnoj elektrani te uskladištenje i preradu odzračenog goriva izvan nuklearne elektrane.

Iako je za neposredan pogon nuklearne elektrane najbitniji dio gorivnog ciklusa rukovanje s gorivom u samoj elektrani, nije na odmet upoznati se ukratko s cijelim gorivnim ciklusom. Naime, razmatrajući cijeli nuklearni gorivni ciklus, možemo dobiti potpunu sliku o raspoloživosti nuklearnog goriva, njegovoj cijeni i značaju za energetiku.

10.1. Dijelovi nuklearnog gorivnog ciklusa prije ulaska goriva u elektranu

Najbitniji elementi gorivnog ciklusa prije dostave nuklearnog goriva u elektranu jesu:

- vađenje urana
- konverzija koncentrata urana
- obogaćenje urana
- izrada gorivnih elemenata.

Dobivanje urana

Uran se vadi iz Zemljine kore površinskim i dubinskim (rovskim) iskopom. Poteškoće pri rudarenju urana ogledaju se u prosječno malenoj koncentraciji rude u jalovini (u prosjeku 0,82 do 4,1 kg urana po toni iskopane rude) i nepovezanim zonama koje sadrže rudu. Jedno i drugo zahtijeva iskop velikih količina jalovine. Stoga je cijena iskopane rude veoma povezana s njezinom prosječnom koncentracijom. Raspoložive rezerve urana određuju se na temelju maksimalno podnošljive cijene sirovine prema današnjem stajalištu. Danas se rezerve uzimaju u obzir do granične cijene oko 80 \$/kg prirodnog urana, potencijalno do 130 \$/kg. Do te gornje granice cijene računa se s rezervom urana od kojih 3,5 milijuna tona. Nije, naravno, isključeno da će u budućnosti granična cijena sirovine biti drukčija. Budući da je manji dio potencijalno važnih teritorija na Zemlji istražen, matematički modeli prognoziraju moguće eksploataibilne rezerve urana na 80 do 260 milijuna tona. Energetski gledano, bitan utjecaj na rezerve urana ima način njihovog iskorištenja. Recikliranje plutonija u termičkim reaktorima i smanjivanje sadržaja ^{235}U u otpadnom uranu u procesu obogaćenja mogu rezerve urana povećati za gotovo dva puta, a upotreba brzih oplodnih reaktora i do 70 puta.

Zalihe energije najbitnijih energenata u svijetu izražene u milijardama tona ekvivalentnog ugljena ($10^9 \text{ teu} = 29,3 \times 10^3 \text{ MJ}$) iznose:

	10^9 teu
ugljen	782,3
nafta	192,7
prir. plin	127,7
uran	266 (do cijene 130 \$/kg i uz upotrebu samo u lakovodnim reaktorima).

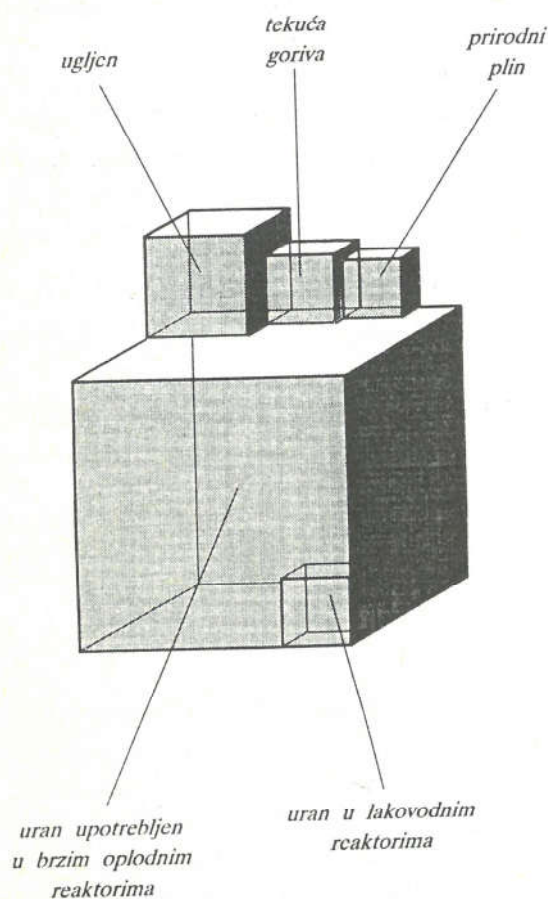
Navedeni odnosi, uz naznaku utjecaja brzih oplodnih reaktora na povećanje energetskih zaliha urana, prikazani su slikom 10.1.1.

Godišnja potrošnja energije u svijetu iznosi danas oko $12 \times 10^9 \text{ teu}$.

Raspored nalazišta urana u svijetu do cijene koncentrata od 130 \$/kg urana, izražen njihovom energetskom vrijednošću u milijardama teu, a uz uvjet da se nuklearno gorivo upotrebljava samo u lakovodnim reaktorima, jest:

– područje bivšeg SSSR-a i istočnoeuropskih zemalja	60,3-260
– Sjeverna Amerika	42,7
– Kina	26-52
– Australija	23,9
– Afrika (osim Južne Afrike)	17,7
– Južna Afrika	12,0
– Srednja i Južna Amerika	8,0
– Zapadna Europa	7,4

Uran se dobiva iz rude ekstrakcijom iz otopine. Pri tome se selektivno odvaja od drugih elemenata. Koncentrat urana je amonijačni diuranat, žute je boje i zato se popularno zove "žuti kolač". Da bi se sadržaj proizvoda izrazio neovisno o kemijskom spoju urana dobivena količina koncentrata urana izražava se s ekvivalentnom količinom uranova oksida U_3O_8 .



Slika 10.1.1. Relativni odnos zaliha energetskih goriva u svijetu.

Kod klasičnih goriva uzete su u obzir zalihe ekonomski prihvatljive na današnjem stupnju tehnologije iskorištenja. Kod urana je računato sa zalihama do cijene koncentrata od 130 \$/kg urana (prema publikaciji Siemens: Economic Data on Power Engineering, Berlin, 1989).

Konverzija koncentrata urana

Ako se nuklearno gorivo iskorišćuje kao obogaćeni uran, potrebno je žuti kolač pripremiti za proces obogaćenja. Također prije upotrebe treba uran očistiti od tragova nečistoća. Postupak obogaćenja zahtijeva da se koncentrat urana pretvori u plinoviti spoj. Taj se postupak naziva pretvorba odnosno konverzija koncentrata. Pročišćeni koncentrat urana podvrgava se kemijskoj reakciji s fluorovodičnom kiselinom (HF), iz koje se dobiva spoj UF_4 , a taj se tretiranjem s fluorom pretvara u plinoviti heksafluorid urana UF_6 . Preostale nečistoće izdvajaju se iz UF_6 frakcijskom destilacijom.

Obogaćenje urana

Obogaćenje urana je postupak kojim se povećava sadržaj izotopa ^{235}U u uranu s obzirom na prirodni uran. Prirodni uran sadrži 0,711% izotopa ^{235}U izraženo u masenom sadržaju ili 0,72% u izotopnom sadržaju. Zbog kemijske identičnosti obaju izotopa urana, za separaciju se koriste pretežno fizikalni postupci. Najrašireniji način separacije se sastoji u razdvajanju molekula plinovitog heksafluorida urana. Razdvajanje se temelji na razlici u masa molekula $^{238}\text{UF}_6$ i $^{235}\text{UF}_6$ (zapravo na razlici u prosječnim brzinama jedne i druge molekule u plinskoj smjesi).

Do danas su upotrebljavani sljedeći postupci za obogaćenje urana:

- plinska difuzija
- plinska centrifuga
- plinska mlaznica
- kemijska izmjena
- laserska pobuda.

Prve tri metode temelje separaciju izotopa urana na različitim brzinama kretanja molekula u plinskoj smjesi koje sadrže lakši i teži izotop urana. Kemijska izmjena obavlja se između dvije tekuće ili dvije plinovite faze. Laserska pak pobuda iskorišćuje različiti potencijal ionizacije jednog i drugog izotopa urana te selektivnom ionizacijom omogućuje separaciju izotopa.

Opisat ćemo ukratko navedene metode za separaciju izotopa urana.

Plinska difuzija

Metoda obogaćenja urana plinskom difuzijom u svijetu je najraširenija i najduže je u primjeni. U toj se metodi iskorišćuje činjenica da zbog veće brzine kretanja u plinskoj smjesi molekule koje sadrže lakši izotop urana brže penetriraju kroz porozne stijenke, odnosno barijere, kroz koje se propušta plinska struja. Odnos izotopa u plinskoj struji koja je penetrirala kroz barijeru malo se kod jednokratnog prolaza smjese uz barijeru mijenja u korist lakšeg izotopa. Zbog toga je za dobivanje obogaćenja potrebnog lakovodnim reaktorima (oko 3%) potrebno preko tisuću takvih koraka obogaćenja. Za dobivanje visokooobogaćenog urana treba plinsku smjesu propustiti pored poroznih barijera čak više od tri tisuće puta.

Količina prirodnog urana N s masenim zadržajem ^{235}U od e_p % ($e_p = 0,711$) koju moramo utrošiti za dobivanje kilograma obogaćenog urana (obogaćenje e % ^{235}U) uz ostatnu masu e_r % ^{235}U po kilogramu osiromašenog otpadnog urana iznosi

$$N = \frac{e - e_r}{e_p - e_r} \quad (10.1.1.)$$

Koncentracija ^{235}U u osiromašenom uranu (koja se u literaturi označava kao *tail assay*) kreće se između 0,2 i 0,3%.

Primjer 10.1.1.

Kolika je količina prirodnog urana potrebna za dobivanje 1 kg 3% obogaćenog urana uz izlaznu koncentraciju ^{235}U od 0,2 %?

Rješenje

$$N = \frac{3 - 0,2}{0,711 - 0,2} = 5,479 \text{ kg}$$

Rad utrošen za separaciju izotopa urana (to je ponajprije rad utrošen za cirkulaciju pliske smjese) naziva se rad separacije. Obično se taj rad definira po jedinici mase obogaćenoga goriva kao jedinica separacijskog rada SWU (*Separative Work Unit*).

Separacijski rad ovisi o konačnom obogaćenju, količini utrošenog prirodnog urana i sadržaju ^{235}U u osiromašenom otpadnom uranu. Separacijski rad je kod dane izlazne koncentracije e_r izravno razmjeran cijeni obogaćenja urana, pa se ona određuje na temelju cijene separacijskog rada i broja utrošenih jedinica separacijskog rada SWU.

Pobliže analize pokazuju da separacijski rad kod postrojenja plinske difuzije ovisi o obogaćenju e prema "funkciji vrijednosti" $V(e)$ definiranoj kao

$$V(e) = (2e - 1) \ln \frac{e}{1 - e}. \quad (10.1.2.)$$

Na temelju tako definirane "funkcije vrijednosti" možemo ustanoviti da je:

– vrijednost materijala prije obogaćenja,

$$U_1 = N V(e_p)$$

– vrijednost materijala nakon obogaćenja,

$$U_2 = V(e) + (N-1) V(e_r).$$

Očigledno je da po kilogramu obogaćenog urana masa osiromašenog urana je za jedan kilogram manja od mase ulaznog prirodnog urana.

Separacijski rad po kilogramu obogaćenog urana je razlika izlazne i ulazne vrijednosti materijala, dakle,

$$\text{SWU} = U_2 - U_1 = V(e) + (N - 1) V(e_r) - N V(e_p) \quad (10.1.3.)$$

Primjer 10.1.2.

Koliko jedinica separacijskog rada treba utrošiti na obogaćenje jednog kilograma 3% obogaćenog urana uz izlaznu koncentraciju ^{235}U $e_r = 0,25\%$.

Rješenje

Na temelju relacije 10.1.1. potrebna količina prirodnog urana po kilogramu obogaćenog urana za dane uvjete je

$$N = \frac{3 - 0,25}{0,711 - 0,25} = 5,965 \text{ kg.}$$

Vrijednosne funkcije prema relaciji (10.1.2) bit će redom:

$$V(e) = V(0,03) = 3,2675$$

$$V(e_p) = V(0,00711) = 4,8689$$

$$V(e_r) = V(0,0025) = 5,9590.$$

Iz jednadžbe (10.1.3) proizlazi:

$$\text{SWU} = U_2 - U_1 = 3,2675 + 4,965 \times 5,9590 - 5,965 \times 4,8689 = 3,811.$$

Za dobivanje jednog kilograma 3% obogaćenog urana uz 0,25% koncentracije ^{235}U u osiromašenom uranu potrebno je dakle utrošiti 3,811 jedinica separacijskog rada.

Danas u svijetu postoje izgrađena postrojenja za separaciju urana (pretežno u postrojenjima za plinsku difuziju) kapaciteta 30 do 35 milijuna SWU. Očekuje se da će ta postrojenja zadovoljavati potrebe za obogaćenim uranom otprilike do 2005. godine.

Plinska centrifuga

Princip separacije uranovih izotopa pomoću centrifuge sastoji se u injektiranju plinske struje u centrifugu velike brzine vrtnje pri čemu molekule $^{238}\text{UF}_6$, kao teže, bivaju zbog centrifugalne sile tjerane prema obodu, više nego lakše molekule $^{235}\text{UF}_6$, koje se zadržavaju bliže osovini. Prikladnim tehničkim rješenjem za izvlačenje plina iz centrifuge iz sredine i periferije postizemo učinak separacije. Ponavljanje postupka u više stupnjeva, obogaćenje urana u plinskoj struji koja se izvlači iz centrifuge postaje sve veće. Povećanje obogaćenja u jednom stupnju može se kod centrifuge postići nekoliko puta veće nego kod plinske difuzije. Plinske centrifuge omogućuju postizanje ekonomičnosti postrojenja kod manjih kapaciteta nego postrojenja plinske difuzije.

Plinska mlaznica

Plinska mlaznica za separaciju uranovih izotopa također se koristi razlikom u masi, odnosno inerciji plinskih molekula koje sadrže teži i lakši izotop urana. Brza struja plina vodi se uz zakrivljenu stijenu. Teže molekule $^{238}\text{UF}_6$ zbog veće inercije kreću se po putanji većeg polumjera i time prikladnim razdvajanjem struje dobivamo dio plinske struje koji sadrži veću koncentraciju težih odnosno lakših molekula. Ponavljanjem postupka obogaćenje urana u plinskoj struji može se postupno povećavati.

Kemijska izmjena

Separacija izotopa primjenom kemijske izmjene tek je u fazi razvoja. Metoda se zasniva na činjenici da usprkos gotovo identičnom ponašanju obaju uranovih izotopa s obzirom na ulaganje u kemijske reakcije ipak postoje neke razlike u vezivanju kemijskih radikala na spojeve koje sadrže jedan ili drugi izotop.

Kemijsku reakciju izmjene izotopa možemo simbolički opisati sljedećom relacijom:



Izotopi urana su A i A', a kemijski radikali koji se razmjenjuju B i C.

Izmjena kemijskih radikala može se ostvariti između dva fluida koji se nalaze u tekućoj ili plinovitoj fazi.

Laserska pobuda

Laserska pobuda se zasniva na malim razlikama među potencijalnim energijama elektronskih staza lakšeg i težeg uranovog izotopa i zbog toga u malim razlikama energija elektromagnetnog kvanta potrebnog za ionizaciju jednog i drugog izotopa. Pažljivim doziranjem energije elektromagnetnog kvanta u laserskom snopu može se polučiti selektivna ionizacija uranovih izotopa i nakon toga izvršiti njihovo odvajanje pomoću električnog polja.

Ta je metoda u fazi razvoja. Obćava znatne prednosti prema drugim metodama zbog velike učinkovitosti separacije. Danas se smatra da će metoda separacije uranovih izotopa pomoću laserske pobude prevladati u idućem stoljeću.

Izrada gorivnih elemenata

Gorivni element nuklearnog reaktora je industrijski proizvod visoke tehnologije. Izrađuje se u specijaliziranim tvornicama. Pri izradi se primjenjuju stroge norme ispitivanja i osiguranja kvalitete. Gorivni elementi raznih tipova reaktora međusobno se više ili manje

razlikuju. Obratimo li pažnju na izradu gorivnih elemenata za lakovodne reaktore, možemo utvrditi da su najbitnije faze te izrade izrada gorivnih šipki i kostura gorivnog elementa (kostur gorivnog elementa je izraz koji se upotrebljava kada je riječ o tlakovodnim reaktorima; kod kipućih reaktora se gorivne šipke ulažu u zatvorene kasete, vidi poglavlja 3. i 4.).

Gorivne šipke

Osnovni sastavni dijelovi gorivnih šipki su tablete UO_2 i cijevi iz legure cirkonija (legura je poznata pod nazivom zircalloy).

Prah oksida urana (UO_2) proizvodi se iz heksafluorida urana (UF_6) kemijskim postupcima. Tablete UO_2 dobivaju se sinteriranjem praha pri visokoj temperaturi. Nakon sinteriranja fino se bruse na potrebnu dimenziju.

Cijevi od zircalloja pune se tabletama UO_2 , evakuiraju, pune helijem pod tlakom i nakon toga zatvaraju zavarivanjem čepova. Svaku fazu izrade prate pažljiva ispitivanja i mjerenja.

Kostur gorivnog elementa

Paralelno s izradom gorivnih šipki izrađuje se kostur gorivnog elementa. Najbitniji elementi kostura su gornji i donji zaglavak, elastične potporne rešetke i noseće cijevi (koje su ujedno i vodilice apsorpcijskih šipki i pokretnih neutronske detektora).

Posljednja faza izrade gorivnog elementa je montaža kostura gorivnog elementa, uvlačenje gorivnih šipki u kostur, te završno ispitivanje.

Svježi gorivni elementi otpremaju se do nuklearne elektrane u posebno izrađenim kontejnerima, koji ih osiguravaju od oštećenja i deformacija.

10.2. Rukovanje s nuklearnim gorivom u elektrani

Rukovanje s nuklearnim gorivom u elektrani ima tri osnovne faze:

- prihvrat svježeg goriva
- punjenje, vađenje i razmještanje nuklearnog goriva u nuklearnom reaktoru
- odlaganje istrošenog goriva.

Kod lakovodnih reaktora godišnje se mijenja oko trećina nuklearnog goriva. Gorivo se izmjenjuje pri obustavljenom reaktoru.

Nakon dopreme svježeg goriva u elektranu vizualno se kontroliraju eventualna oštećenja i nakon toga gorivo se smješta u skladište svježeg goriva.

Shema optimalnog razmještaja gorivnih elemenata u jezgri reaktora nakon svake godišnje izmjene goriva proračunava se pomoću specijalnih računarskih programa. Pri proračunu se uzimaju u obzir sigurnosni aspekti (raspored neutronske toke, faktori vršne snage odnosno lokalno opterećenje goriva) i ekonomski aspekti (optimalan odgor goriva i s tim u vezi cijena nuklearnog goriva po jedinici proizvedene energije). Pri proračunu treba dakako uzeti u obzir povijest ozračenja gorivnih elemenata u prethodnom razdoblju jer kod ravnotežnog ciklusa svaki gorivni element provede u reaktoru približno tri godine.

Nakon vađenja iz reaktora istrošeni gorivni elementi se smještaju u bazen za ozračeno gorivo. Voda u bazenu je borirana radi osiguranja potkritičnosti a ujedno omogućuje hlađenje odzračenog goriva i zaštitu od zračenja. Potporu gorivnim elementima u bazenu osiguravaju stalci od nehrđajućeg čelika. Bazen treba kontrolirati na propisanu potkritič-

nost ($k_{\text{ef}} < 0,95$). Radi veće potkritičnosti bazena, a time i mogućnosti gušćeg pakiranja gorivnih elemenata u bazenu, čeliku za stalke gorivnih elemenata često se dodaje bor.

Gorivo u bazenu mora odležati najmanje toliko da mu spadne radioaktivnost na onu mjeru koju dopušta vanjski transport (približno šest mjeseci). U nuklearnim elektranama danas se odzračeno gorivo zadržava mnogo duže, čak desetak godina pa i duže, zbog niza poteškoća koje su dovele do kašnjenja u slanju odzračenog goriva na preradu.

10.3. Prerada odzračenog nuklearnog goriva i recikliranje proizvoda prerade

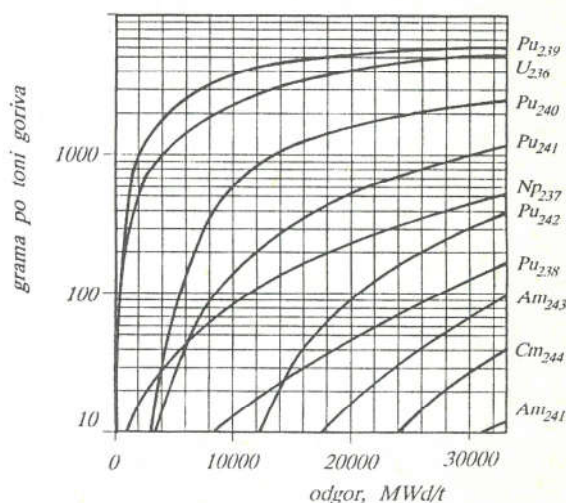
Nakon odležavanja u bazenu može se odzračeno gorivo preraditi u posebnim postrojenjima. Cilj prerade je izdvajanje urana i plutonija sadržanih u nuklearnom gorivu radi naknadne upotrebe. Odzračeno gorivo lakovodnih reaktora (koje nas posebno zanima zbog velike rasprostranjenosti tih reaktora), početnog obogaćenja 3,3% nakon boravka u reaktoru oko tri godine i odgora od kojih 33 000 MWd/t (kod PWR) sadrži još uvijek malo obogaćeni uran (oko 0,83% obogaćenja). Sastav ozračenog goriva po toni svježeg goriva je približno sljedeći:

	kg
^{238}U	942,5
^{235}U	8,3
Fis. proizvodi	35
Izotopi Pu	8,9
^{236}U	4,6
^{237}Np	0,5
$^{241}\text{Am} + ^{242}\text{Am}$	0,12
^{244}Cm	0,004.

Slika 10.3.1. pokazuje akumulaciju teških izotopa u nuklearnom gorivu u funkciji odgora.

Odzračeno nuklearno gorivo je veoma radioaktivno. Aktivnost fisijskih proizvoda nakon 180 dana odležavanja goriva u bazenu iznosi oko $1,66 \times 10^{14}$ Bq/kg (4500 Ci/kg), a aktinida oko $7,77 \times 10^{11}$ Bq/kg (21 Ci/kg). Proizvodnja ostatne snage u tom gorivu je oko 20 W/kg.

Postupak prerade goriva je tehnički složen, i u pogledu izvedbe postrojenja i u pogledu kontrole rada i održavanja. Postupak uključuje rezanje gorivnih šipki, odvajanje materijala obloge od gorivnih tableta, otapanje goriva dušičnom kiselinom i odvajanje urana i plutonija ekstrakcijom iz otopine. Zbog visoke radioaktivnosti materijala procesom se mora upravljati daljinski. Najviše primjenjivani postupak ekstrakcije urana i plutonija u fazi prerade odzračenog goriva je tzv. Purex postupak, razrađen u Nacionalnom laboratoriju Oak Ridge u SAD prije više od tri desetljeća.



Slika 10.3.1. Nakupljanje teških izotopa u nuklearnom gorivu u ovisnosti o odgoru.

Nakon odvajanja urana i plutonija iz kisele otopine u njoj ostaju fisijski proizvodi i ostaci aktinida. Propisi u SAD ograničavaju vrijeme zadržavanja visokoaktivnih radioaktivnih otpadaka u otopini na pet godina, nakon čega ih treba prevesti u kruti oblik.

Radi konačnog odlaganja visokoradioaktivnog otpada iz postrojenja za preradu odzračenog goriva potrebno je prethodno prevesti te otpatke u kruto stanje. Imobilizacija radioaktivnih tvari, odnosno prevencija njihova izlučivanja u zemljište i podzemne vode, postiže se miješanjem s rastaljenom staklenom masom (vitifikacija). Staklena masa koja sadrži radioaktivni otpad ulaže se onda u spremnike otporne na koroziju.

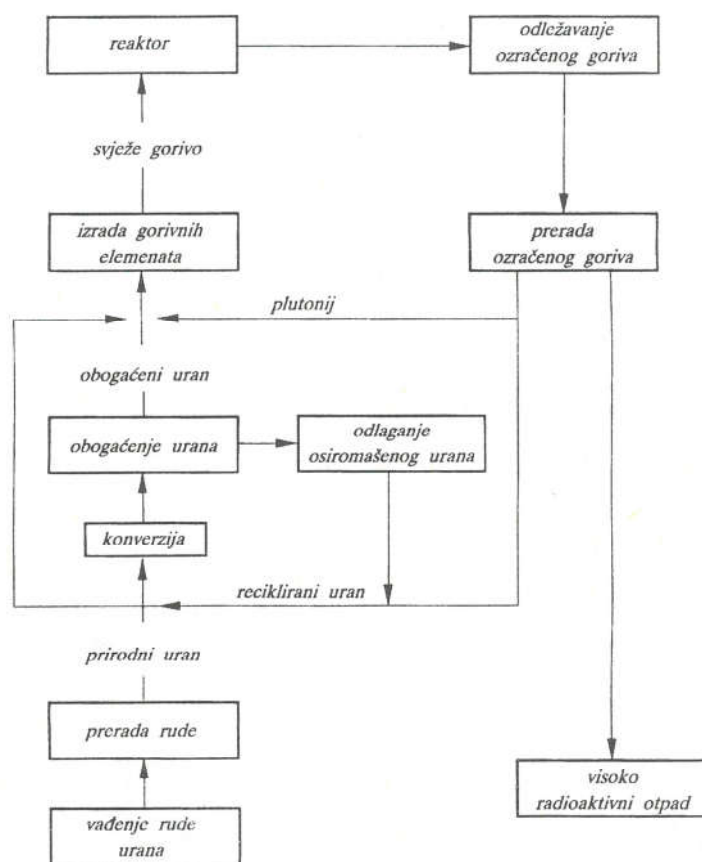
Spremanje i karakteristike visokoradioaktivnog otpada bit će detaljnije razmatrane u 13. poglavlju (radioaktivni otpad).

Pri preradi odzračenog goriva najveći utjecaj na okolinu imaju ispušteni radioaktivni plinovi tijekom procesa prerade: tricij, izotopi joda i plemeniti plinovi (osobito ^{85}Kr). Stoga postrojenja za preradu goriva moraju imati uređaje za filtriranje i zadržavanje radioaktivnih plinova i za njihovu kontroliranu disperziju.

Najveća postrojenja za preradu odzračenog goriva u Zapadnoj Europi su u Francuskoj (La Hague) i Engleskoj (Sellafield).

Uran dobiven u postupku prerade goriva može se prevesti u heksafluorid urana i poslati u postrojenje za obogaćenje (recikliranje urana).

Iz plutonija dobivenog u procesu prerade goriva proizvodi se oksid plutonija (PuO_2) iz kojeg se mogu izrađivati gorivne tablete za gorivne šipke termičkih ili brzih reaktora.



Slika 10.3.2. Shematski prikaz osnovnih faza nuklearnog gorivnog ciklusa.

Plutonij dobiven preradom ozračenog goriva lakovodnih reaktora sadrži smjesu izotopa, kojih je sastav tipično sljedeći:

^{238}Pu	1,83 %
^{239}Pu	57,93 %
^{240}Pu	22,50 %
^{241}Pu	10,06 %
^{241}Am	1,08 %
^{242}Pu	6,60 %

Gorivne šipke lakovodnih reaktora mogu se izrađivati iz mješavine oksida osiromašenog urana (oko 0,228 % ^{235}U) i navedenih plutonijevih oksida, uključivši i oksid americija (to je tzv. *mixed oxide* ili MOX gorivo).

Tek recikliranje urana i plutonija u nuklearnom reaktoru daje pravi smisao riječi "gorivni ciklus". Kada nuklearno gorivo upotrebljavamo bez recikliranja, govorimo ponekad o tzv. "otvorenom ciklusu" goriva.

Shema gorivnog ciklusa je prikazana slikom 10.3.2.

Gorivo možemo reciklirati u termičkim i u brzim reaktorima. Primjena MOX goriva u termičkim (posebno lakovodnim) reaktorima ovisi o ekonomskim pokazateljima takvog goriva i doći će posebno do izražaja nakon smanjenja zaliha i povećanja cijene urana.

Prerada odzračenog goriva uvjetovana je pak prihvatanjem načina za pouzdano dugoročno odlaganje visokoradioaktivnih otpadaka.

Reference uz 10. poglavlje

1. The Nuclear Fuel Cycle Information System, A Directory of Nuclear Fuel Cycle facilities, IAEA, Vienna, 1988.
2. Nuclear Fuel and Fuel Cycle, Status and Trends, 1988. Edition, IAEA, Vienna 1988.
3. Frammemo 1990, Framatom, Paris, 1990.
4. Siemens Pocket Diary 1990, Siemens, Erlangen, 1990.
5. F. J. Rahn i dr., Spravočnik po jadernoju energotehnologii (prijevod s engleskog), pogl. 5,6,14, Energoizdat, Moskva, 1989.
6. R. J. Knief, Nuclear Energy technology, Chapt III, Hemisfere Publ. Co, Wash., 1981.
7. K. O. Ott (editor), Nuclear Energy - a Sensible Alternative, chapt 3, Plenum Press, London, 1985.
8. F. S. Patton i dr, Jadernoje gorjačee na osnove obogašćenog urana (prijevod s engleskog), Atomizdat, Moskva, 1966.
9. NPP Krško FSAR, Chapt 4., 1979.

11. Regulacija nuklearne elektrane

11.1. Nuklearni reaktor kao objekt regulacije

U radu nuklearne elektrane postoji hijerarhija između sustava za proizvodnju pare i turbo-agregata: termička grupa predaje dovoljne količine pare traženog tlaka turbo-agregatu da bi se proizvela potrebna električna energija. Prilagoditi proizvodnju snage u reaktoru zahtjevima turbo-agregata jedan je od osnovnih zadataka regulacije.

Termička snaga nuklearnog reaktora razmjerna je neutronsom toku. Neutronske tok ovisi o trenutnim uvjetima za multiplikaciju neutrona pa se regulacija reaktora temelji na regulaciji faktora multiplikacije odnosno reaktivnosti. Svaka promjena neutronske toka ili gustoće neutrona rezultira odgovarajućoj promjeni snage reaktora.

Reaktor u pogonu ima ugrađen višak reaktivnosti kako bi se kompenzirali učinci na reaktivnost kao što su: promjene temperature, zatrovanje, starenje goriva i dr. Zbog viška ugrađene reaktivnosti neutronske tok, a time i snaga reaktora mogu ekstremno brzo i opasno povećavati u malom vremenskom periodu. Zadatak je regulacije reaktora spriječiti nekontrolirano povećanje snage.

Prvi korak u izučavanju složenog problema regulacije reaktora povezanog s elektroenergetskim postrojenjem je analiza vladanja reaktora kao otvorenoga regulacijskog kruga.

U traženju odziva reaktora na promjene reaktivnosti polazi se od diferencijalnih jednadžbi koje opisuju dinamiku reaktora. To su tzv. kinetičke jednadžbe pomoću kojih se za danu promjenu reaktivnosti određuje odziv reaktora odnosno promjena gustoće neutrona u reaktoru. Isti pristup i analiza vrijedi za sve termičke reaktore bez obzira na nuklearno gorivo, a razlika se izražava u različitim udjelima zakašnjelih neutrona. Značajke reaktora koje se u toj analizi razmatraju jesu reaktivnost, vrijeme života neutrona, zakašnjeli neutroni i gustoća neutrona.

Iz analize reaktora na sinusnu pobudu, odnosno usporedbom sa sinusnim odzivom izvest će se prijenosne funkcije reaktora.

Kako su kinetičke jednadžbe polazna osnova za sva dalja razmatranja, potrebno je opisati uvjete pod kojima se one mogu primijeniti. Temeljni izvod kinetičkih jednadžbi dan je u 8. poglavlju knjige "Uvod u nuklearnu energetiku", stoga će se ovdje ponoviti samo njegovi najbitniji dijelovi.

Kinetičke jednadžbe

Kinetičke jednadžbe izvode se za goli reaktor primjenom jednogrupnog modela, što znači da se proizvodnja, difuzija i apsorpcija neutrona zbivaju na istoj energetskoj razini. Tom

pretpostavkom omogućeno je zanemarenje vremena usporavanja i gubitka neutrona (rezonantnim uхватom ili bijegom).

Pri izvodu kinetičkih jednadžbi polazi se od difuzijske jednadžbe koja daje bilancu neutrona u reaktoru.

$$\frac{\partial n}{\partial t} = D \nabla^2 \Phi - \sum_a \Phi + S \quad (11.1.1.)$$

Značenje je oznaka: n gustoća neutrona, D difuzijski koeficijent, ∇^2 Laplaceov operator, $\sum_a$ makroskopski udarni presjek za apsorpciju termičkih neutrona, Φ neutronska tok, S izvor neutrona.

Ako se za svaki neutron apsorbiran u gorivu proizvede k_∞ neutrona, onda je proizvodnja neutrona $k_\infty \sum_a \Phi$.

U bilanci neutrona radi se o razlici između doprinosa promptnih neutrona proizvedenih fisijom i zakašnjelih neutrona koji nastaju radioaktivnim raspadom fisijskih proizvoda.

Veličina β udio je zakašnjelih neutrona, pa se udio promptnih neutrona može izraziti kao $(1 - \beta)$. Nakon fisije raspadom fisijskih fragmenata emitiraju se zakašnjeli neutroni čija se vremena nastanka mogu aproksimirati sa šest vremenskih odijeljenih grupa. Vremena poluraspada odnosno konstante raspada za pojedinu grupu zakašnjelih neutrona ovise o izotopu i energiji neutrona koji uzrokuje fisiju. Npr. za izotop ^{235}U i neutrone termalnih energija nakon fisije ustanovljeno je da postoji udio od 0,65% zakašnjelih neutrona ($\beta = 0,0065$), odnosno od $\nu = 2,432$ neutrona po fisiji 0,015 ih je zakašnjelih. Brzina nastajanja pojedine grupe zakašnjelih neutrona jednaka je $\lambda_i C_i$, gdje je C_i količina fisijskih fragmenata i -te grupe a λ_i njihova konstanta raspada.

Kada se odvojeno promatraju promptni i zakašnjeli neutroni, onda član izvora u difuzijskoj jednadžbi iznosi:

$$S = (1 - \beta) k_\infty \sum_a \Phi + \sum_i \lambda_i C_i \quad (11.1.2.)$$

pa jednadžba 11.1.1. sada glasi:

$$\frac{\partial n}{\partial t} = D \nabla^2 \Phi - \sum_a \Phi + (1 - \beta) k_\infty \sum_a \Phi + \sum_i \lambda_i C_i \quad (11.1.3.)$$

Potrebno je naglasiti da su Φ, C_i u jednadžbi 11.1.2. funkcije i vremena i prostora u reaktoru konačnih dimenzija pa je isto tako i postavljena bilanca neutrona funkcija i vremena i prostora. Međutim, pretpostavlja se da se mogu separirati varijable vremena i prostora, i tada $\nabla^2 \Phi$ zamjenjujemo sa $-B^2 \Phi$.

Od sada nadalje možemo govoriti samo o točkastom modelu reaktora za koji vrijedi:

$$\frac{dn}{dt} = -DB^2 \Phi - \sum_a \Phi + (1 - \beta) j_\infty \sum_a \Phi + \sum_i \lambda_i C_i \quad (11.1.4.)$$

Pa ako se uvedu zamjene: difuzijska površina $L^2 = \frac{D}{\sum_a}$, $\Phi = n \cdot v$ onda je,

$$\frac{dn}{dt} = k_\infty \sum_a n v \left[(1 - \beta) - \frac{1}{k_\infty} - \frac{DB^2}{\sum_a k_\infty} \right] + \sum_i \lambda_i C_i,$$

odnosno

$$\frac{dn}{dt} = k_{\infty} \sum_a v \left[(1 - \beta) - \frac{1 + L^2 B^2}{k_{\infty}} \right] n + \sum_i \lambda_i C_i \quad (11.1.5.)$$

za jednogrupni model vrijedi da je $k_{ef} = k_{\infty} \frac{1}{1 + L^2 B^2}$ (izraz $\frac{1}{1 + L^2 B^2}$ je vjerojatnost da neće doći do bijega termičkih neutrona).

$$\frac{dn}{dt} = k_{\infty} \sum_a v \left[\left(1 - \frac{1}{k_{ef}} \right) - \beta \right] n + \sum_i \lambda_i C_i \quad (11.1.6.)$$

Pretpostavimo li da se neutroni gube samo apsorpcijom (beskonačni medij), onda je vrijeme života neutrona:

$$l = \frac{\lambda_a}{v} = \frac{1}{v \sum_a}, \quad (11.1.7.)$$

gdje je λ_a srednji slobodni put termičkih neutrona ($\lambda_a = \frac{1}{\sum_a}$), v srednja brzina neutrona.

Vrijeme života promptnih neutrona u reaktoru konačnih dimenzija definira se kao (UNE, 8.1.10):

$$l^* = \frac{1}{1 + B^2 L^2} \quad (11.1.8.)$$

Reaktivnost ρ je bezdimenzionalna veličina koja pokazuje relativno odstupanje k_{ef} od 1:

$$\rho = \frac{k_{ef} - 1}{k_{ef}} \quad (11.1.9.)$$

Oznake koje se još upotrebljavaju za reaktivnost jesu $\frac{\Delta k}{k}$ ili $\frac{\delta k}{k}$ ili samo δk uobičajeno se izražavaju u % ili pcm (tisućinka postotka).

Ako se uvedu zamjene za l^* i ρ (uz $k_{ef} \approx 1$) onda jednačba 11.1.6. glasi:

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\rho - \beta}{l^*} n + \sum_i \lambda_i C_i \quad (11.1.10.)$$

Da bi se mogla riješiti jednačba 11.1.10. potrebno je znati i promjenu C_i s vremenom.

Brzina je nastajanja jezgara koje emitiraju i -tu grupu zakašnjelih neutrona $\beta_i k_{\infty} \sum_a \Phi$, a brzina raspada $\lambda_i C_i$, pa vrijedi:

$$\frac{dC_i}{dt} = \beta_i k_{\infty} \sum_a \Phi - \lambda_i C_i \quad (11.1.11.)$$

uz zamjene $\Phi = n \cdot v$ i $k_{\infty} \sum_a v = \frac{1}{l^*}$

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{\beta_i}{l^*} n - \lambda_i C_i \quad (11.1.12.)$$

Diferencijalne jednačbe 11.1.10. i 11.1.12. nazivaju se jednačbe točkaste kinetike (UNE, jednačbe 8.2.7. i 8.2.8.). U daljim će se analizama dinamike reaktora one primjenjivati kao model reaktora.

Prijenosna funkcija reaktora

Polazeći od kinetičkih jednačbi reaktora, potrebno je odrediti prijenosnu funkciju reaktora.

Prijenosna funkcija $G(s)$ je definirana kad omjer transformiranog izlaza i transformiranog ulaza (dakle u Laplaceovu području), uz početne uvjete jednake nuli. Prijenosna funkcija $G(s)$ je svojstvo samog sustava, kod linearnih sustava ona ne ovisi o pobudnoj funkciji.

Prijenosna funkcija je racionalna funkcija varijable s , $G(s)$ će se u tekstu smatrati funkcijom frekvencije, a razmatrat će se samo sinusne pobude, tako da su s i $j\omega$ međusobno zamjenljivi.

Nužan je uvjet za izvod prijenosne funkcije da jednačbe koje opisuju neki sustav budu linearne diferencijalne jednačbe s konstantnim koeficijentima. U izvedenim kinetičkim jednačbama n , δk , i C_i su funkcije vremena. Pri izvodu prijenosne funkcije reaktora razmotrit će se male sinusne promjene n i C_i .

Prijenosna funkcija reaktora izvest će se uzimajući u obzir svih šest grupa zakašnjelih neutrona. Polazi se od kinetičkih jednačbi (sedam diferencijalnih jednačbi) i razmatraju se mala sinusna udaljšavanja oko stacionarnog stanja (n_0 i C_0).

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\delta k}{l^*} n - \frac{\beta}{l^*} n + \sum \lambda_i C_i \quad (11.1.13.)$$

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{\beta}{l^*} n - \lambda_i C_i \quad (11.1.14.)$$

Zbrajanjem po grupama zakašnjelih neutrona iz (11.1.14.) dobiva se:

$$\sum \lambda_i C_i = \frac{\sum \beta_i}{l^*} n - \sum \frac{dC_i}{dt}$$

gdje je $\sum \beta_i = \beta$.

Uvrštavanjem u (11.1.3.) slijedi

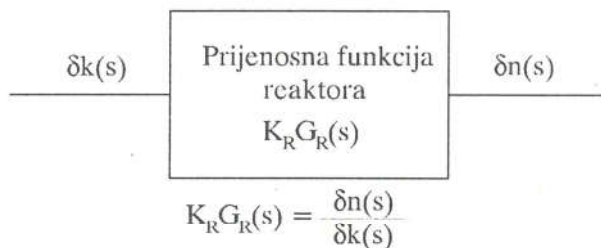
$$\frac{dn}{dt} = \frac{\delta k}{l^*} n - \sum \frac{dC_i}{dt} \quad (11.1.15.)$$

n rastavljamo na $n_0 + \delta n$, $\frac{dn_0}{dt} = 0$ pa imamo

$$\frac{d\delta n}{dt} = \frac{\delta k}{l^*} n_0 + \frac{\delta k}{l^*} \delta n - \sum \frac{d\delta C_i}{dt} \quad (11.1.16.)$$

$\delta k \delta n$ zanemarujemo u odnosu na $\delta k n_0$:

$$\frac{d\delta n}{dt} = \frac{\delta k}{l^*} n_0 - \sum \frac{d\delta C_i}{dt} \quad (11.1.17.)$$



Slika 11.1.1. Prijenosna funkcija reaktora

Ako na isti način rastavimo C na $C_0 + \delta C$ onda jednačba (11.1.14.) postaje:

$$\frac{d \delta C_i}{dt} = \frac{\beta}{l^*} n (n_0 + \delta n) - \lambda_i (C_{i0} + \delta C_i) \quad (11.1.18.)$$

u stacionarnom stanju:

$$\frac{d C_{i0}}{dt} = 0, \text{ odnosno } \frac{\beta_i}{l^*} n_0 - \lambda_i C_{i0} = 0$$

pa jednačba (11.1.18) glasi:

$$\frac{d \delta C_i}{dt} = \frac{\beta}{l^*} \delta n - \lambda_i \delta C_i \quad (11.1.19.)$$

Ako se izvrši Laplaceova transformacija jednačbi (11.1.17.) i (11.1.19.), onda je:

$$s \delta n(s) = \frac{n_0}{l^*} \delta k(s) - s \sum_{i=1}^6 \delta C_i(s) \quad (11.1.20.)$$

$$s \delta C_i(s) = \frac{\beta_i}{l^*} \delta n(s) - \lambda_i \delta C_i(s) \quad (11.1.21.)$$

Iz (11.1.21.) slijedi:

$$\delta C_i(s) = \frac{\frac{\beta_i}{l^*} \delta n(s)}{s + \lambda_i},$$

što uvršteno u jednačbu (11.1.20.) daje

$$s \delta n(s) = \frac{n_0}{l^*} \delta k(s) - \frac{s}{l^*} \delta n(s) \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{s + \lambda_i}. \quad (11.1.22.)$$

Nakon sređivanja dobivamo prijenosnu funkciju (vidi ONE izraz 8.10.12.).

$$\frac{\delta n(s)}{\delta k(s)} = \frac{n_0}{l^*} \frac{1}{s \left(1 + \frac{1}{l^*} \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{s + \lambda_i} \right)}. \quad (11.1.23.)$$

Jednačba (11.1.23.) može se pisati kao:

$$\frac{\delta n(s)}{\delta k(s)} = \frac{n_0}{s l^*} \frac{\prod_{i=1}^6 (s + \lambda_i)}{\left(\prod_{i=1}^6 (s + \lambda_i) + \sum_{j=1}^6 \beta_j \frac{1}{l^*} \prod_{i=1, i \neq j}^6 (s + \lambda_i) \right)}. \quad (11.1.24.)$$

Nazivnik drugog razlomka je polinom šestog stupnja, ako se odredi šest korijena tog polinoma, onda se i nazivnik može pisati kao produkt šest binoma, tj.

$$\frac{\delta n(s)}{\delta k(s)} = \frac{n_0}{s l^*} \frac{\prod_{i=1}^6 (s + \lambda_i)}{\prod_{i=1}^6 (s + r_i)}. \quad (11.1.25.)$$

Izraz (11.1.24.) prijenosna je funkcija reaktora, oznaka $K_R G_R(s)$, i pokazuje promjenu gustoće neutrona $\delta n(s)$ kao izlazne veličine za neku promjenu reaktivnosti $\delta k(s)$ kao ulazne veličine.

Za $l^* = 10^{-3}$ i sljedeće vrijednosti

λ_i (sec ⁻¹)	i	β_i
3.01		0.00027
1.14		0.00074
0.301		0.00253
0.111		0.00125
0.0305		0.00140
0.0124		0.00021

prijenosna funkcija za ^{235}U je:

$$K_R G_R(s) = \frac{n_0 (s + 3,01) (s + 1,14) (s + 0,301) (s + 0,111) (s + 0,0305) (s + 0,0124)}{l^* s (s + 6,90) (s + 2,83) (s + 1,01) (s + 0,193) (s + 0,0675) (s + 0,0143)} \quad (11.1.26.)$$

Prijenosna funkcija reaktora, s gorivom ^{235}U , jednadžba 11.1.26. može se nacrtati u Bodeovu dijagramu, slika 11.1.2.

Iz prijenosne funkcije i njezina prikaza vidi se da promjena l^* mijenja pojačanje a i korijene prijenosne funkcije. Krajnja prijelomna frekvencija kod koje odziv reaktora opada s frekvencijom ovisi o β/l^* , (analiza jednadžba 11.1.24.).

Bitno je uočiti nelinearnost prijenosne funkcije reaktora, tj. za male sinusne signale pojačanje reaktora ovisi o snazi n_0 na kojoj reaktor radi.

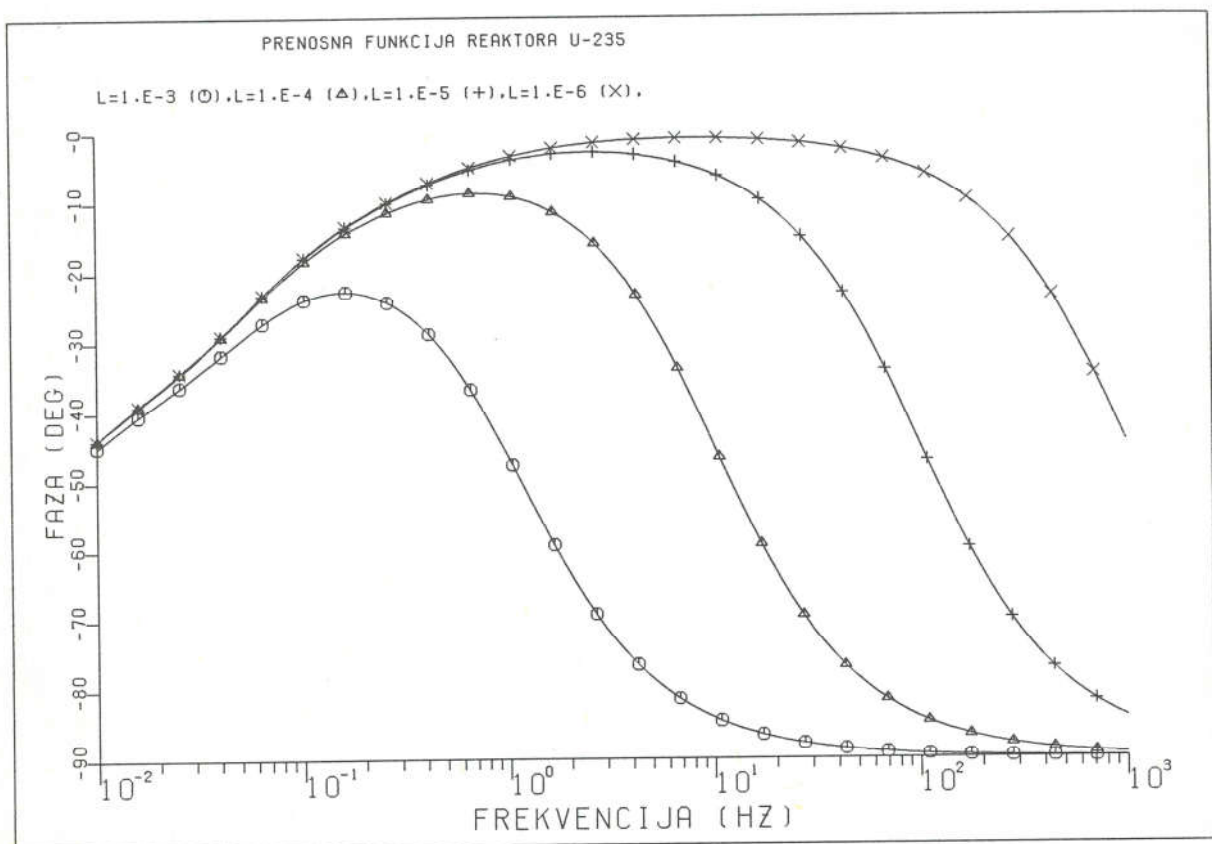
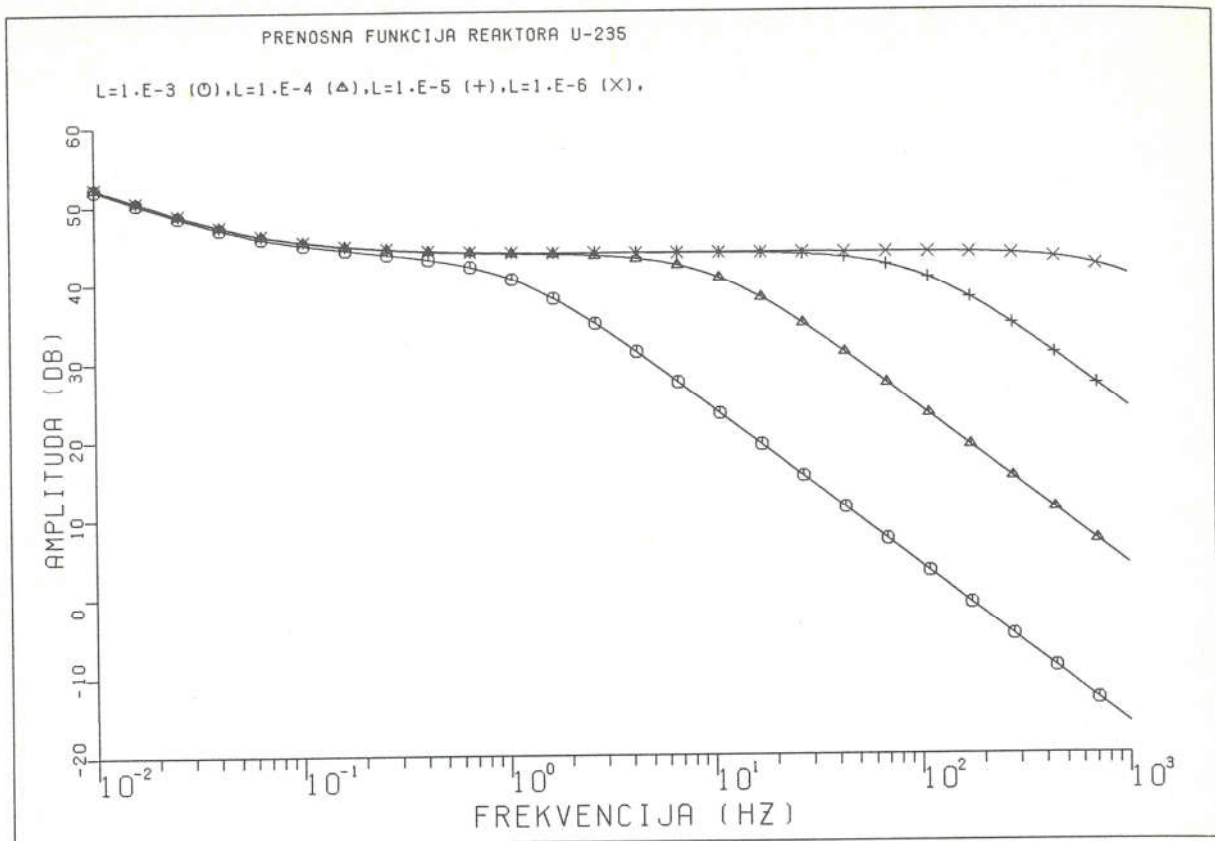
Eksperimentima koje su vršili Harrer, Boyer & Krucoff na CP-2 reaktoru ispitana je i potvrđena valjanost prijenosnih funkcija reaktora. U tim eksperimentima sinusna odstupanja δk bila su proizvedena oscilacijom kontrolnih šipki s malom amplitudom, a izlaz reaktora, tj. gustoća neutrona mjerena je kao funkcija frekvencije ulaznog poremećaja. Dobiveni su rezultati potvrdili točnost izvedene prijenosne funkcije.

U jednadžbu 11.1.24. mogu se uvrstiti vrijednosti β_i i λ_i za razne fisibilne izotope i na taj se način dobiva ovisnost prijenosne funkcije reaktora s tim tipom goriva. Vrijednosti β za odabrane izotope jesu:

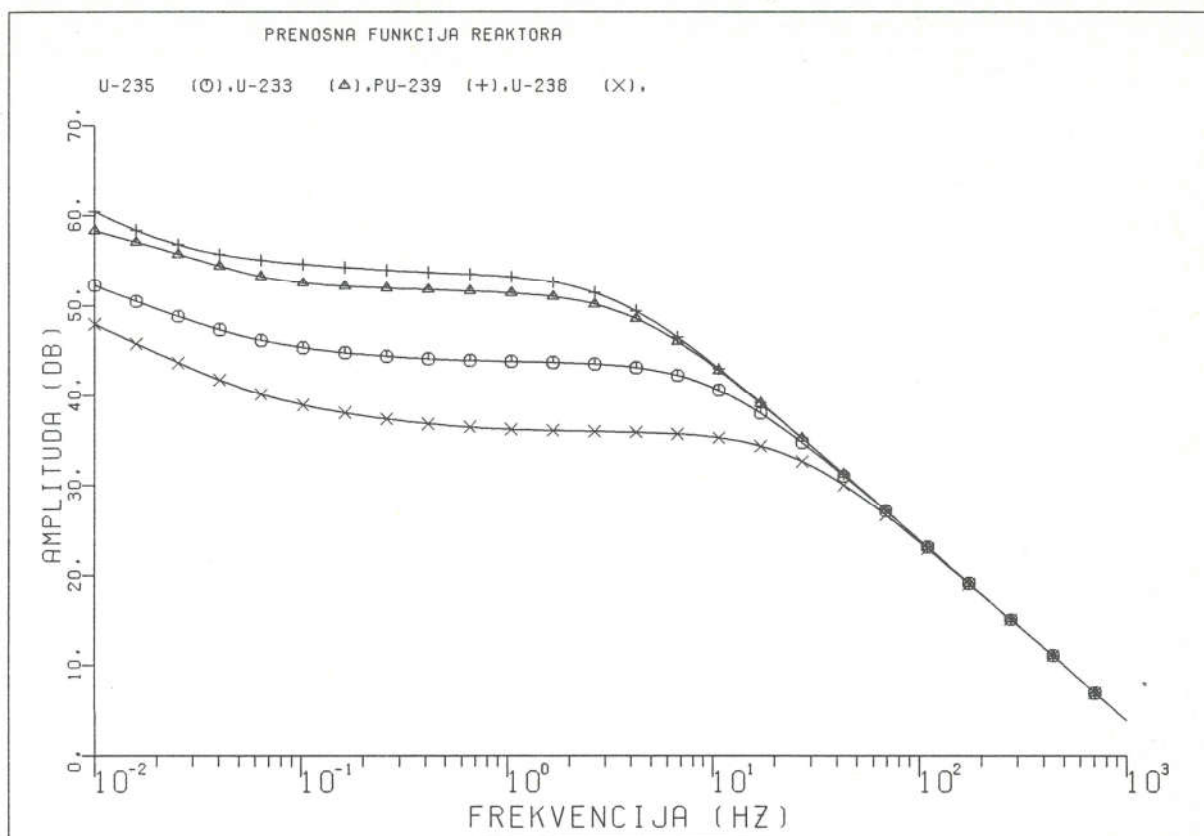
^{239}Pu	$\beta = 0,0021$
^{233}U	$\beta = 0,0026$
^{235}U	$\beta = 0,0064$
^{238}U	$\beta = 0,0157$
^{232}Th	$\beta = 0,022$

Sa slike 11.1.3. vidi se da reaktori s različitim fisibilnim izotopima imaju različita pojačanja. Za manje β pojačanje prijenosne funkcije je veće. Intuitivno se može kazati da su reaktori koji imaju manju vrijednost β (manji udio zakašnjelih neutrona) složeniji za regulaciju s obzirom na reaktore koji se koriste gorivom s većim β .

Stabilnost regulacijskog sustava, a tako i složenost regulacije vrlo su vezane s pojačanjem otvorenoga regulacijskog kruga. Razmatrajući reaktor kao komponentu otvorenoga regulacijskog kruga, možemo zaključiti da je onaj reaktor koji ima veće pojačanje osjetljiviji na oscilacije.



Slika 11.1.2. Bodeov dijagram prijenosne funkcije reaktora s gorivom ^{235}U za različita vremena života neutrona



Slika 11.1.3. Amplitudno-frekvencijski dio Bodeova dijagrama prijenosnih funkcija reaktora s raznim izotopima kao gorivom (svuda je $l^* = 10^{-4}$ s)

Aproksimativna prijenosna funkcija reaktora

Izvedena prijenosna funkcija reaktora, jednadžba 11.1.24., u kojoj je uzeto u obzir svih šest grupa zakašnjelih neutrona suviše je složena za kasniju analizu cijelog regulacijskog kruga, stoga se primjenjuju aproksimativne jednadžbe.

Karakteristike zakašnjelih neutrona u jednogrupnom modelu mogu se odrediti tako da se za β u jednogrupnom modelu uzme zbroj svih šest grupa ($\sum \beta_i$), a λ se u jednogrupnom modelu odredi usrednjavanjem tako da vrijedi $\lambda^{-1} = \sum (\beta_i / \lambda_i) / \beta$. Na taj je način u pojednostavljenom modelu sačuvan nagib amplitudne karakteristike na nižim frekvencijama

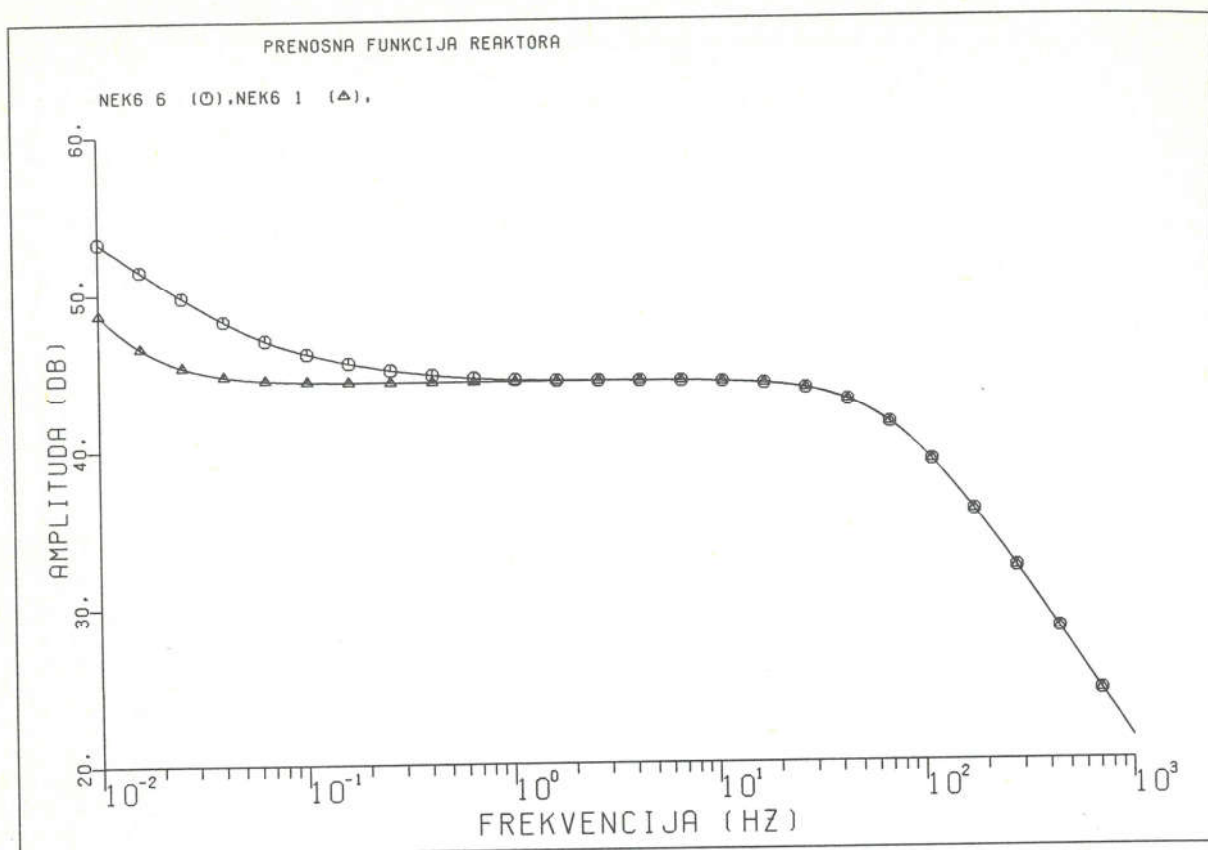
Jednadžba (11.1.27.) je jednostavna aproksimacija prijenosne funkcije reaktora:

$$K_R G_R(s) = \frac{n_0 (s + \lambda)}{s l^* (s + \bar{\tau})} \quad (11.1.27.)$$

Za gorivo s izotopom ^{235}U vrijednosti konstanti u jednadžbi (11.1.27.) su $\lambda = 0.125 \text{ s}^{-1}$ i $\bar{\tau} = 50 \text{ s}^{-1}$. Jednadžba (11.1.27.) dobra je aproksimacija za mnoge probleme regulacije reaktora. Na slici 11.1.4. prikazan je radi usporedbe amplitudno-frekvencijski Bodeov dijagram prijenosne funkcije reaktora i aproksimacije prijenosne funkcije.

Povratne veze reaktora

Izvedena prijenosna funkcija reaktora (11.1.24.) vrijedi samo za eksperimentalne reaktore odnosno za reaktore snage nula.



Slika 11.1.4. Amplitudno-frekvencijski Bodeov dijagram prijenosne funkcije reaktora i aproksimacije prijenosne funkcije (NE Krško, 6. ciklus)

Za energetski reaktor moraju se uzeti u obzir i povratni utjecaji koji modificiraju prijenosnu funkciju reaktora. U osnovi mogu se razlikovati dva tipa povratnih veza na reaktor: unutarnji i vanjski.

Unutarnje su povratne veze prvenstveno uzrokovane promjenama temperature goriva i moderatora kao i zbog učinka zatrovanja, tj. promjene koncentracije fisijskih proizvoda s velikim udarnim presjekom za apsorpciju neutrona (ksenon ili samarij). Vanjske povratne veze dolaze preko spoja reaktora s izmjenjivačem topline, turbinom, generatorom i konačno električnom mrežom. Promjena zahtijevane snage elektrane ili režima rada utječe na reaktivnost reaktora putem reaktorskog hladioca.

Zanimljivo je vidjeti kako su pojedini utjecaji na reaktor vremenski podijeljeni. Karakteristična vremena dinamike nuklearnog reaktora jesu:

učinci promptnih neutrona	stotinke sekunde
prijelaz topline s goriva na hladilac	desetinke sekunde
zakašnjeni neutroni	sekunde
vrijeme potrebno hladiocu	
za obilazak primarnoga kruga	deseci sekundi
dnevne promjene opterećenja mreže,	
nakupljanje ksenona	deseci sati
izgaranje goriva,	
proizvodnja transuranskih izotopa	godine

Bitno je uočiti da je vremenska skala jako razvučena tako da se izvan određenoga vremenskog područja neki utjecaji mogu zanemariti.

Temperатурне повратне veze

Unošenje reaktivnosti u reaktor uzrokuje porast neutronskog toka i snage reaktora, posljedica čega je povišenje temperature goriva i moderatora. Promjena temperature djeluje na reaktivnost zbog dva glavna učinka: promjene udarnih presjeka goriva za apsorpciju neutrona, promjene gustoće moderatora, a time i sposobnosti usporavanja brzih neutrona. Taj bi utjecaj mogao djelovati stabilizirajuće, tj. smanjivati unesenu reaktivnost, ili destabilizirajuće, tj. povećavati reaktivnost što bi moglo dovesti do nekontroliranog povećanja snage reaktora (pobjeg reaktora).

Temperатурни koeficijent reaktivnosti (α_T) definira se kao odnos promjene reaktivnosti prema promjeni temperature: $\alpha_T = \frac{d\rho}{dT}$. Pri projektu reaktora temperатурни koeficijent reaktivnosti odabire se tako da u cijelom radnom području bude negativan. Time se postiže stabilnost reaktora.

Negativni se temperатурни koeficijent javlja prvenstveno zbog smanjenja gustoće moderatora kada temperatura u reaktoru raste, te zbog promjene veličine udarnog presjeka goriva kao funkcije temperature.

Bilo bi vrlo komplicirano razmatrati prostorne promjene u reaktoru kao funkcije temperature. Zbog toga će se primijeniti pojednostavljena analiza s lokalnim temperатурnim utjecajima da bi se dobila prijenosna funkcija utjecaja temperature odnosno kombinirana prijenosna funkcija reaktora s temperатурnom povratnom vezom.

Pretpostavke:

- promatra se jedino utjecaj temperature moderatora na reaktivnost (vrijedi za spore promjene reaktivnosti)
- promjene gustoće neutrona izazivaju trenutnu promjenu temperature goriva
- nema odvođenja topline iz moderatora
- promjena temperature moderatora uzrokuje trenutnu promjenu reaktivnosti reaktora
- u malim granicama pretpostavlja se da su odnosi linearni.

$$K_{RTC} G_{RTC}(s) = \frac{K_R G_R(s)}{1 + K_R G_R(s) K_{TC} G_{TC}(s)} \quad (11.1.28.)$$

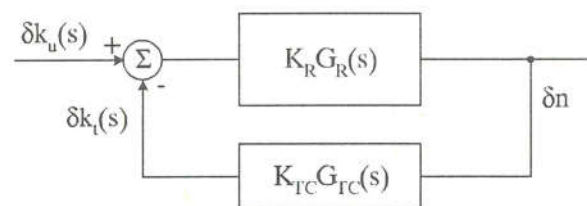
$$\delta T_g = A \delta n \quad (11.1.29.)$$

gdje je

δT_g – temperatura goriva (promjena)

δn – gustoća neutrona (promjena)

A – konstanta koja ovisi o razini snage i temperaturi moderatora



Slika 11.1.5. Blok dijagram temperатурне povratne veze reaktora

Zatim, promjena temperature moderatora (T_m) može se povezati s promjenom temperature goriva (T_g) kao jednostavno eksponencijalno kašnjenje.

Dakle, prijelaz topline s goriva na moderator, ako u moderatoru nema gubitaka topline, može se opisati kao

$$\begin{aligned}(mc_p)_m \frac{dT_m}{dt} &= (T_g - T_m) h \cdot S \\ \frac{(mc_p)_m}{h \cdot S} \frac{dT_m}{dt} &= T_g - T_m \\ T_g &= \tau \frac{dT_m}{dt} + T_m\end{aligned}\quad (11.1.30.)$$

gdje je

- h – koeficijent prijelaza topline
- S – površina prijelaza topline
- τ – vremenska konstanta koja ovisi o masi i specifičnom toplinskom kapacitetu moderatora
- $(mc_p)_m$ – toplinski kapacitet moderatora

$$T_g(s) = \tau s T_m(s) + T_m(s)$$

$$T_m(s) = \frac{T_g(s)}{\tau s + 1} \quad (11.1.31.)$$

$\delta k(s)$ je razmjerna sa T_g preko temperaturnog koeficijenta, tj.

$$\delta k(s) = \alpha \delta T_m(s) \quad (11.1.32.)$$

α – temperaturni koeficijent reaktivnosti

Prijenosna funkcija povratne veze $K_{TC}G_{TC}(s)$ tada je

$$\begin{aligned}K_{TC} G_{TC}(s) &= \frac{\delta k(s)}{\delta n(s)} = \frac{\alpha T_m(s)}{\frac{T_g(s)}{A}} = \frac{\alpha \frac{T_g(s)}{\tau s + 1}}{\frac{T_g(s)}{A}} \\ K_{TC} G_{TC}(s) &= \frac{\delta k(s)}{\delta n(s)} = \frac{A \alpha}{\tau s + 1}\end{aligned}\quad (11.1.33.)$$

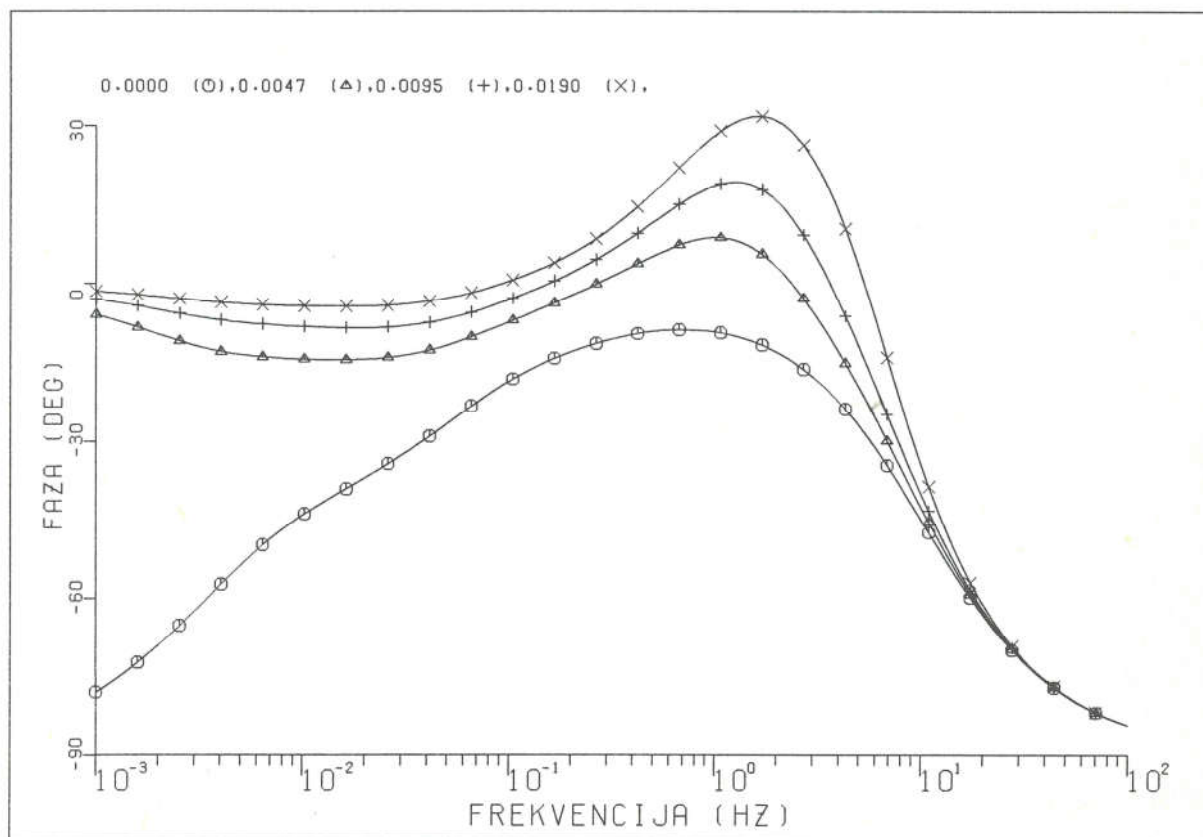
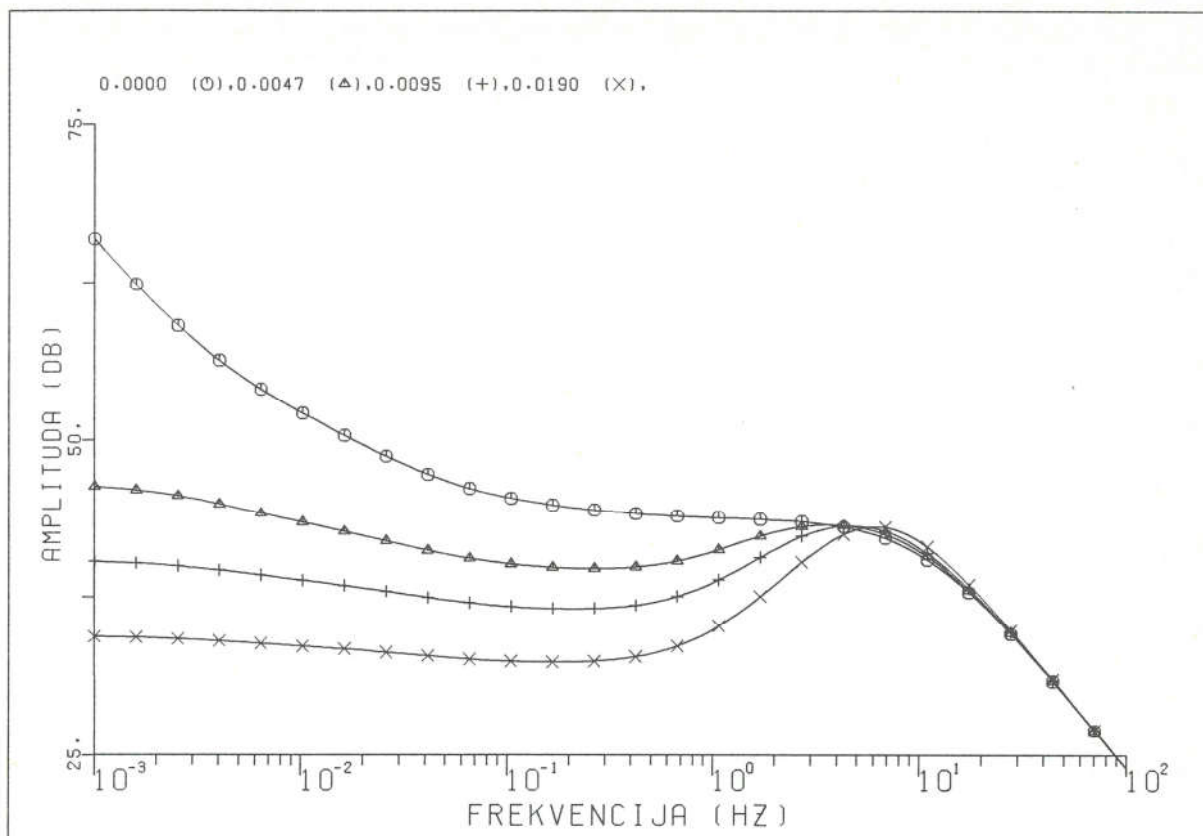
Član pojačanja ($A \alpha$) prijenosne funkcije (11.1.33.) može se označiti novom konstantom pojačanja K_{TC} , pa prijenosna funkcija postaje

$$K_{TC} G_{TC}(s) = \frac{\delta k(s)}{\delta n(s)} = \frac{K_{TC}}{\tau s + 1} \quad (11.1.34.)$$

Ako se sada kombiniraju prijenosna funkcija reaktora i dobivena prijenosna funkcija temperaturne povratne veze, dobivamo:

$$K_{RTC} G_{RTC}(s) = \frac{K_R G_R(s)}{1 + K_R G_R(s) \left[K_{TC} / (1 + \tau \cdot s) \right]} \quad (11.1.35.)$$

Sličan rezultat bi se dobio kada bi hladilac cirkulirao i uz izvjesne gubitke topline.



Slika 11.1.6. Bodeov dijagram prijenosne funkcije reaktora s temperaturnom povratnom vezom

Prijenosna funkcija temperaturne povratne veze može se nacrtati u Bodeovu dijagramu za razne vrijednosti τ i K_{TC} . Slika 11.1.6. prikazuje Bodeov dijagram prijenosne funkcije $K_{TC}G_{TC}$ za ^{235}U s $l = 10^{-4}$, $\tau = 0,159$ sec i K_{TC} kao parametrom.

Krivulja amplitude, slika 11.1.6., pokazuje da kod vrlo malih frekvencija kombinirana prijenosna funkcija ovisi isključivo o temperaturnom koeficijentu u povratnoj vezi.

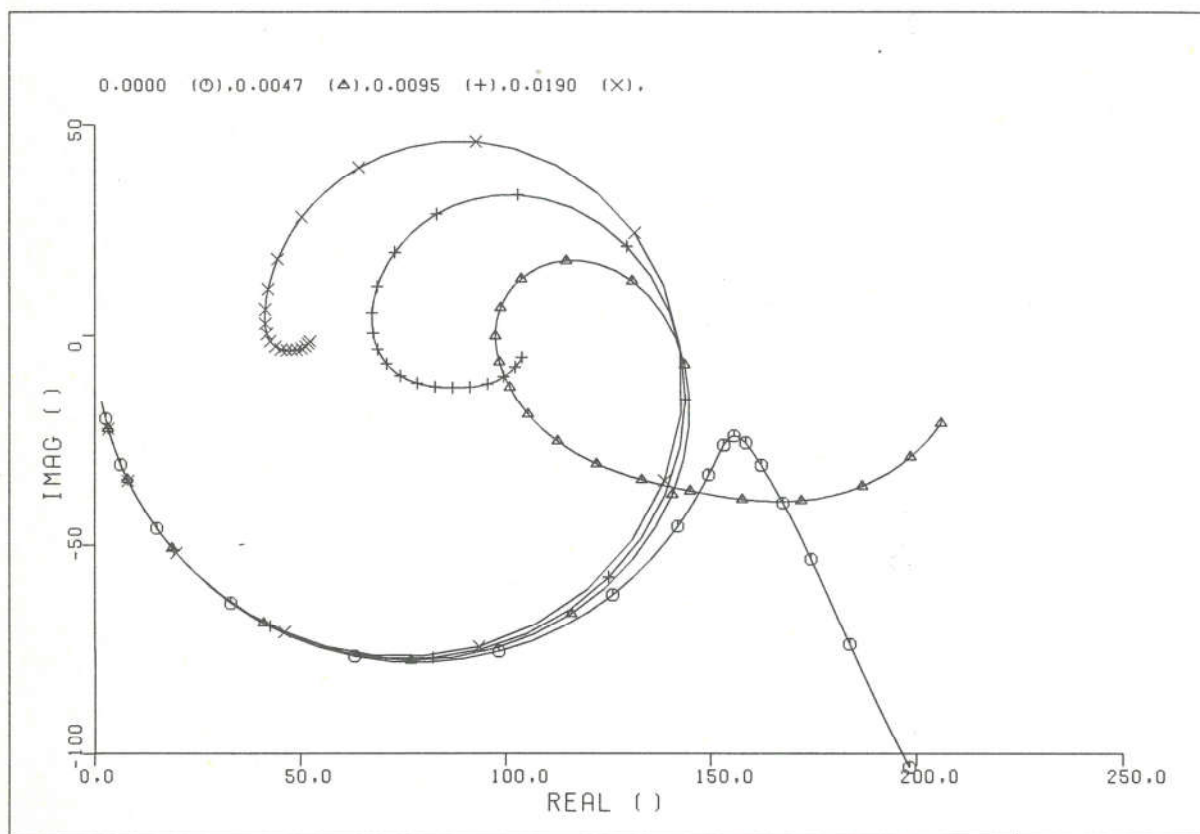
Bodeov prikaz prijenosne funkcije reaktora, slika 11.1.2., pokazuje da je reaktor sam po sebi (bez povratnih veza) nestabilan.

Pojačanje (prijenosne funkcije) nije više beskonačno kod frekvencije nula nego ima neku konačnu vrijednost jednaku $\frac{1}{K_{TC}}$.

Kod vrlo visokih frekvencija kombinirana prijenosna funkcija reaktora ovisi (kao i za $K_{TC} = 0$) samo u l^* , tako da se može kazati da na odziv $K_{RTC} G_{RTC}(s)$ na visokim frekvencijama ne utječe temperaturni koeficijent.

Dakle, kombinacijom tih prijenosnih funkcija dobili smo stabilan sustav jer je pojačanje konačno na svim frekvencijama, a ne pojavljuje se fazni pomak veći od 90° .

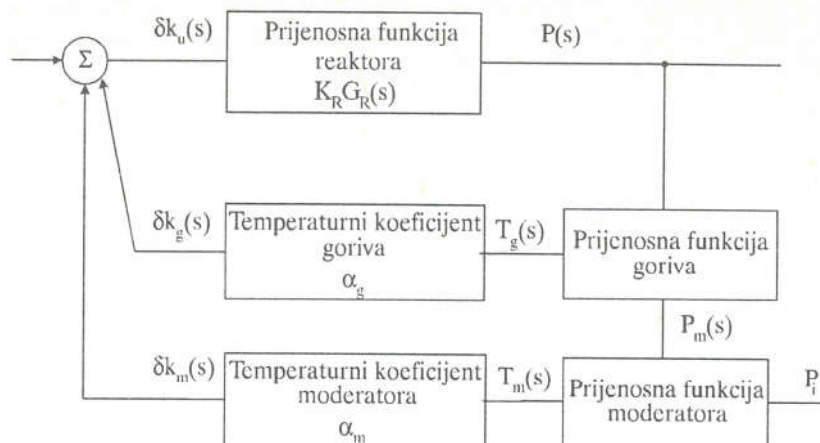
Na slici 11.1.7. prikazan je Nyquistov dijagram prijenosne funkcije reaktora s temperaturnom povratnom vezom i K_{TC} kao parametrom.



Slika 11.1.7. Nyquistov dijagram prijenosne funkcije reaktora s temperaturnom povratnom vezom

Temperaturna povratna veza – gorivo i moderator

Za heterogeni reaktor hlađen i moderiran vodom odredit će se prijenosna funkcija temperaturne povratne veze (zbog promjene temperature goriva i moderatora) uz pretpostavku poznavanja oba temperaturna koeficijenta reaktivnosti: goriva (α_g) i moderatora (α_m).



Slika 11.1.8. Blok dijagram temperaturne povratne veze reaktora (utjecaj goriva i moderatora)

Utjecaj temperaturnog koeficijenta goriva α_g je bitan tijekom brzih promjena snage/temperature, dok je temperaturni koeficijent moderatora, koji je obično veći po iznosu, dominantan za sporije promjene snage/temperature.

Temperaturni koeficijent goriva potječe uglavnom od tzv. Dopplerova efekta širenja rezonancija. Pri povećanoj temperaturi neutronske apsorbera koji ima izražene rezonancije (povećana energija termičkog kretanja atomskih jezgara) dolazi do intenzivnije apsorpcije neutrona u rezonancijama. U prirodnom ili slabo obogaćenom uranu vjerojatnost da neutroni budu apsorbirani u ^{238}U i tako izgubljeni za fisiju razmjerna je temperaturi goriva. Kako temperatura goriva raste, reaktivnost opada, tj. Dopplerov efekt u ^{238}U stvara negativni temperaturni koeficijent goriva, $\alpha_g < 0$.

U prikazu na slici 11.1.8. pretpostavlja se zajednička termička karakteristika gorive šipke (gorivo + obloga), dakle nema kašnjenja između temperature goriva i temperature obloge. Vremenska konstanta provođenja topline na površinu gorive šipke je reda dijela sekunde (za metalno gorivo), a mnogo duža za keramičko gorivo, reda sekunde. Pri danoj promjeni snage po vremenu znatno se brže mijenja temperatura keramičkog goriva prema metalnom, pa je učinak temperature goriva na reaktivnost reaktora mnogo izraženiji kod keramičkog goriva i uopće goriva sa slabom toplinskom vodljivošću.

Prema slici 3.1.2. mogu se postaviti vremenski zavisne jednadžbe:

$$P = \mu_g \frac{dT_g}{dt} + P_m \quad (11.1.36.)$$

$$P_m = \mu_m \frac{dT_m}{dt} + P_c \quad (11.1.37.)$$

$$P_m = \xi (T_g - T_m) \quad (11.1.38.)$$

gdje je

T_g – temperatura goriva

T_m – temperatura vode (voda je i moderator i hladilac)

M – masa

c – specifična toplota

μ_g – toplinski kapacitet goriva

μ_m – toplinski kapacitet moderatora

$$\mu_g = M_g \cdot c_g$$

$$\mu_m = M_m \cdot c_m$$

ξ – umnožak koeficijenta prijelaza topline između goriva i moderatora i površine prijelaza topline, ξ je općenito funkcija razine snage, ali se za male sinusne promjene smatra konstantom

P – nuklearna snaga

P_i – izlazna snaga, snaga odvedena iz moderatora, pretpostavlja se da je konstantna kod određene razine nuklearne snage

P_m – prenesena toplina s goriva na vodu.

Razmatrat će se samo mala sinusna promjena oko stacionarne vrijednosti

$$\delta P = \mu_g \frac{d \delta T_g}{dt} + \delta P_m \quad (11.1.39.)$$

$$\delta P_m = \mu_m \frac{d \delta T_m}{dt} + \delta P_c \quad (11.1.40.)$$

$$\delta P_m = \xi (\delta T_g - \delta T_m) \quad (11.1.41.)$$

$$(11.1.40.) \text{ u } (11.1.39.) \quad \delta P_c = 0 \text{ (pretpostavka)}$$

$$\delta P = \mu_g \frac{d \delta T_g}{dt} + \mu_m \frac{d \delta T_m}{dt}. \quad (11.1.42.)$$

Izjednači li se (11.1.40.) i (11.1.41.):

$$\mu_m \frac{d \delta T_m}{dt} = \xi (\delta T_g - \delta T_m) \quad (11.1.43.)$$

te ako se na jednadžbe (11.1.42.) i (11.1.43.) primijeni Laplaceova transformacija, onda:

$$\delta P(s) = \mu_g s \delta T_g(s) + \mu_m s \delta T_m(s) \quad (11.1.44.)$$

pretpostavljeno je $\delta T_g(0) = 0$ i $\delta T_m(0) = 0$, tj. u $t = 0$ još se ne očituje promjena δT_g , odnosno δT_m

$$\mu_m s \delta T_m(s) = \xi (\delta T_g(s) - \delta T_m(s)) \quad (11.1.45.)$$

Iz (11.1.45.) δT_g :

$$\delta T_g(s) = \frac{\delta T_m(s) (\mu_m s + \xi)}{\xi} \quad (11.1.46.)$$

(11.1.46.) u (11.1.44.)

$$\delta P(s) = \mu_g s \frac{\delta T_m(s) (\mu_m s + \xi)}{\xi} + \mu_m s \delta T_m(s)$$

$$\delta T_m(s) = \frac{\delta P(s) \cdot \xi}{s [\xi (\mu_r + \mu_w) + \mu_r \mu_w s]} \quad (11.1.47.)$$

(11.1.47.) u (11.1.46.)

$$\delta T_g(s) = \frac{\delta P(s) (\mu_m s + \xi)}{s [\xi (\mu_g + \mu_m) + \mu_g \mu_m s]}. \quad (11.1.48.)$$

Prema slici 11.1.8. nakon što se odrede temperature T_g i T_m kao funkcije frekvencije, njihov produkt s lokalnim temperaturnim koeficijentima daje promjenu reaktivnosti u povratnoj vezi:

$$\delta k_g(s) = \alpha_g \delta T_g(s) \quad (11.1.49.)$$

$$\delta k_m(s) = \alpha_m \delta T_m(s) \quad (11.1.50.)$$

Ukupna promjena reaktivnosti s promjenom temperature je:

$$\delta k_u(s) = \delta k_g(s) + \delta k_m(s) \quad (11.1.51.)$$

$$\delta k_u(s) = \frac{\delta P(s) [\xi (\alpha_g + \alpha_m) + \alpha_g \mu_m s]}{s [\xi (\mu_g + \mu_m) + \mu_g \mu_m s]} \quad (11.1.52.)$$

Prijenosna funkcija u povratnoj vezi (ukupno djelovanje goriva i vode - hladioca - moderatora)

$$K_T G_T(s) = \frac{\delta k_u(s)}{\delta P(s)} = \frac{\xi (\alpha_g + \alpha_m) + \alpha_g \mu_m s}{s [\xi (\mu_g + \mu_m) + \mu_g \mu_m s]} \quad (11.1.53.)$$

Ako jednadžbu (11.1.53.) preuredimo i izvršimo zamjene

$$K_T G_T(s) = \frac{\xi (\alpha_g + \alpha_m) \left(1 + \frac{\alpha_g \mu_m}{(\alpha_g + \alpha_m) \xi} \cdot s \right)}{\xi (\mu_g + \mu_m) s \left(1 + \frac{\mu_g \mu_m}{\xi (\mu_g + \mu_m)} \cdot s \right)}$$

$$A = \frac{\alpha_m + \alpha_g}{\mu_m + \mu_g} \quad \tau_1 = \frac{\alpha_g \mu_m}{\xi (\alpha_g + \alpha_m)} \quad \tau_2 = \frac{\mu_g \mu_m}{\xi (\mu_g + \mu_m)}$$

onda prijenosna funkcija (11.1.53.) postaje:

$$K_T G_T(s) = A \frac{1 + \tau_1 s}{s (1 + \tau_2 s)} \quad (11.1.54.)$$

Iz jednadžbi (11.1.36.), (11.1.38.) i (11.1.49.) mogu se odrediti dimenzije μ , ξ i α

$$\mu = \left[\frac{W s}{K} \right], \quad \xi = \left[\frac{W}{K} \right], \quad \alpha = \left[\frac{1}{K} \right]$$

pa zatim uvrštavanjem vidi se da τ ima dimenzije vremena [s].

Koeficijenti A i τ_1 mogu biti i pozitivni i negativni, ovisno o predznaku temperaturnih koeficijenata α_g i α_m , τ_2 je uvijek pozitivan.

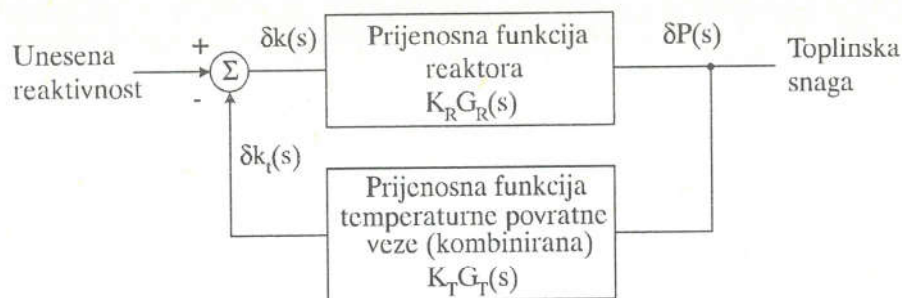
Blok dijagram reaktora i temperaturne povratne veze:

Za dalju analizu primijeniti će se aproksimacija prijenosne funkcije reaktora:

$$K_R G_R(s) = \frac{n_o (s + \bar{\lambda})}{I^* s (s + \bar{r})} \quad (11.1.55.)$$

$$\bar{\lambda} = 0,125 \text{ sec}^{-1}$$

$$\bar{r} = 50 \text{ sec}^{-1}$$



Slika 11.1.9. Blok dijagram temperaturne povratne veze reaktora (kombinirana prijenosna funkcija povratne veze)

S obzirom na konvencionalni način označavanja predznaka povratne veze slika 11.1.9., $\delta k_t(s)$ doprinosi s negativnim predznakom u blok dijagramu pa se α_g i α_m unose sa suprotnim predznakom u jednadžbu (11.1.56.).

Prijenosna funkcija zatvorenoga regulacijskog kruga sa slike 11.1.9. je:

$$\frac{O(s)}{I(s)} = \frac{K_R G_R(s)}{1 + K_R G_R(s) K_T G_T(s)} \quad (11.1.56.)$$

Stabilnost regulacijskoga kruga sa slike 11.1.9. ispitat će se primjenom Nyquistova kriterija stabilnosti odnosno crtanjem Nyquistovih dijagrama otvorenoga regulacijskog kruga. Prijenosna je funkcija otvorenog kruga sa slike 11.1.9.:

$$K_R G_R(s) K_T G_T(s) = C \frac{(1 + \frac{1}{\lambda} s) (1 + \tau_1 s)}{s^2 (1 + \frac{1}{r} s) (1 + \tau_2 s)} \quad (11.1.57.)$$

$$C = \frac{A \bar{\lambda} n_0}{\bar{r} I^*}.$$

Za razne kombinacije α_m i α_g analizirana je stabilnost prijenosne funkcije (jednadžba 11.1.56.), dobiveni su rezultati prikazani na slici 11.1.10..

Kao što se vidi iz slike 11.1.10., postoje područja vrijednosti koeficijenata za koje je reaktor s temperaturnom povratnom vezom potpuno stabilan, stabilan u ovisnosti o pojačanju i nestabilan.

Temperaturni koeficijenti α_m i α_g , odnosno njihov odnos, nacrtani su da se prikažu područja vrijednosti α_m i α_g koja dovode do stabilnosti, slika 11.1.11.

Ako su i α_m i α_g pozitivni, dakle postoji velik zajednički pozitivni temperaturni koeficijent, krug je sigurno nestabilan.

Ako je zbroj pozitivnog i negativnog temperaturnog koeficijenta (α_m i α_g) pozitivan (bilo koja kombinacija), krug je i dalje nestabilan. Ta situacija prikazana je područjem desno od pravca 45° .

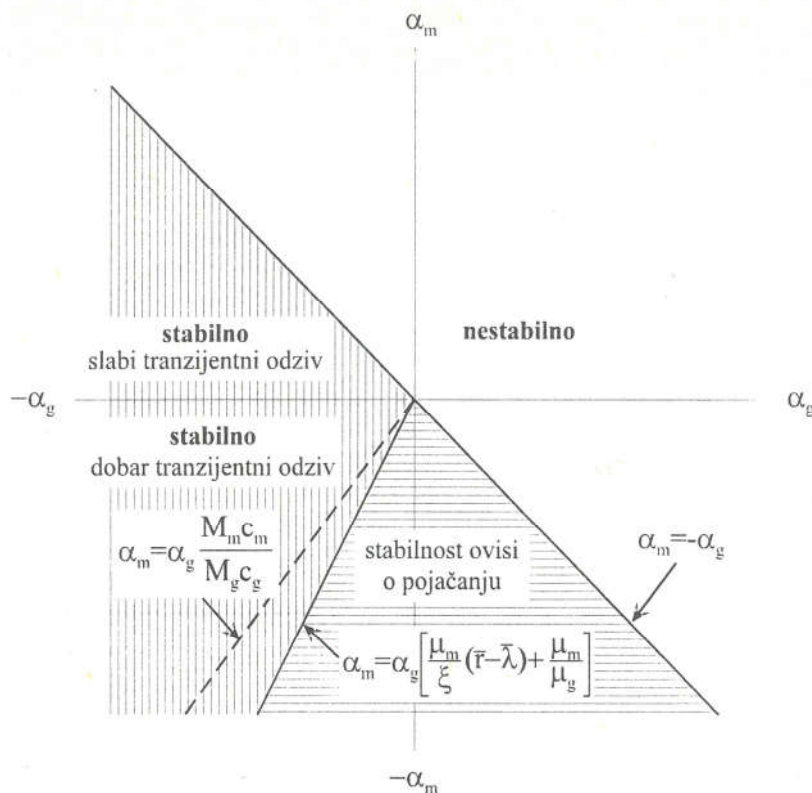
Intuitivno, α_g je dominantan temperaturni koeficijent. Povratna veza goriva pojavljuje se brže nego povratna veza moderatora, zbog vremenskog kašnjenja pri prijenosu topline s goriva na vodu. Konsekventno tome, ako je α_g negativan, a α_m pozitivan i $|\alpha_g| > |\alpha_m|$, krug će biti stabilan, međutim pri tome je preskok snage znatan.

Vrijednost temperaturnih koeficijenata	Stabilnost	Nyquistov dijagram otvorene petlje
α_m negativan α_g pozitivan $ \alpha_g > \alpha_m $	potpuno stabilno (može imati slabi tranzijentni odziv)	
α_m negativan α_g negativan $\left \frac{\alpha_g}{\alpha_m} \right < \left \frac{\mu_m}{\xi} (\bar{r} - \bar{\lambda}) + \frac{\mu_m}{\mu_g} \right $	potpuno stabilno	
α_m negativan α_g negativan $\left \frac{\alpha_g}{\alpha_m} \right > \left \frac{\mu_m}{\xi} (\bar{r} - \bar{\lambda}) + \frac{\mu_m}{\mu_g} \right $	stabilnost ovisi o pojačanju	
α_m negativan α_g pozitivan $ \alpha_g < \alpha_m $	stabilnost ovisi o pojačanju	
a) α_m pozitivan α_g pozitivan b) α_m pozitivan α_g negativan c) α_m negativan α_g pozitivan $ \alpha_g < \alpha_m $ $ \alpha_g > \alpha_m $	nestabilno	

Slika 11.1.10. Stabilnost reaktora za različite vrijednosti lokalnih temperaturnih koeficijenata

U slučaju da je α_m negativan, a α_g pozitivan i $|\alpha_m| > |\alpha_g|$, stabilnost sustava ovisi o pojačanju.

Posebno će se razmotriti slučaj kada su i α_m i α_g negativni. Za dani odnos $\left(\frac{\alpha_m}{\alpha_g} \right)$ na slici 11.1.10. nacrtan je Nyquistov dijagram otvorenoga regulacijskog kruga.



Slika 11.1.11. Područja stabilnosti za prijenosnu funkciju (11.1.56.) za razne α_m i α_g

Ako fazni pomak otvorenog regulacijskog kruga ne prelazi -180° , nije obuhvaćena točka $(-1, j0)$ u kompleksnoj ravnini, pa će prema Nyquistovu kriteriju zatvoreni regulacijski krug biti stabilan.

Iz prijenosne funkcije otvorenoga regulacijskog kruga jednadžba (11.1.57.) vidi se da član $\frac{1}{s^2}$ unosi fazni pomak od -180° , pa ako ne želimo prijeći -180° , fazni pomak ostalog dijela prijenosne funkcije otvorenoga kruga mora biti veći od 0° .

Dakle, potrebno je ispitati za koje je vrijednosti α_m i α_g fazni pomak izraza

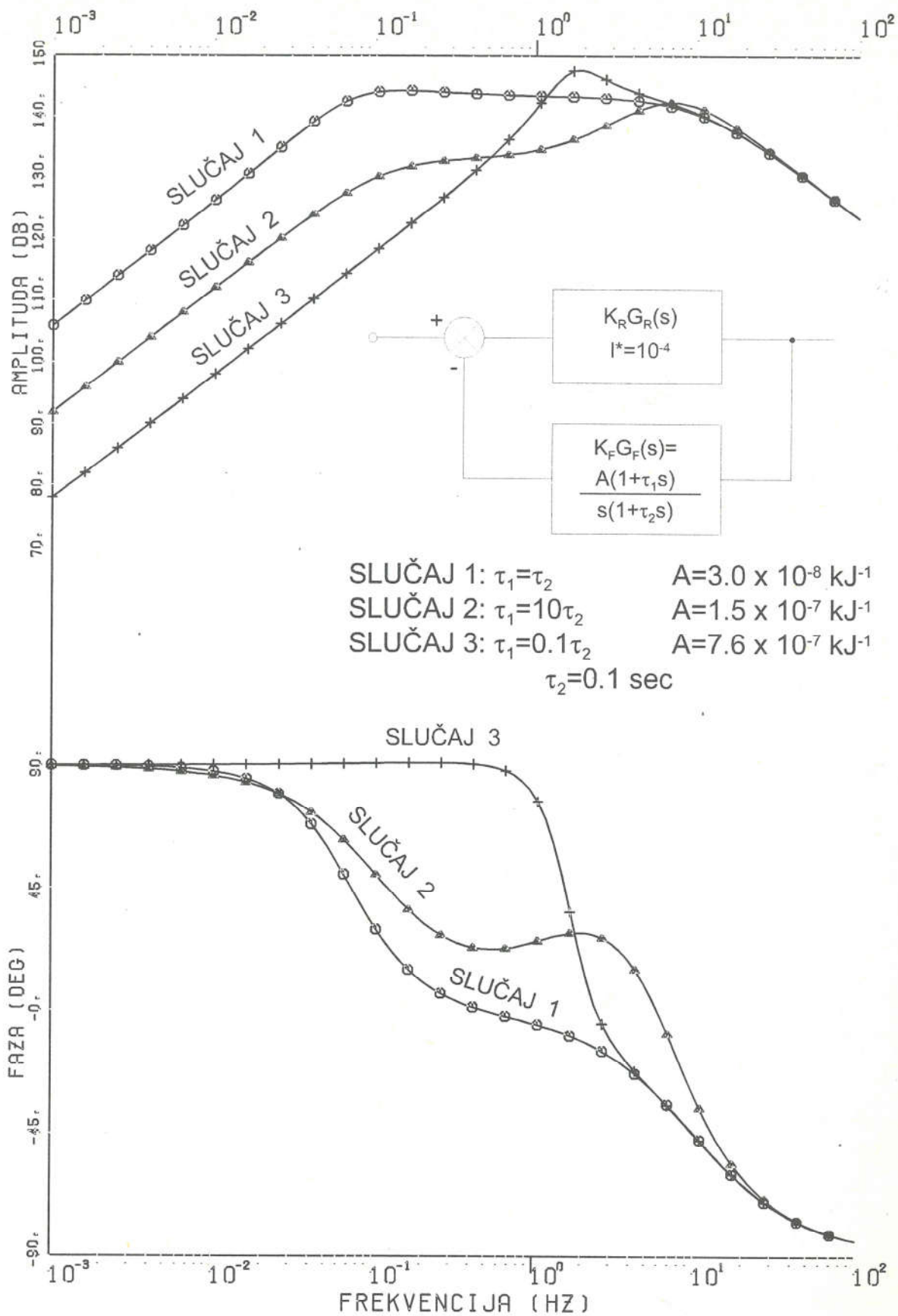
$$\frac{(1 + \frac{s}{\lambda})(1 + \tau_1 s)}{(1 + \frac{s}{r})(1 + \tau_2 s)} \text{ veći od nule.}$$

Zbroj pojedinih faznih pomaka mora biti veći od nule, tj:

$$\arctg \frac{\omega}{\lambda} - \arctg \frac{\omega}{r} + \arctg \omega \tau_1 - \arctg \omega \tau_2 > 0. \quad (11.1.58.)$$

Budući da ispitujemo samo je li izraz (11.1.58.) veći ili manji od nule, a ne točan iznos, onda izraz (11.1.58.) možemo pisati i kao uvjet:

$$\frac{\omega}{\lambda} - \frac{\omega}{r} + \omega \tau_1 - \omega \tau_2 > 0$$



Slika 11.12. Bodeov dijagram prijenosne funkcije reaktora s kombiniranom temperaturnom povratnom vezom

$$\frac{1}{\tau_1} - \frac{1}{\tau_2} < \bar{r} - \bar{\lambda}. \quad (11.1.59.)$$

Ako se izrazi za τ_1 i τ_2 uvrste u jednadžbu (11.1.59.):

$$\frac{\xi (\alpha_g + \alpha_m)}{\alpha_g \mu_m} - \frac{\xi (\mu_g + \mu_m)}{\mu_g \mu_m} < \bar{r} - \bar{\lambda} \quad (11.1.60.)$$

$$\frac{\xi}{\mu_m} \left(1 + \frac{\alpha_m}{\alpha_g} - \frac{\mu_g + \mu_m}{\mu_g} \right) < \bar{r} - \bar{\lambda}$$

$$\frac{\alpha_m}{\alpha_g} < \frac{\mu_m}{\xi} (\bar{r} - \bar{\lambda}) + \frac{\mu_m}{\mu_g}. \quad (11.1.61.)$$

Jednadžba (11.1.61.) pokazuje ograničenja u relativnom odnosu negativnih temperaturnih koeficijenata kod kojeg još uvijek ne dolazi do nestabilnosti odnosno do pojave oscilacija.

Član $\frac{\mu_m}{\xi} (\bar{r} - \bar{\lambda})$ u usporedbi sa $\frac{\mu_m}{\mu_g}$ je malen pa se u pojednostavljenom slučaju može zanemariti, stoga uvjet za stabilnost reaktora u povratnoj vezi sa dva negativna temperaturna koeficijenta postaje:

$$\frac{\alpha_m}{\alpha_g} < \frac{\mu_m}{\mu_g}, \quad (11.1.62.)$$

odnosno

$$\frac{\alpha_m}{\alpha_g} < \frac{M_m c_m}{M_g c_g}. \quad (11.1.63.)$$

Vrijednosti toplinskog kapaciteta (M_c) goriva i moderatora izravno utječu na vrijednosti vremenskih konstanti goriva i moderatora (τ_1 , τ_2), a tipične vrijednosti temperaturnih koeficijenata reaktivnosti jesu:

$$\alpha_m = -(2-4) 10^{-4} / ^\circ\text{C} \quad \alpha_g = -(2-4) 10^{-5} / ^\circ\text{C}.$$

Prijenosna funkcija zatvorenoga regulacijskog kruga, slika 11.1.9., odnosno jednadžba (11.1.56.), može se prikazati u Bodeovu dijagramu, slika 11.1.12.

Povratna veza reaktora zbog zatrovanja ksenonom

Za vrijeme rada reaktora stvaraju se i akumuliraju mnogi fizijski proizvodi (oko 200). Neki nastaju direktno iz fisije, a neki indirektno radioaktivnim raspadom fizijskih fragmenata. Količina fizijskih proizvoda ovisi o neutronsom toku u reaktoru i o radioaktivnom raspadu fragmenata iz kojih nastaju, dok njihovo uklanjanje ovisi o njihovu radioaktivnom raspadu i o apsorpciji neutrona u tim nuklidima.

Između tih fizijskih proizvoda ističu se nuklidi ^{135}Xe i ^{149}Sm s izrazito velikim udarnim presjekom za apsorpciju termičkih neutrona, nuklid ^{135}Xe ima udarni presjek $3 \cdot 10^6$ barna ($1 \text{ barn} = 10^{-28} \text{ m}^2$). Prisutnost ksenona smanjuje bilancu neutrona, odnosno djeluje na smanjenje faktora termičkog iskorištenja neutrona, te se kaže da je ksenon otrov za termičke neutrone.

^{135}Xe nastaje kao direktni fizijski proizvod s udjelom 0.003 (prosječan broj atoma ksenona koji nastaju po fisiji) i radioaktivnim raspadom ^{135}Te , čiji je udio u fizijskim proizvodima 0.056.



Nakon obustave reaktora koncentracija ^{135}Xe raste i postiže maksimum (zbog smanjenja neutronskog toka smanjeno je izgaranje ksenona), a zatim pada zbog prevladavanja utjecaja radioaktivnog raspada ksenona.

Proces nastajanja i uklanjanja ksenona može se opisati jednadžbom bilance ksenona u reaktoru:

$$\frac{dX'}{dt} = -\lambda_x X' - \sigma_x \Phi X' + \lambda_I I' + \gamma_x \Sigma_f \Phi \quad (11.1.65.)$$

Simboli u jednadžbi (11.1.65.) znače:

X' – broj atoma ^{135}Xe po cm^3

λ_x – konstanta raspada ^{135}Xe ($2.1 \cdot 10^{-5} \text{ s}^{-1}$)

σ_x – mikroskopski udarni presjek ^{135}Xe za termičke neutrone

Φ – termički neutronski tok

λ_I – konstanta raspada Joda ^{135}I ($2.9 \cdot 10^{-5} \text{ s}^{-1}$)

I' – broj atoma ^{135}I po cm^3

γ_x – doprinos ^{135}Xe kao direktnog fisijskog proizvoda $\gamma_x = 0.003$

Σ_f – makroskopski fisijski udarni presjek goriva u reaktoru (za 3% UO_2 $\Sigma_f = 0,404 \text{ cm}^{-1}$)

Slična jednadžba može se napisati za koncentraciju ^{135}I u reaktoru. Zbog vrlo kratkog vremena poluraspada ^{135}Te u bilanci joda može se pretpostaviti da ^{135}I nastaje direktno iz fisije i da je njegov udio u fisijskim fragmentima 0.056. Član $\sigma_I \Phi I$ također se može zanemariti jer je σ_I vrlo malen ($\sigma_I = 7$ barna), pa se može pisati:

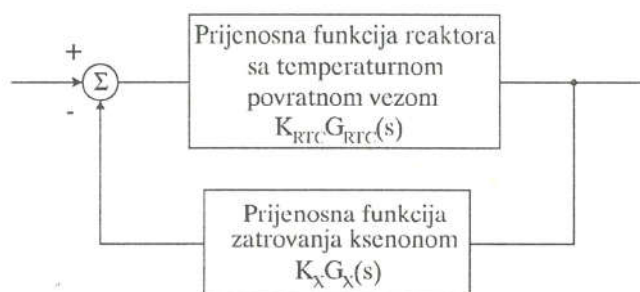
$$\frac{dI'}{dt} = -\lambda_I I' + \gamma_I \Sigma_f \Phi \quad (11.1.66.)$$

γ_I je doprinos ^{135}I (odnosno ^{135}Te) kao direktnog fisijskog proizvoda i iznosi $\gamma_I = 0.056$.

Prijenosnoj funkciji reaktora kombiniranoj s utjecajem temperature dodaje se kao povratna veza utjecaj zatrovanja ksenonom.

Pri izvođenju prijenosne funkcije $K_X G_X(s)$ polazi se od jednadžbi (11.1.65.) i (11.1.66.). Zbog općenitosti te se jednadžbe podijele sa Σ_f (budući da Σ_f nije isti za razne reaktore) te se uvode nove oznake

$$X = \frac{X'}{\Sigma_f} \quad I = \frac{I'}{\Sigma_f}$$



Slika 11.1.13. Blok dijagram reaktora s ksenonskom povratnom vezom

$$\frac{dX}{dt} = \lambda_I I + (\gamma_X - \sigma_X X) \Phi - \lambda_X X \quad (11.1.67.)$$

$$\frac{dI}{dt} = -\lambda_I I + \gamma_I \Phi. \quad (11.1.68.)$$

Kao i pri razvoju prijenosne funkcije reaktora, pretpostavljamo da se varijable mogu razdvojiti na stacionarni dio i na malo udaljavanje od stacionarnog stanja:

$$X = X_0 + \delta X \quad I = I_0 + \delta I$$

uvrštenjem u jednačbu (11.1.67.):

$$\begin{aligned} \frac{d}{dt} (X_0 + \delta X) = & \lambda_I I_0 + (\gamma_X - \sigma_X X_0) \Phi_0 - \lambda_X X_0 + \lambda_I \delta I + (\gamma_X - \sigma_X X_0) \delta \Phi - \\ & - \lambda_X \delta X - \sigma_X \delta X \Phi_0 - \sigma_X \delta X \delta \Phi. \end{aligned} \quad (11.1.69.)$$

U stacionarnom stanju

$$\frac{dX_0}{dt} = 0, \text{ odnosno } \lambda_I I_0 + (\gamma_X - \sigma_X X_0) \Phi_0 - \lambda_X X_0 = 0 \quad (11.1.70.)$$

Jednačba (11.1.69.) odgovara jednačbi (11.1.67.) za $X = X_0$, $\Phi = \Phi_0$, $I = I_0$.

Jednačba (11.1.69.) sada glasi:

$$\frac{d\delta X}{dt} = \lambda_I \delta I + (\gamma_X - \sigma_X X_0) \delta \Phi_0 - (\lambda_X + \sigma_X \Phi_0) \delta X \quad (11.1.71.)$$

Ako isto provedemo za koncentraciju joda, onda se jednačba (11.1.68.) može pisati

$$\frac{d}{dt} (I_0 + \delta I) = -\lambda I_0 + \gamma_I \Phi_0 - \lambda_I \delta I + \gamma_I \delta \Phi. \quad (11.1.72.)$$

U stacionarnom je stanju:

$$\frac{dI_0}{dt} = 0, \quad -\lambda I_0 + \gamma_I \Phi_0 = 0, \quad (11.1.73.)$$

pa jednačba (11.1.72.) glasi:

$$\frac{d\delta I}{dt} = -\lambda_I \delta I + \gamma_I \delta \Phi. \quad (11.1.74.)$$

Ako se na jednačbe (11.1.71.) i (11.1.74.) primijeni Laplaceova transformacija, dobiva se:

$$s \delta X(s) = \lambda_I \delta I(s) + (\gamma_X - \sigma_X X_0) \delta \Phi(s) - (\sigma_X \Phi_0 + \lambda_X) \delta X(s) \quad (11.1.75.)$$

$$s \delta I(s) = -\lambda_I \delta I(s) + \gamma_I \delta \Phi(s) \quad (11.1.76.)$$

$$\delta I(s) = \frac{\gamma_I \delta \Phi(s)}{s + \lambda_I} \quad (11.1.77.)$$

(11.1.77.) u (11.1.75.):

$$s \delta X(s) = \lambda_I \frac{\gamma_I \delta \Phi(s)}{s + \lambda_I} + (\gamma_X - \sigma_X X_0) \delta \Phi(s) - (\sigma_X \Phi_0 + \lambda_X) \delta X(s) \quad (11.1.78.)$$

$$\frac{\delta X(s)}{\delta \Phi(s)} = \frac{\gamma_I \lambda_I + (s + \lambda_I) (\gamma_X - \sigma_X X_0)}{(s + \lambda_I) \cdot (s + \sigma_X \Phi_0 + \lambda_X)} \quad (11.1.79.)$$

$$\frac{\delta X(s)}{\delta \Phi(s)} = \frac{(\gamma_x - \sigma_x X_0) \left(s + \frac{\gamma_I \lambda_I}{\gamma_x - \sigma_x X_0} + \lambda_I \right)}{(s + \lambda_I) \cdot (s + \sigma_x \Phi_0 + \lambda_x)} \quad (11.1.80.)$$

Prijenosna je funkcija (11.1.80.) dobivena uz pretpostavku malih varijacija (X , Φ , I) oko stacionarnog stanja.

Za reaktor s uranskim gorivom vrijede ove konstante:

$$\lambda_i = 2,5 \cdot 10^{-5} \text{ [s}^{-1}\text{]}$$

$$\lambda_x = 2,1 \cdot 10^{-5} \text{ [s}^{-1}\text{]} \quad \sigma_x = 3,5 \cdot 10^{-18} \text{ cm}^2$$

$$\gamma_i = 0,056$$

$$\gamma_x = 0,003.$$

Iz jednadžbe (11.1.80.) vidi se da prijenosna funkcija ovisi o stacionarnim vrijednostima koncentracije ksenona X_0 i neutronskega toka Φ_0 .

Ksenon nastaje fisijom (direktno ili indirektno) a nestaje radioaktivnim raspadom ili apsorpcijom neutrona. Rezultat je tih suprotnih reakcija da koncentracija ^{135}Xe doseže ravnotežnu vrijednost za vrijeme rada reaktora na konstantnoj snazi. Međutim, pri smanjenju snage ili obustavi reaktora, ^{135}Xe će se i dalje stvarati raspadom joda, ali glavni način njegova nestanka iz reaktora, apsorpcijom neutrona, bit će znatno smanjen zbog malog neutronskega toka. Kao rezultat koncentracija ^{135}Xe raste, dostiže maksimum i pada prema novoj ravnotežnoj koncentraciji.

I ravnotežna koncentracija i maksimalna vrijednost koncentracije ^{135}Xe određeni su neutronskega tokom odnosno snagom reaktora.

Ravnotežna koncentracija ^{135}Xe (X_0) može se odrediti iz jednadžbi (11.1.67.) i (11.1.68.), ako se uzme u obzir da je tada $\frac{dx}{dt} = 0$ i $\frac{di}{dt} = 0$.

$$0 = -\lambda_x X_0 - \sigma_x \Phi_0 X_0 + \lambda_I I_0 + \gamma_x \Phi_0 \quad (11.1.81.)$$

$$0 = -\lambda_I I_0 + \gamma_I \Phi_0 \quad (11.1.82.)$$

Ako jednadžbe (11.1.81.) i (11.1.82.) zbrojimo,

$$0 = -\lambda_x X_0 - \sigma_x \Phi_0 X_0 + (\gamma_x + \gamma_I) \Phi_0,$$

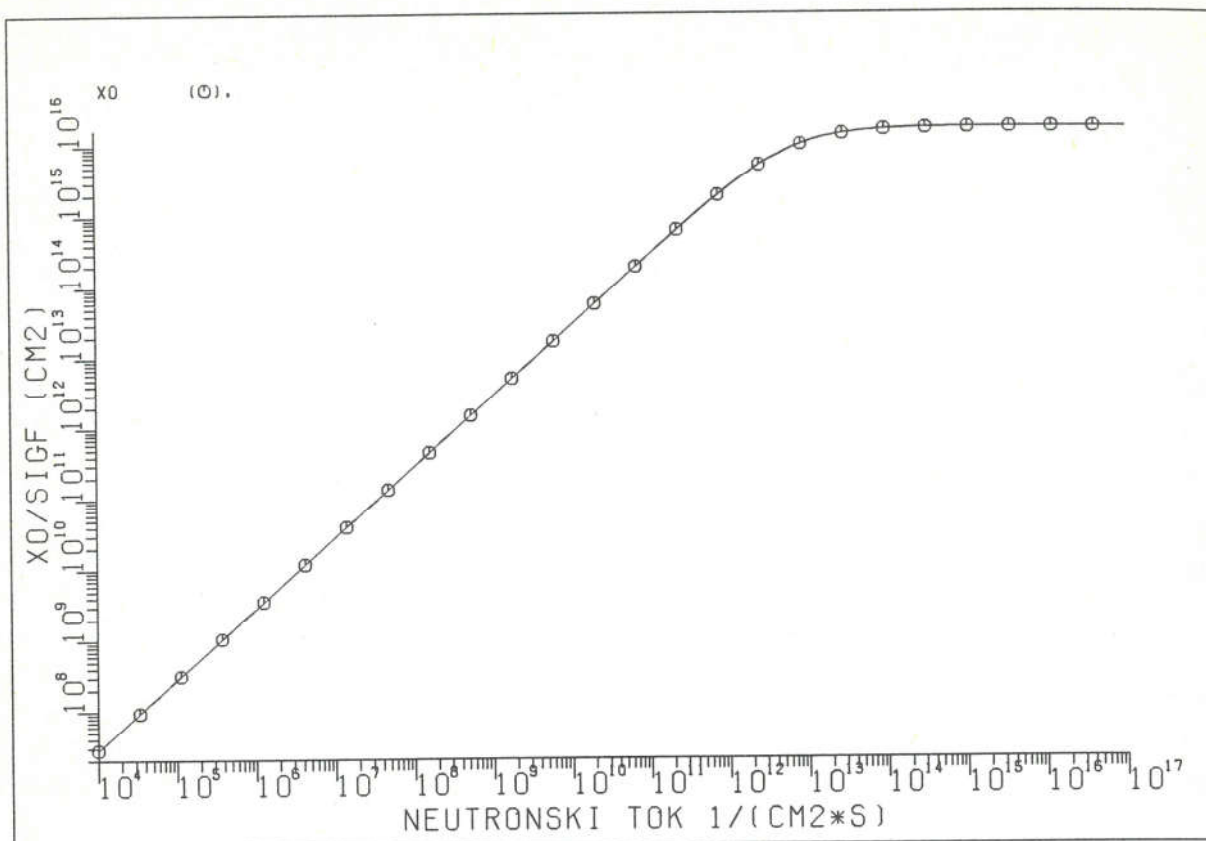
odnosno

$$X_0 = \frac{(\gamma_x + \gamma_I) \Phi_0}{\lambda_x + \sigma_x \Phi_0}.$$

Slika 11.1.14. pokazuje odnos ravnotežne koncentracije ^{135}Xe i neutronskega toka za termički reaktor.

Vidi se da koncentracija ksenona raste linearno s tokom do razine toka od 10^{12} neutrona/cm²s. Za veći neutronskega tok koncentracija Xe raste sporije, a pri toku od kojih 10^{14} neutrona/cm²s više nema povećanja broja atoma ksenona.

Za vrijednosti toka $\Phi_0 > 3 \cdot 10^{11}$ član je brojnika $\frac{\gamma_I \lambda_I}{\gamma_x - \sigma_x X_0} + \lambda_I$ u izrazu (11.1.80.) stalno negativan, što utječe na faznu karakteristiku te prijenosne funkcije.



Slika 11.1.14. Odnos ravnotežne koncentracije ^{135}Xe i neutronskega toka.

Ako je: $\Phi_0 < 3 \cdot 10^{11}$, fazni pomak je -90°
 $\Phi_0 > 3 \cdot 10^{11}$, fazni pomak je -270° .

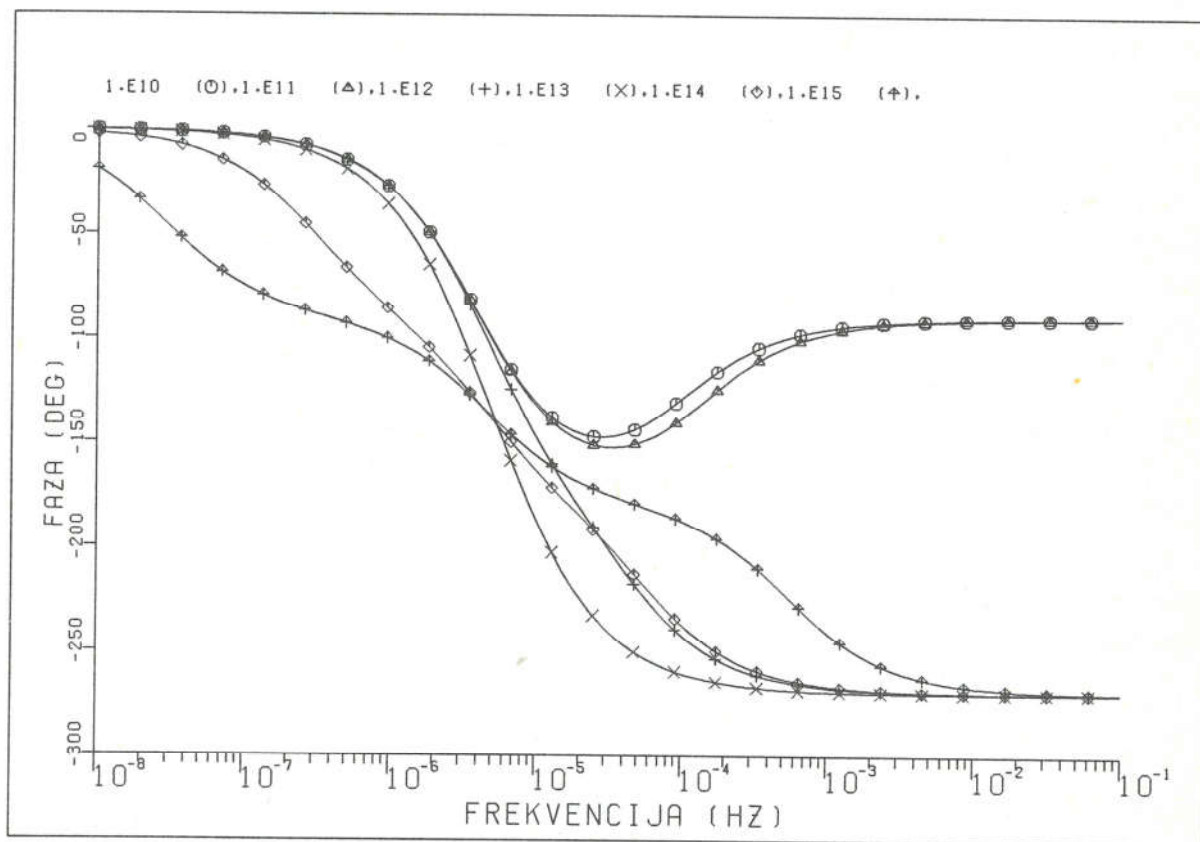
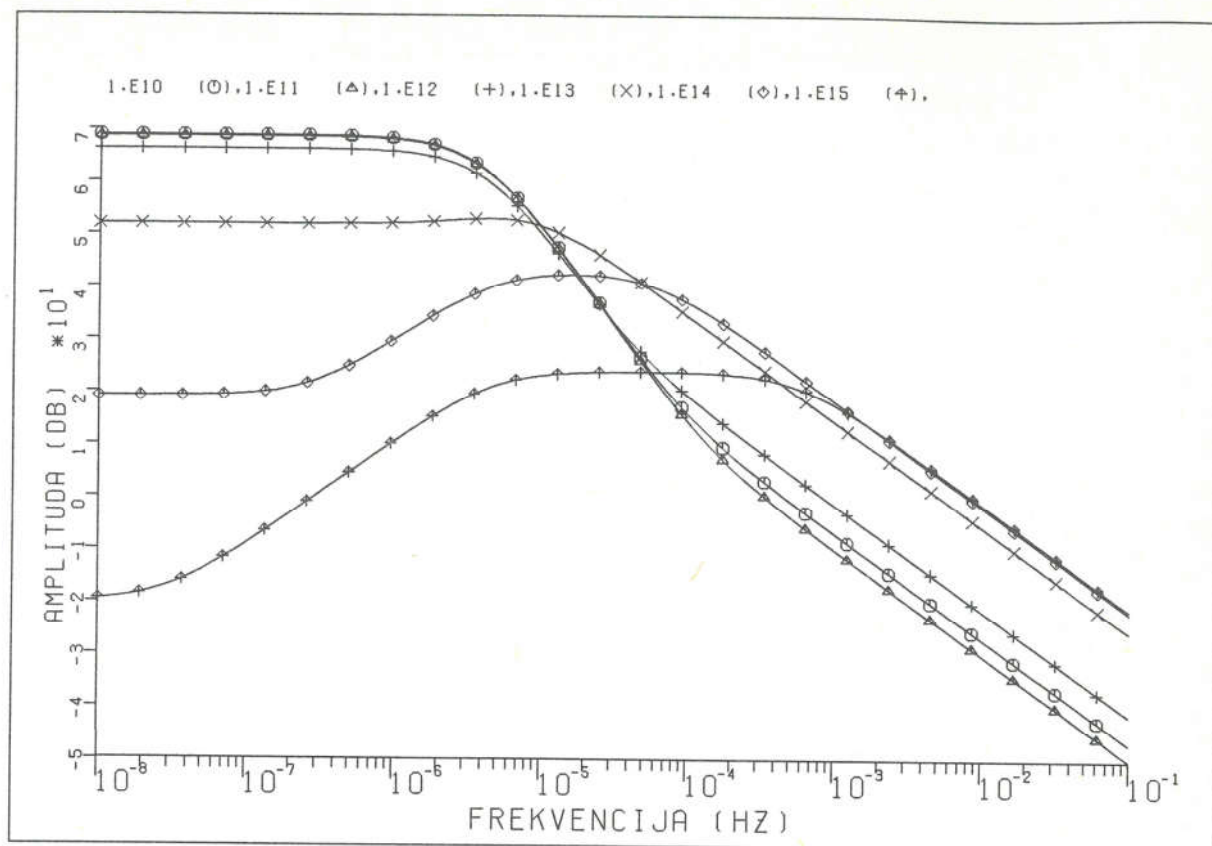
Vrijednosti Φ_0 dobiju se iz izraza $\gamma_x - \sigma_x X_0 = 0$, odnosno $X_0 = \frac{\gamma_x}{\sigma_x}$ i veze ravnotežne koncentracije Xe i neutronskega toka u stacionarnom stanju.

Slika 11.1.15. prikazuje odziv koncentracije ksenona na (male) oscilacije neutronskega toka. Pri izvodu prijenosne funkcije $\delta X(s)/\delta \Phi(s)$ pretpostavljene su amplitudno male sinusne oscilacije oko ravnotežnog stanja. Vidi se da je utjecaj tih malih oscilacija izražen u frekvencijskom području od $10^{-3} - 10^{-6}$, dakle u području u kojem se manifestiraju utjecaji zatrovanja na reaktor.

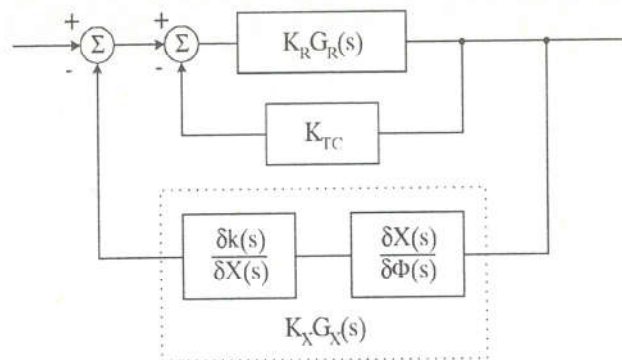
Iz faznog prikaza prijenosne funkcije $\frac{\delta X(s)}{\delta \Phi(s)}$ vidi se da se kašnjenje faze od 180° događa kod frekvencija oko 10^{-5} s^{-1} , i to je frekventno područje zanimljivo za stabilnost.

Bodeov prikaz temperaturne povratne veze slika 11.1.15. pokazuje da je za frekvencije ispod 10^{-3} pojačanje $\frac{1}{K_{TC}}$ i fazni pomak 0° . Stoga je u analizi stabilnosti reaktora s povratnom vezom temperature i zatrovanja dovoljno razmatrati samo prijenosnu funkciju za frekvencije manje od 10^{-3} .

Da bi se dobila prijenosna funkcija $K_x G_x(s)$ koja pokazuje povratno djelovanje koncentracije ksenona na $\delta k(s)$, prijenosna funkcija koncentracije ksenona $\delta X(s)/\delta \Phi(s)$ pomnožit će se s dodatnim faktorom koji pokazuje utjecaj apsorpcije u ksenonu na faktor termičkog iskorištenja.



Slika 11.15. Bodeov dijagram prijenosne funkcije $\frac{\delta X(s)}{\delta \Phi(s)}$



Slika 11.1.16. Blok dijagram reaktora s pojednostavljenom temperaturnom povratnom vezom i ksenonskom povratnom vezom

Konstanta pojačanja s kojim će se množiti $\delta X(s)/\delta \Phi(s)$ je razmjerna sa $\sum_f \sigma_x / \sum_a$ i ovisi o razini snage na kojoj reaktor radi. $\sum_f$ i $\sum_a$ su udarni presjeci fisije i apsorpcije (izuzimajući $\sum_a$ ksenona). Takav multiplikator može se označiti kao $\delta k(s)/\delta X(s)$, pa se prema slici 11.1.16. ukupni produkt $[\delta X(s)/\delta \Phi(s)][\delta k(s)/\delta X(s)]$ označava kao $K_X G_X(s)$.

Da bi se zaključilo o stabilnosti regulacijskoga kruga sa slike 11.1.16., dovoljno je ispitivati otvoreni regulacijski krug. Za područje frekvencije manje od 10^{-3} Hz pojačanje otvorenoga regulacijskog kruga je $\frac{1}{K_{TC}} \cdot K_X G_X(s)$, i ono mora biti manje od 1 kod faznog pomaka od 180° .

Za neke vrijednosti neutronskog toka i za danu $K_X G_X(s)$ postoji vrijednost negativnoga temperaturnog koeficijenta K_{TC} , ispod koje je regulacijski krug stabilan, a iznad koje je nestabilan.

Za vrijednosti toka ispod $3 \cdot 10^{11}$ (fazni pomak $< 180^\circ$) nije ni potreban negativni temperaturni koeficijent da održi stabilnost.

Kako se vrijednost neutronskog toka povećava, potrebna je sve veća apsolutna vrijednost K_{TC} da održi stabilnost sustava. Potrebna vrijednost K_{TC} doseže maksimum za $\Phi = 10^{13}$. Kod većih tokova, amplituda $K_X G_X(s)$ pada, pa je dovoljan manji K_{TC} da održi stabilnost.

Dakle tom analizom se očituje da su nestabilnosti moguće jedino kad K_{TC} ne bi bio dovoljno velik. Međutim, oscilacije kada bi se pojavile male su frekvencije (~ 1 na dan) i ograničene su amplitude.

Značajniji problem mogle bi izazvati prostorne oscilacije koncentracije ksenona. Ovdje će se one samo kvalitativno razmatrati. Pretpostavimo lokalno povećanje neutronskog toka u reaktoru a da se ukupna snaga ne promijeni. Kod većeg neutronskog toka doći će do većeg izgaranja ksenona i time do porasta reaktivnosti i do daljeg porasta neutronskog toka. Novonastalo smanjenje ksenona počeo će se kompenzirati većom proizvodnjom joda ^{135}I (razmjerno neutronskom toku), koji će početi proizvoditi više ksenona. U drugom dijelu reaktora proces može biti obrnut pa bi mogle nastati prostorne oscilacije koncentracije ksenona.

11.2. Automatska regulacija reaktora

U prethodnom poglavlju opisan je reaktor kao objekt regulacije te povratne veze temperature i zatrovanja. Ako je snaga nuklearnog reaktora odnosno snaga turbine regulirana veličina, pitanje je koje se sada postavlja kako postići željenu vrijednost regulirane veličine i stabilnost regulacije. U tu je svrhu potrebna vanjska regulacija, koja mora imati karakteristike kompatibilne s karakteristikama reaktora.

Kod promjene snage regulacijski sustav mora zadovoljiti dva uvjeta: izlazna snaga reaktora mora u nekim granicama odgovarati zahtijevanoj snazi, faktor multiplikacije nakon promjene mora ponovno biti 1.

Da bi se pratile promjene snage zahtijevane od reaktorskog postrojenja, služe regulacijske šipke koje se mogu pozicionirati automatski.

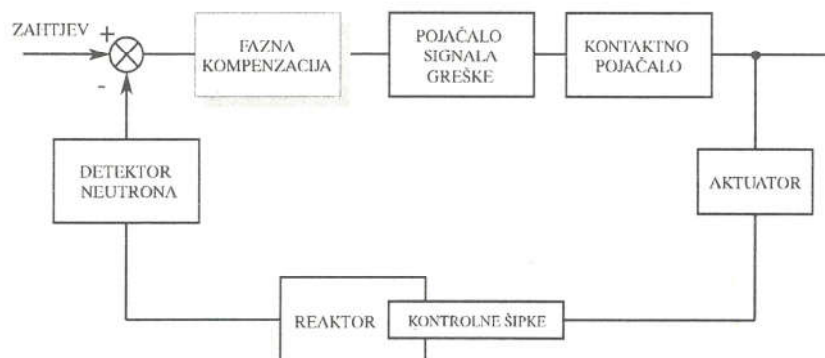
S promjenom položaja regulacijskih šipki može se odgovoriti na zahtjev za promjenom snage reaktora. Regulacijske se šipke mogu relativno brzo pomicati (npr. 8-72 koraka/min), ali se iz razloga sigurnosti maksimalna vrijednost regulacijskih šipki drži ispod promptne kritičnosti.

Sustav za regulaciju s regulacijskim šipkama može raditi kao proporcionalni ili diskontinuirani regulacijski sustav. Kod proporcionalnog se položaj šipki mijenja proporcionalno greški (odstupanju). Diskontinuirani regulacijski sustav ne reagira dok greška ne prijeđe određenu vrijednost, npr. 0,5% tražene snage reaktora.

Točnost je bolja kod proporcionalnoga regulacijskog sustava, neosjetljivost na smetnje veća je kod diskontinuiranog.

Diskontinuirani regulacijski sustav reaktora

Diskontinuirani tip sustava regulacije reaktora je jednostavniji i najčešće upotrebljavani način regulacije reaktora. Za njegovu primjenu nužno je da reaktorski sustav bude inherentno stabilan, jer bi u protivnom, s mrtvim zonama u tom načinu regulacije dolazilo do oscilacija. Činjenica da taj sustav regulacije ima mrtve zone, uzrokuje manju osjetljivost na smetnje, ali i nesposobnost da se postigne točnost kao kod proporcionalnoga regulacijskog sustava. Velika je prednost ovog sustava u jednostavnijoj izvedbi i u manjim zahtjevima na sustav za pogon regulacijskih šipki. Ovdje će se razmotriti osnovni problemi analize stabilnosti reaktora s diskontinuiranim tipom regulacije. U analizi stabilnosti pretpostavlja se da reaktor ima negativan temperaturni koeficijent tako da se može primijeniti izvedena prijenosna funkcija reaktora $K_{RTC} G_{RTC}(s)$.



Slika 11.2.1. Blok-dijagram diskontinuiranog tipa sustava regulacije reaktora

Reaktori s diskontinuiranim tipom regulacijskog sustava rade na konstantnoj snazi, a reaktivnost im se mijenja s malom brzinom. Pomoćni sustavi oko reaktora tako su projektirani da onemoguće brze promjene, te je dominantan zahtjev stabilnost sustava, a ne brzina odziva.

Kontaktno pojačalo prikazano u blok-dijagramu može se razmatrati kao relej, koji zatvara kontakte kada signal greške dosegne zadanu vrijednost, a zatim otvara kontakte kada signal greške padne ispod neke druge određene vrijednosti. Odgovarajući kontakti se otvaraju ili zatvaraju na sličan način, kada signal greške promijeni predznak. To uzrokuje rotaciju motora na jednu ili drugu stranu i zaustavlja je kada je razina signala suviše malena da zadrži kontakte zatvorene. Motor radi s konstantnom brzinom, pa regulacijske šipke koje on pokreće mijenjaju reaktivnost s konstantnom brzinom $\delta k/\text{sec}$.

Sustav prikazan na slici 11.2.1. je nelinearan sustav, nelinearnost je uzrokovana relejom, a manifestira se tako što je izlaz iz releja diskontinuirana funkcija (a ne linearna). Pojačanje zatvorene petlje koja sadrži samo linearne komponente samo je funkcija frekvencije. Nelinearnost u sustavu sa slike 11.2.1. uzrokuje da pojačanje petlje bude funkcija i frekvencije i amplitude.

Ako se prijenosna funkcija koja ovisi samo o amplitudi odvoji od funkcije koja ovisi samo o frekvenciji, pojačanje otvorenoga regulacijskog kruga može se prikazati kao produkt BKAG, gdje je:

A – kompleksna funkcija amplitude neovisna o frekvenciji

G – kompleksna funkcija frekvencije neovisna o amplitudi

K – faktor pojačanja

B – faktor povratne veze, koji je jednak -1 u ovom regulacijskom krugu.

Prijenosna funkcija zatvorenoga kruga tada je:

$$\frac{\text{Izlaz}}{\text{Ulaz}} = \frac{KAG}{1 + KAG} = \frac{KA}{G^{-1} + KA}$$

Stabilnost takvog sustava može se ispitati usporedbom G^{-1} i $-KA$. Potrebno je odrediti točke presjeka funkcije G^{-1} nacrtane u polarnim koordinatama za razne vrijednosti frekvencije i funkcije $-KA$ nacrtane za razne vrijednosti amplitude, u istom koordinatnom sustavu.

Na mjestu presjeka tj. kada je $G^{-1} = -KA$, sustav oscilira frekvencijom određenom iz G^{-1} i amplitudom određenom iz $-KA$.

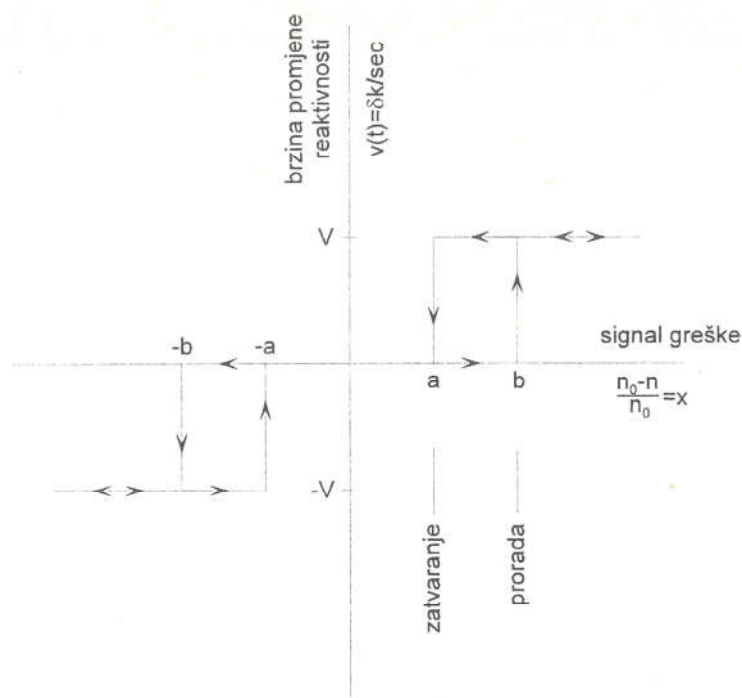
Funkcija G je produkt prijenosnih funkcija reaktora, pojačala greške i motora.

Funkcija A je prijenosna funkcija kontaktnog pojačala i nju će se definirati nakon slijedećeg razmatranja.

Signal greške na ulazu u kontaktno pojačalo (relej), slika 11.2.2., razmjeran je vrijednosti $x = \frac{n_0 - n}{n_0}$.

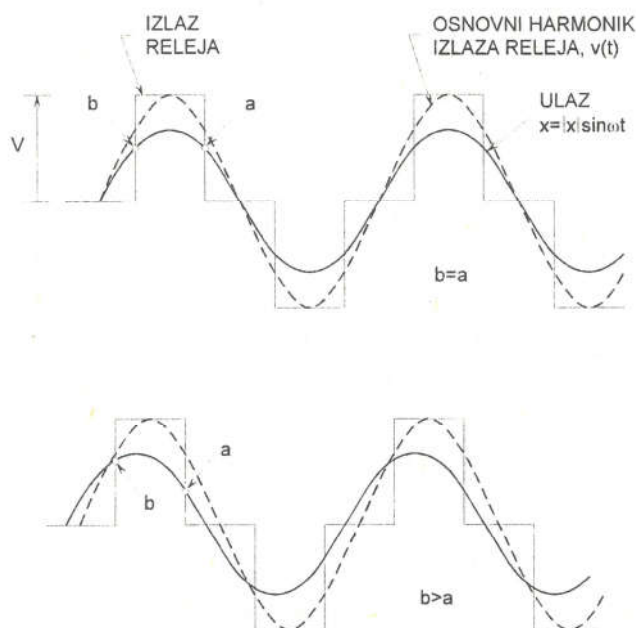
Kada signal greške naraste i dosegne točku b, relej zatvara kontakte i time starta motor za pokretanje regulacijskih šipki, odnosno formira se signal potrebne promjene reaktivnosti v ($\delta k/\text{sec}$).

Pomicanjem regulacijskih šipki smanjuje se signal greške, ali histereza uzrokuje da kontakti releja ostaju zatvoreni dok se signal greške ne smanji na vrijednost a ($a < b$), kada se kontakti releja otvaraju i zaustavlja se pomicanje regulacijskih šipki. Program rada releja je simetričan za negativni signal, $a = -a$ $b = -b$.



Slika 11.2.2. Princip rada kontaktnog pojačala

Pretpostavimo da je izlaz iz kontaktnog pojačala oblika $x = |x| \sin \omega t$. Slika 11.2.3. prikazuje fazni odnos između ulaznog signala x i osnovne komponente v izlaznog signala. Od kvadratnog oblika signala koji izlazi iz kontaktnog pojačala razmatra se samo osnovna komponenta, a za više harmonike se smatra da su prigušeni. Izgled ulaznog i izlaznog signala prikazan je na slici 11.2.3.



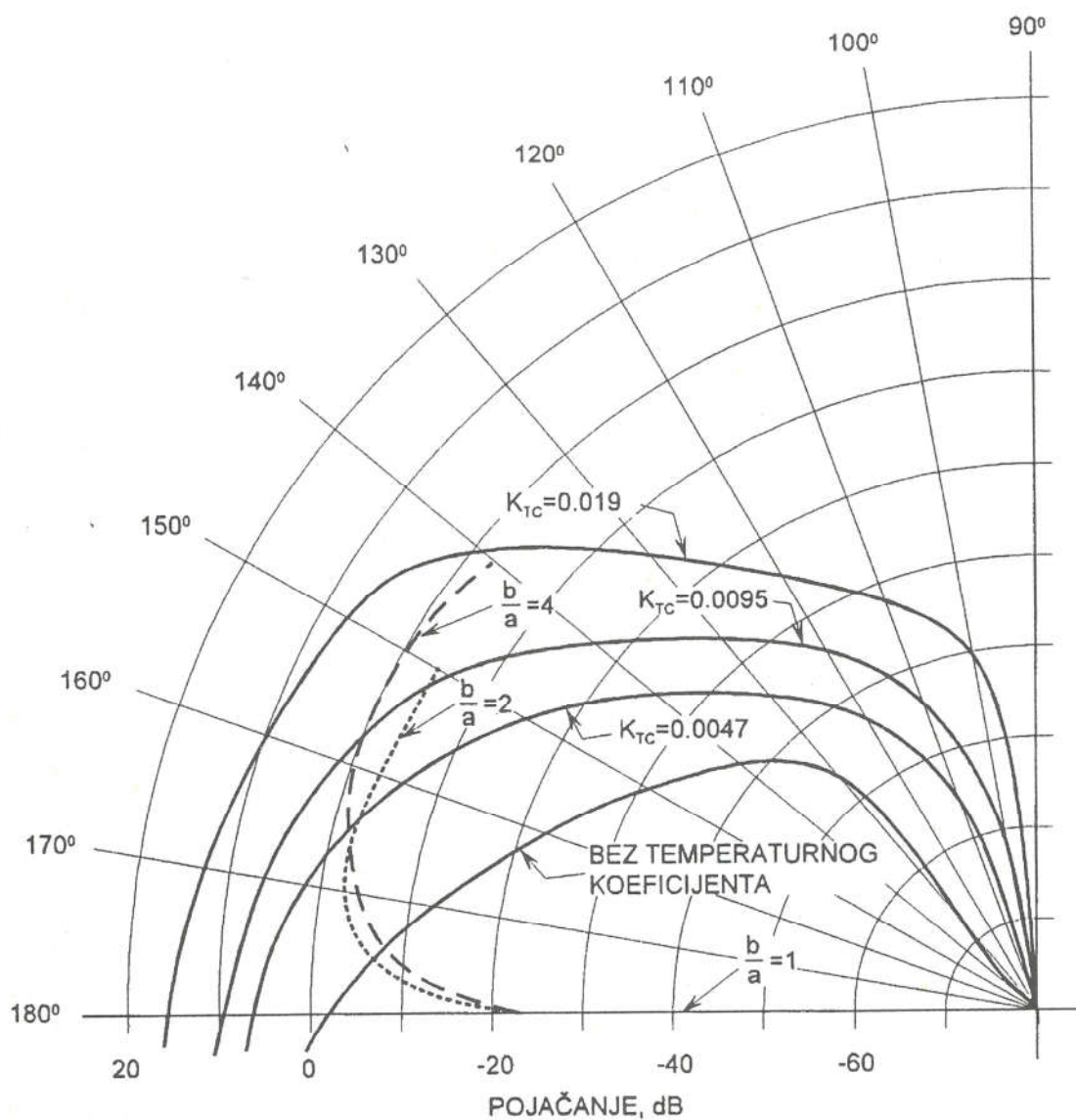
Slika 11.2.3. Ulazni i izlazni signal kontaktnog pojačala

Za analizu su zanimljivi odnosi $\frac{b}{a}$, $\frac{v}{b}$, $\frac{|x|}{b}$. Prema slici 11.2.2. može se zaključiti:

- ako je $b = a$, izlaz v je u fazi s ulazom x
- ako je $\frac{b}{a} > 1$, postoji fazna razlika između x i v , vrijednost izlaza kasni za ulazom
- ako je $a = 0$, tada fazna razlika može biti 45° ako je $\frac{|x|}{b} = 1$
- ako je $\frac{|x|}{b} \gg 1$, fazna razlika se približava nuli.

Veličina osnovne komponente kvadratnog signala izlaza iz releja je funkcija od $\frac{b}{a}$ i $\frac{|x|}{b}$.

Pojačanje releja, tj. odnos izlaz/ulaz, pada ako amplituda ulaznog signala $|x|$ raste, a omjer v/b je faktor pojačanja releja. Prijenosna funkcija releja može se označiti kao



Slika 11.2.4. Polarni dijagram prijenosne funkcije reaktora i nelinearnog dijela prijenosne funkcije regulacijskog sustava

$\left(\frac{v}{b}\right) \cdot A_{b/a} \left(\frac{|x|}{b}\right)$. Funkcija naglo pada na nulu za $|x|/b = 1$ i nije definirana za sve vrijednosti $|x|/b < 1$ (nema prorade releja). Kako je već rečeno za $|x|/b = 1$, fazni dio prijenosne funkcije je 45° a za velike vrijednosti $|x|/b$ teži nuli. Funkcija je parametrizirana po parametru b/a koji je karakteristika releja.

Signal promjene reaktivnosti koja se unosi u reaktor je izlaz iz releja v . Motor je opisan članom kašnjenja prvog reda s prijenosnom funkcijom $1/(a+\tau s)$. Kako prijenosna funkcija motora ovisi samo o frekvenciji, može se povezati s prijenosnom funkcijom reaktora. Zahtijevana promjena reaktivnosti v bit će ulaz u kombiniranu prijenosnu funkciju reaktora i motora. Za prijenosnu funkciju reaktora uzet će se prije određena prijenosna funkcija reaktora kombinirana s utjecajem temperature.

Kada se kombiniraju svi frekventno ovisni dijelovi u regulacijskom krugu dobiva se krivulja $G(s)$ koja je invertirana i prikazana u polarnom dijagramu slika 11.2.4. Vidljivo je da većem temperaturnom koeficijentu reaktivnosti K_{TC} odgovara više otvorena krivulja G^{-1} . Ako na istom polarnom dijagramu ucrtamo i amplitudno ovisni dio prijenosne funkcije $A_{b/a}(|x|/b)$, vidi se da više otvorena krivulja G^{-1} znači manju mogućnost presjeka s amplitudnom krivuljom, dakle i veće područje stabilnosti.

Ako je faktor pojačanja $v/b = 1$ onda će prema slici 11.2.4. sustav oscilirati (presjecište amplitudne i frekvencijske krivulje) za sve vrijednosti K_{TC} , osim za vrijednost $K_{TC} = 0,019$ ali je i tada fazno osiguranje tako malo da se sustav u pogledu stabilnosti može smatrati nezadovoljavajućim. Ta se situacija može ispraviti reduciranjem v/b , pa se zbog sigurnosti taj omjer drži znatno manjim od jedinice.

Uobičajena vrijednost za V je u području 10^{-3} do 10^{-6} $\delta k/\text{sec}$, dok granica prorade releja b ovisi o točnosti kojom želimo održavati željenu razinu snage, b je mrtva zona (uobičajena vrijednost za b je od 0,05 do 0,1 $\left[\frac{n_0 - n}{n_0}\right]$). Dakle, odnos v/b kreće se u području 10^{-2} do 10^{-5} . Amplitudno i fazno osiguranje su određeni iskustvom. Tipične vrijednosti za amplitudno osiguranje je 8 dB, a za fazno 35° (postiže se faznom kompenzacijom), čime se trebaju zadovoljiti zahtjevi na stabilnost i odziv na promjene.

11.3. Programi regulacije NE

Proizvodnja snage u nuklearnoj elektrani mora se prilagoditi zahtjevima opterećenja elektroenergetskog sustava. Nuklearne elektrane tipično pokrivaju bazno opterećenje elektroenergetskog sustava. Razlog tome je prvenstveno financijski: visoki investicijski troškovi izgradnje, relativno mali troškovi goriva. S tog stajališta od nuklearne se elektrane zahtijeva da najveći dio vremena radi na nominalnoj snazi. S porastom udjela NE u instaliranim kapacitetima nekog elektroenergetskog sustava zahtijeva se i sposobnost rada s promjenljivom proizvodnjom snage. Regulacijski sustavi moraju omogućiti tu pogonsku fleksibilnost.

Nuklearna elektrana s lakovodnim reaktorom s vodom pod tlakom tipično može odgovoriti na ovakve promjene opterećenja:

- a) Spore promjene snage do brzine od max. 30% PN/h – obuhvaćaju dnevno-noćno cikliranje snage, redukcije snage radi zadovoljenja potrošnje tijekom tjedna i planirane obustave. Najizrazitiji predstavnik te grupe su dnevno-noćna cikliranja snage. Promjene se odvijaju u razinama, snage od 30% i 100%. Razmatrani

referentni ciklusi su i 3-6-3-12 i 6-18 (Westinghouse, Framatom) i 2-6-2-14 (Combustion Engineering), donja razina snage je 50% P_N . Ono što ograničava sposobnost cikliranja jesu velike i dugotrajne perturbacije aksijalne distribucije snage kontrolnim šipkama i ksenonom. Posljedica je lokalno povećanje linearne gustoće snage i pregrijavanje goriva.

- b) Brze promjene snage reda 5% P_N /min u području 15% do 100% snage. To svojstvo je posebno zanimljivo sa stajališta stabiliziranja mreže poslije ispada neke elektrane. Postizanje tog zahtjeva, traži koordiniran rad svih sredstava za nadzor i kontrolu reaktivnosti te odgovarajuće vođenje pogona.
- c) Skokovita promjena snage iznosi 10% P_N u području 15-90%. Takva je promjena vezana za nagle zahtjeve za snagom poslije propada frekvencije i važna je za dinamičku stabilnost mreže.
PWR je u stanju dati odziv na skokovitu promjenu na račun toplinske energije uskladištene u parogeneratoru i primarnom krugu. Učinak je potpomognut djelovanjem regulacije.
- d) Reguliranje opterećenja u području $\pm 10\%$ P_N oko nominalne razine snage s brzinom od 5% P_N /min. Omogućeno je praćenje fluktuacije opterećenja mreže.
- e) Odbacivanje tereta u iznosu od najmanje 50% P_N bez obustave reaktora. Zahtjev se odnosi na ispad turbine i jedna je od najvećih pogonskih promjena snage. Omogućen je brz povrat elektrane na snagu poslije prolaska poremećaja. Smanjenje snage ispod 20% P_N može se postići bez primjene turbinskog bajpasa.

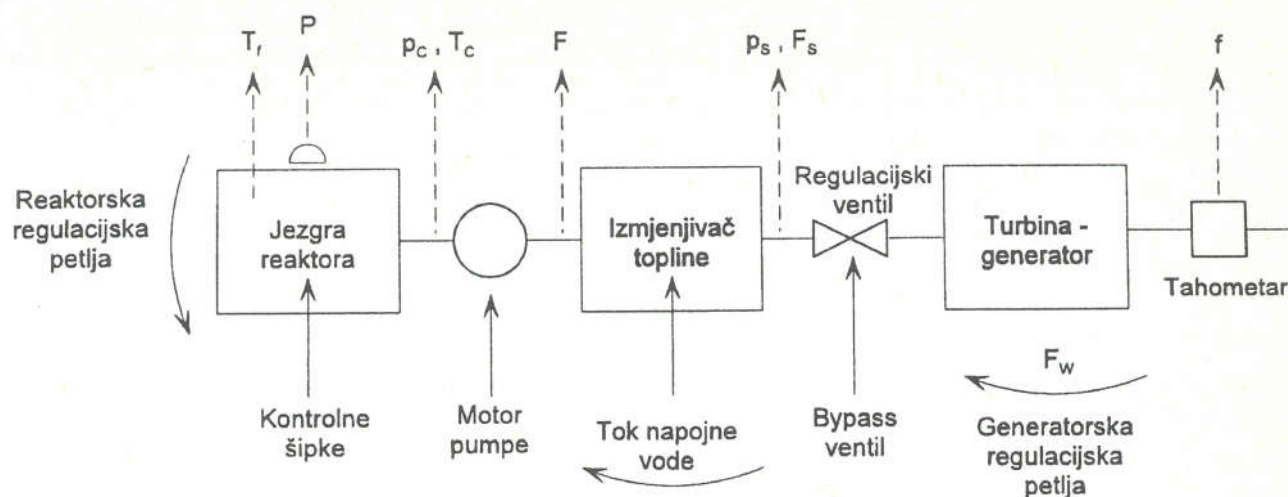
Neovisno o tome radi li nuklearna elektrana na konstantnoj snazi ili se ta snaga mijenja, uvjeti koji vladaju u jezgri reaktora moraju biti unutar projektnih parametara. Dva su dominantna tipa procesa prisutna u reaktoru: nuklearni procesi koji su određeni reaktivnošću jezgre i izvor su toplinske energije i procesi vezani za prijenos i izmjenu topline. Mogućnosti promjene snage nuklearnog reaktora ograničene su sigurnosnim razlozima: očuvanje integriteta goriva i košuljice. Dopušteno radno područje omeđeno je projektnim granicama:

- a) maksimalna linearna gustoća snage – mjera je termičkog opterećenja goriva,
- b) DNB omjer – pokazatelj učinkovitosti hlađenja,
- c) mehanička naprezanja košuljice.

Ako su projektne granice ugrožene, aktivira se zaštitni sustav reaktora. Pogonske promjene snage moraju se odvijati dovoljno daleko od tih granica i u tome je sadržan jedan način za postizanje tražene fleksibilnosti. Da projektne granice ne bi bile prevelike i tako nepotrebno snizile normalnu snagu kao i da se dodatno poveća pogonska fleksibilnost brine se sustav automatske regulacije.

Regulacijski sustav koji treba ispuniti opisane zahtjeve za promjenom snage u zadanim ograničenjima ima tri osnovna kruga: reaktorski, parogeneratorski i turbinski, slika 11.3.1. On dobiva informacije o procesu mjerenjem:

- a) snage reaktora i brzine promjene snage (neutronska mjerenja ili kombinirana termohidraulička mjerenja),
- b) temperature, tlaka i protoka u primarnom krugu,
- c) sekundarnog tlaka, razine vode u parogeneratoru, tlaka u pojedinim stupnjevima turbine,
- d) brzine vrtnje turbogeneratora.



Slika 11.3.1. Regulacijski sustavi nuklearne elektrane

Izvršne akcije regulacijskog sustava mogu biti ostvarene sredstvima za kontroliranu promjenu reaktivnosti i promjenu protoka primarnih pumpi te, u sekundarnom krugu, primjenom promjene otvora turbinskog ventila (protok pare) i protoka pojne vode.

Regulacijski sustav mora biti sposoban reagirati na promjene opterećenja u području 20-100% pune snage s odzivom reda sekunda i minuta. Na nižoj snazi i za bitno sporije promjene uobičajeno je primjenjivati ručnu regulaciju i postupke.

Automatska regulacija reaktora potrebna je da bi reaktor pratio zahtjev za proizvodnju snage u okviru projektnih parametara jezgre reaktora. Regulacija snage reaktora provodi se preko regulacije reaktivnosti.

Nekoliko je zahtjeva za regulaciju reaktivnosti. Potrebno je raspolagati s dovoljno velikom marginom negativne reaktivnosti koja osigurava zaustavljanje procesa fisije u vremenu određenom zahtjevima sigurnosti reaktora za sve očekivane režime rada reaktora. U slučajevima gubitka reaktivnosti, na primjer zbog zagrijavanja hladioca reaktora za vrijeme dizanja na snagu, zbog zatrovanja ksenonom ili zbog izgaranja goriva, potrebno je to kompenzirati dodavanjem reaktivnosti reaktoru. Radi održanja referentne temperature rashladnog sredstva reaktora u raznim režimima rada reaktora ili radi postizanja i održavanja tražene snage reaktora potrebno je omogućiti neposrednu regulaciju reaktivnosti.

Kod termičkih reaktora regulacija reaktivnosti provodi se dodavanjem ili oduzimanjem neutronske materije kao što su kadmijum, bor, hafnijum koji kod tih energija neutrona imaju velik udarni presjek apsorpcije neutrona. Od tih se materijala sastoje regulacijske šipke reaktora koje se mehanički unose u reaktor. Drugi način unošenja neutronske materije u reaktor je njihovim otapanjem u vodi odnosno u rashladnom sredstvu reaktora. Posebni procesni sustavi u nuklearnoj elektrani na zahtjev regulacije dodaju ili oduzimaju bor u rashladno sredstvo reaktora. Prednost tog načina regulacije neutronske materije je ravnomjerna raspodjela u jezgri reaktora, međutim, mana je relativno spor odziv. Naprotiv, regulacijske šipke omogućavaju brzu promjenu reaktivnosti, ali narušavaju aksijalnu raspodjelu snage.

Način povezivanja pojedinih regulacijskih sustava u regulacijskom sustavu NE ovisi o izabranom programu regulacije. U normalnom radu nuklearne elektrane reaktor odgovara na promjene snage turbine (mreže) inherentnim povratnim vezama i dopunskim kontrolnim akcijama koje utječu na reaktivnost. Izbor ovisnosti veličina stanja u sustavu,

tzv. radni program, određuje ovisnost temperature primarnog fluida i sekundarne pare o proizvedenoj snazi, čime su opisani uvjeti rada za razna opterećenja do uključivo punog. Osnovne mogućnosti izbora su program s konstantnom srednjom temperaturom hladioca (pogodno za reaktor) ili s konstantnim sekundarnim tlakom (pogodno za turbinu). Stvarni program je obično kompromis.

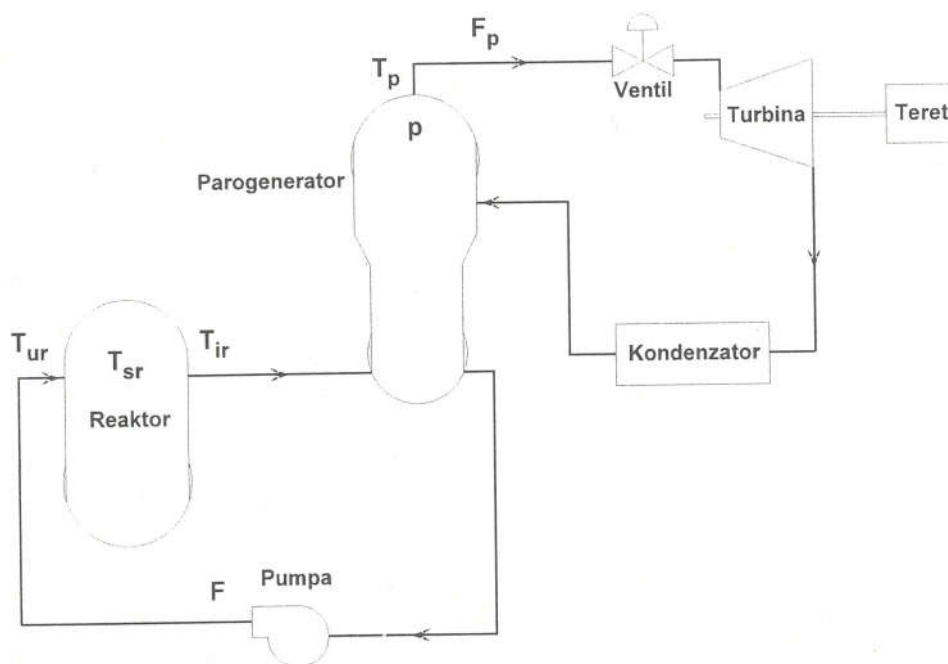
Na slici 11.3.2. prikazana je osnovna shema nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorom.

Nuklearna elektrana s tlakovodnim reaktorom može se podijeliti na dva osnovna kruga; primarni i sekundarni. Snaga proizvedena u reaktoru prenosi se preko rashladnog sredstva i parogeneratora na sekundarnu stranu i predaje turbini. Snaga prenesena na sekundarnu stranu razmjerna je razlici srednje temperature primarnoga rashladnog sredstva u parogeneratoru i temperaturi pare na sekundarnoj strani. Odnos se može izraziti kao:

$$P = K (T_{sr} - T_p) \quad (11.3.1.)$$

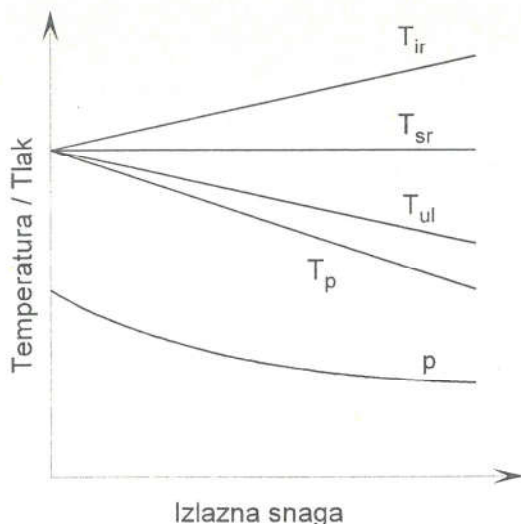
Vrijednost faktora proporcionalnosti K određena je koeficijentima prijelaza topline i aktivnom površinom za prijelaz topline. Koeficijenti prijelaza topline ovise o srednjoj brzini protoka rashladnog sredstva na primarnoj strani i sekundarnom tlaku. Koeficijent K ipak se u prvom približenju može smatrati konstantnim. T_{sr} je razmjerna proizvedenoj snazi, a T_p je temperatura zasićenja za dani sekundarni tlak.

Iz izraza 11.3.1. može se vidjeti da približavanjem izlazne snage nuli razlika između T_{sr} i T_p nestaje.

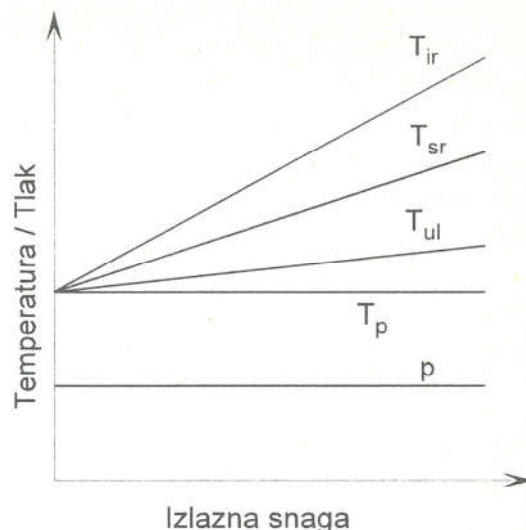


Slika 11.3.2. Osnovna shema nuklearne elektrane s reaktorom tipa PWR

- T_{ur} – temperatura rashladnog sredstva na ulazu reaktora
- T_{ir} – temperatura rashladnog sredstva na izlazu reaktora
- T_{sr} – srednja temperatura rashladnog sredstva u reaktoru
- F – protok primarnog rashladnog sredstva
- F_p – protok pare
- p – tlak pare
- T_p – temperatura pare



Slika 11.3.3. Promjene u temperaturama i tlaku kao funkcije izlazne snage za program konstantne T_{sr} sa stalnim protokom rashladnog sredstva



Slika 11.3.4. Promjene u temperaturama i tlaku kao funkcije izlazne snage za program konstantnog tlaka sa stalnim protokom rashladnog sredstva

Ako želimo zadržati konstantnu srednju temperaturu primarnog rashladnog sredstva pri promjeni proizvedene snage, temperatura pare mora se mijenjati.

Na osnovi takvog razmatranja mogu se napraviti osnovni programi upravljanja elektranom:

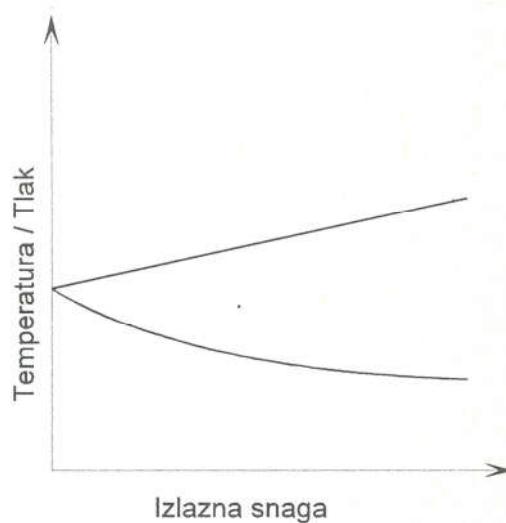
- program konstantne T_{sr}
- program konstantnog tlaka pare
- kompromisni programi
- upravljanje promjenom protoka primarnoga rashladnog sredstva.

U programu T_{sr} srednja temperatura primarnoga rashladnog sredstva je konstantna, bez obzira na promjene u izlaznoj snazi, slika 11.3.3.

Program konstante T_{sr} pogodan je sa stajališta reaktora jer znači najmanja termička naprezanja reaktora tijekom promjene snage, relativno mali tlačnik, a vrlo povoljno se odražava i na samoregulirajuća svojstva koeficijenata reaktivnosti.

Osnovni su nedostatak takvog programa velike promjene tlaka pare. Širok raspon tlaka zahtijeva veći i kompliciraniji parni dovodni i odvodni sustav, specijalne turbine, regulacijske ventile i napojne pumpe.

U programu konstantnog tlaka održava se konstantan tlak pare neovisno o promjeni tereta, što uzrokuje promjene u temperaturi primarnoga kruga. Takav tip programa pogodan je za sekundarni krug jer eliminira specijalne zahtjeve na turbinu, regulacijske ventile i napojne pumpe. Međutim, zbog velikih promjena T_{sr} do-



Slika 11.3.5. Promjene tlaka i temperature u kompromisnom programu rada nuklearne elektrane

lazi do znatnih promjena reaktivnosti i volumena rashladnog sredstva, a to zahtijeva povećanje volumena tlačnika i postavlja dodatne zahtjeve na njegove regulacijske sustave. Također prilikom prijelaza iz jednoga stacioniranog stanja u drugo, elektrana se mora suprotstavljati tendenciji negativnog temperaturnog koeficijenta moderatora da održi T_{sr} konstantnom. Također je potrebna i veća upotreba regulacijskih šipki. Slika 11.3.4. prikazuje promjene temperatura i tlaka kao funkcije izlazne snage u programu konstantnog tlaka.

U kompromisnom programu iskorišćuju se prednosti prvog i drugog programa vođenja elektrana, slika 11.3.5.

11.4. Regulacijski sustavi nuklearne elektrane

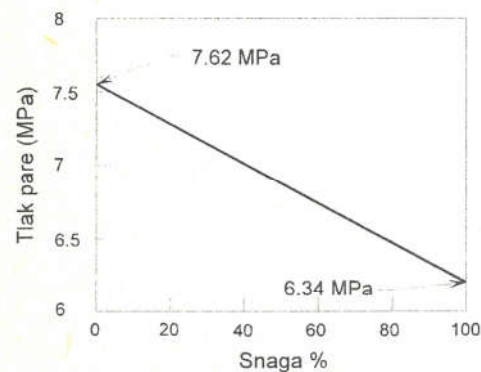
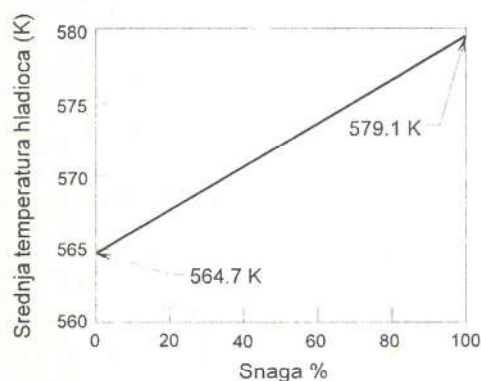
Regulacijski sustavi tlakovodnog reaktora

Negativni koeficijent reaktivnosti hladioca omogućuje samostabiliziranje reaktora i stabilan rad na bilo kojoj razini snage, uključujući punu.

Izabran je kompromisni regulacijski program u kojem srednja temperatura primarnog hladioca i sekundarni tlak linearno ovise o trenutnoj snazi (slika 11.4.1.). Regulacija reaktora provodi se preko regulacije srednje temperature hladioca.

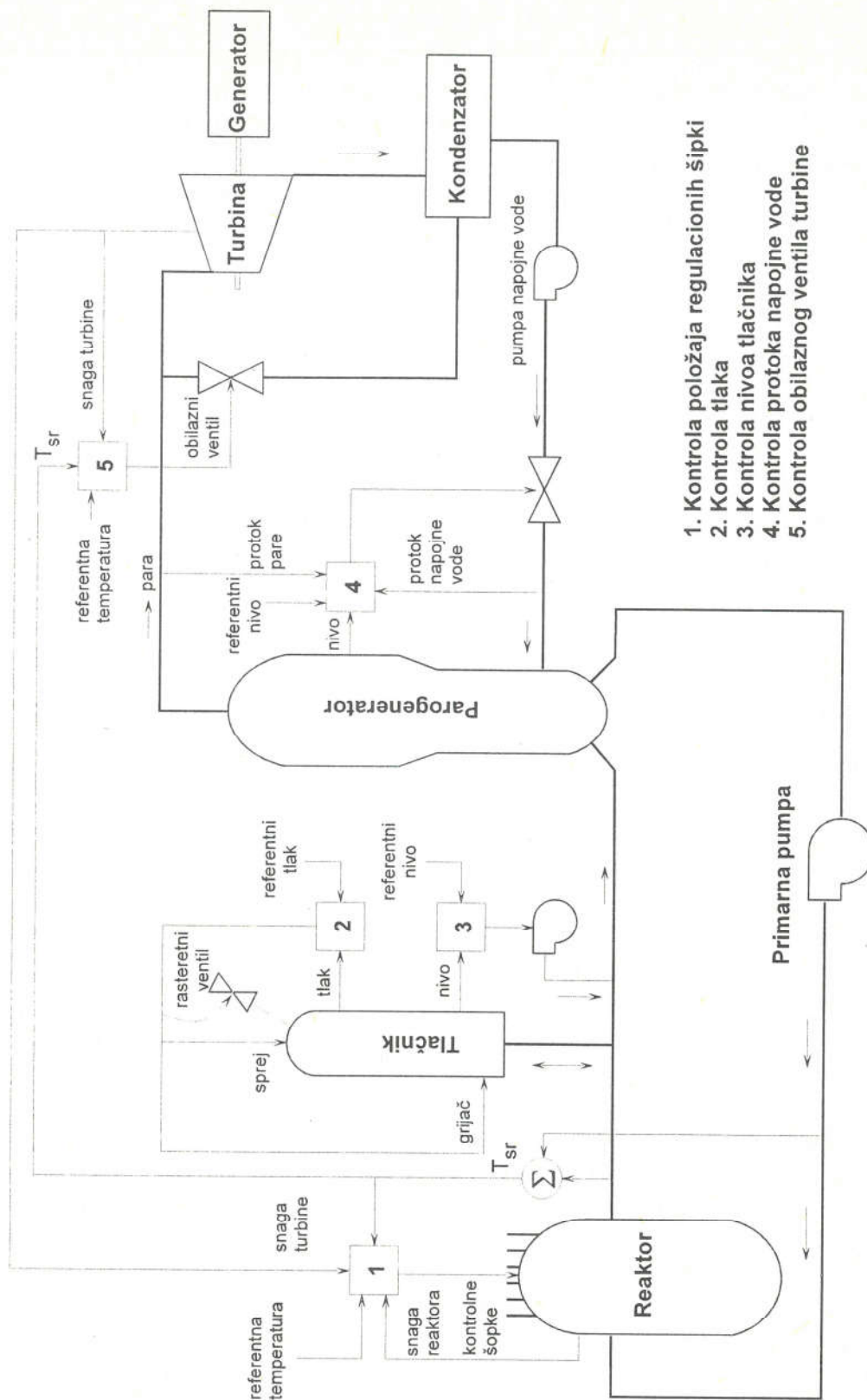
Regulacijski sustavi (slika 11.4.2.) koji trebaju omogućiti fleksibilan rad NE i promjene snage mogu se podijeliti na:

a) Regulacija sadržaja fluida. Sadržaj fluida u primarnom krugu podešava se promjenom omjera oduzimanja i dodavanja hladioca. Oduzimanje i dodavanje vrši se kontinuirano da se omogući održavanje potrebne čistoće, kemijskog sastava i sadržaja borne kiseline u primarnom hladiocu. Signal greške za taj regulacijski sustav je razlika razine vode u tlačniku i programirane razine koja je funkcija srednje temperature. Ta je vrijednost takva da omogućuje konstantnu masu hladioca na svim pogonskim temperaturama.



Slika 11.4.1. Tipični program upravljanja nuklearne elektrane s reaktorom tipa PWR

b) Regulacija temperature. Temperatura primarnog hladioca regulira se promjenom položaja regulacijskih šipki. Signal greške za sustav za pozicioniranje šipki je odstupanje mjerene T_{sr} od referentne vrijednosti (funkcija snage turbine). Odziv je ubrzan signalom razlike snage reaktora i turbine. Za vrijeme brzih promjena snage (ispad turbine) djelovanje tog regulacijskog sustava nadomješteno je kontroliranom primjenom turbinskog bajpasa. Na taj način osigurano je približno konstantno opterećenje reaktora sve dok regulacijski kontrolni sustav ne počne smanjivati snagu. Temperatura pare na sekundarnoj strani regulirana je samo indirektno, u ovisnosti o tlaku pare (funkcija, opterećenja turbine) i srednje temperature hladioca. Parni ciklus je zasićen pa je ovisnost $T = f(p)$ jednoznačno definirana.



Slika 11.4.2. Regulacijski sustavi nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorom

- c) Regulacija tlaka. Tlak se u primarnom sustavu regulira sprejnim sustavom i grijačima u tlačniku. Tlak se održava konstantnim neovisno o snazi reaktora. Tlak pare u parogeneratoru regulira se samo indirektno. On je funkcija opterećenja turbine i T_{sr} .

- d) Regulacija snage. Regulacijski sustav turbogeneratorskog sustava koji direktno reagira na promjene opterećenja mreže određuje razinu snage reaktora. Promjena snage turbine reflektira se na reaktor kao promjena T_{sr} , što preko regulacije regulacijskim šipkama izaziva uravnoteženje proizvodnje i odvođenja snage.
- e) Regulacija distribucije snage. Ograničena je na aksijalni smjer. Postiže se promjenom pozicije kontrolnih šipki. Pomak je izazvan promjenom koncentracije bora. Regulacijska akcija je izvedena kao kombinacija ručne regulacije dodavanja bora i šipki pod automatskom kontrolom.

Zbog specifičnosti izvedbe nešto će više biti govora o regulaciji snage i distribucije snage.

Regulacija reaktivnosti i snage reaktora

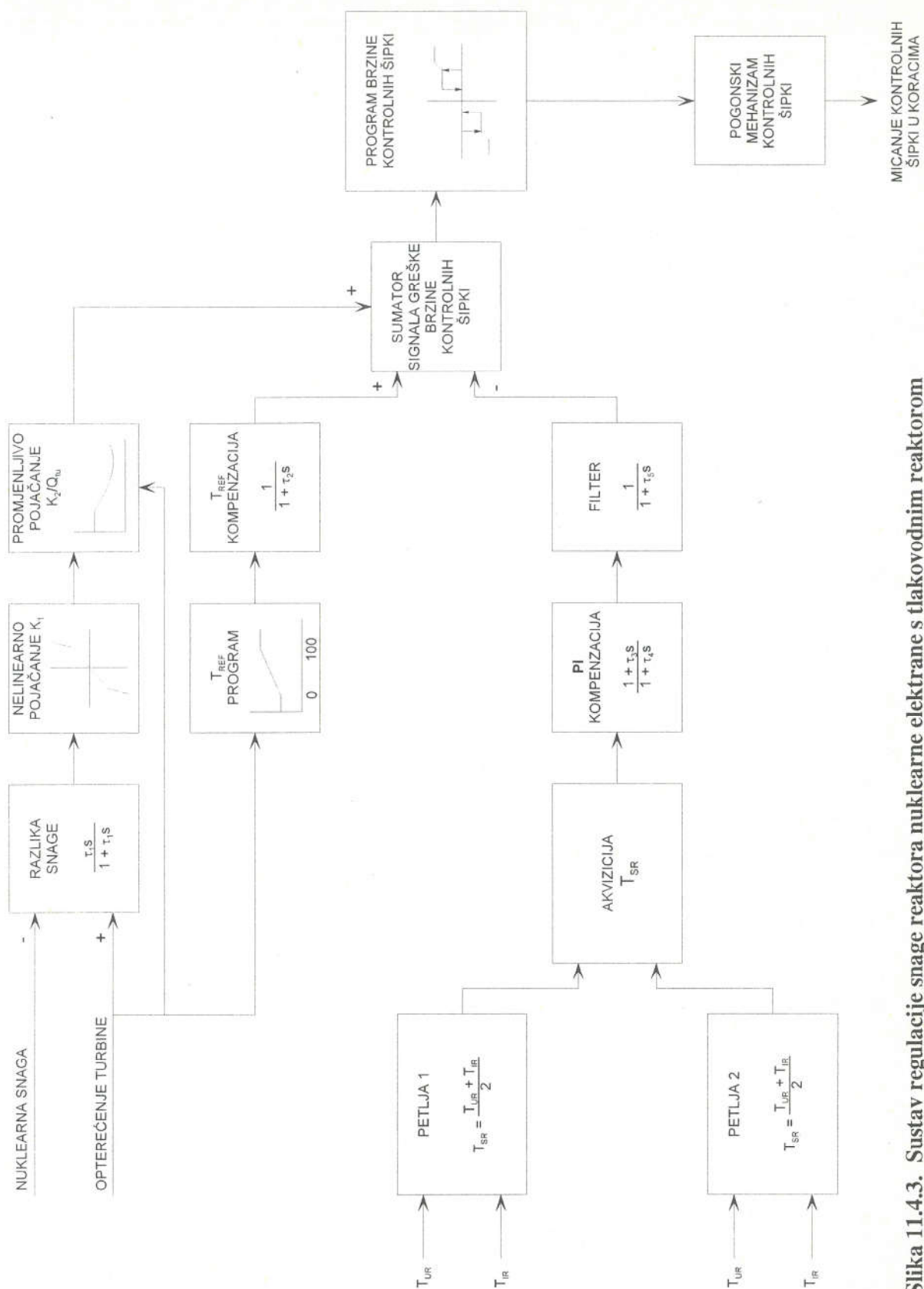
U tlakovodnim reaktorima proizvođača Westinghouse regulacija reaktivnosti provodi se na tri različita načina:

1. Regulacijske šipke – omogućuju brzu promjenu reaktivnosti, ali narušavaju aksijalnu raspodjelu snage pa im je primjena ograničena zahtjevima sigurnog pogona reaktora.
2. Promjena koncentracije bora – karakterističan je relativno spor odziv (osobito na zahtjev povećanja reaktivnosti) i promjene reaktivnosti koje su približno uniformno raspoređene po volumenu reaktora.
3. Promjena srednje temperature moderatora – relativno brz odziv uz mala aksijalna izobličenja.

Regulacija snage izvedena je tako da: 1. zahtjev za promjenu snage dolazi na turbinski regulacijski ventil, 2. regulacijski krugovi reaktora, slika 11.4.3., reguliraju proizvodnju snage preko a) kanala razlike snage – gruba regulacija (postavna vrijednost je rezultat mjerenja snage turbine koja se uspoređuje s trenutnom izmjerenom snagom reaktora) i b) kanala srednje temperature – fina regulacija (postavna vrijednost temperature je izvedena iz snage turbine, a trenutna je dobivena kao srednja vrijednost mjerenja u toploj i hladnoj grani).

Regulacija reaktivnosti se provodi preko regulacije temperature primarnog hladioca. To je moguće zbog velike međusobne povezanosti snage, temperature i reaktivnosti. Tako npr. porast snage turbine zbog povećanog protoka pare snižava temperaturu sekundarne strane parogeneratorskog sustava, što povećava oduzimanje topline iz primarnoga kruga i snižava temperaturu. Snižanjem temperature hladioca u primarnom krugu raste reaktivnost reaktora, a time i snaga. Veza vrijedi i u drugom smjeru, tako da bilo kakva promjena reaktivnosti mijenjajući snagu mijenja i temperaturu hladioca. Kao što je već opisano, u reaktoru se održava konstantna srednja temperatura primarnog hladioca s referentnom vrijednošću izvedenom iz snage turbine (zahtijevana snaga). Ta se temperatura održava automatskim micanjem regulacijskih šipki. Izborom širine pojasa osjetljivosti pri regulaciji temperature dajemo prednost korištenju regulacijskih šipki ili temperature za regulaciju reaktivnosti. Uski pojas znači da šipke reagiraju na mala odstupanja temperature održavajući reaktivnost. Širi pojas dopušta promjenu temperature koja sama mijenja reaktivnost dok se ne prijeđe prag osjetljivosti kada djeluju regulacijske šipke. Za brza dizanja snage moguća su i planirana odstupanja od programa $T_{sr\text{ konst}}$.

Za regulaciju aksijalne distribucije snage ne postoji automatski regulacijski sustav. Regulacija se provodi indirektno, ručnim podešavanjem koncentracije borne kiseline.



Slika 11.4.3. Sustav regulacije snage reaktora nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorom

Iskorištena je situacija što su regulacijske šipke pod automatskom regulacijom i održavaju programiranu srednju temperaturu hladioca.

Svaka korekcija u koncentraciji bora, preko promjene reaktivnosti mijenja i srednju temperaturu hladioca, što izaziva pomak regulacijskih šipki radi održavanja postavne vrijednosti T_{sr} . Deboriranje znači uranjanje šipki, boriranje znači izvlačenje.

Kao strategija se primjenjuje osnovna zamisao da se redistribucija ksenona i odgovarajuća izobličenja u snazi mogu spriječiti održavanjem aksijalnog pomaka snage što bliže ravnotežnoj vrijednosti.

Aksijalni pomak snage je odnos razlike snage generirane u gornjoj i donjoj polovici jezgre i ukupne generirane snage. Ravnotežna vrijednost je vrijednost koja odgovara radu reaktora u stacionarnom stanju s izvučenim kontrolnim šipkama i bez ksenonskih tranzijenata.

Reference uz 11. poglavlje

1. D. L. Hetrick, Dynamics of Nuclear Reactors, University of Chicago Press, 1993.
2. N. Čavlina, D. Grgić, Rad NE u uvjetima promjene opterećenja, XVI Savjetovanje CIGRE, 1983.
3. N. P. Mueller, Response of PWR's to Network Power Generation Demands, Vol PAS-101, No. 10, 1982.
4. Milton Ash, Nuclear Reactor Kinetics, Mc Graw-Hill New York, 1979.
5. J. Lewins, Nuclear Reactor Kinetics and Control, Pergamon Press, 1978.
6. M. A. Schultz, Control of Nuclear Reactors and Power Plants, Mc Graw-Hill New York, 1955.

12. Napajanje nuklearne elektrane električnom energijom

12.1. Veza elektrane s vanjskom električnom mrežom

Veza nuklearne elektrane s električnom mrežom i napajanje njezinih internih trošila električnom energijom od bitnog je značenja, ne samo za ispunjenje funkcije elektrane kao energetskeg objekta nego i za sigurnost njezina pogona.

Tehnička rješenja priključka nuklearne elektrane na vanjsku mrežu i napajanja internih trošila variraju ponešto od elektrane do elektrane. Međutim, bez obzira na to, principi napajanja internih trošila kod svih su nuklearnih elektrana u osnovi slični. Iduće razmatranje temeljiti ćemo na primjeru nuklearne elektrane Krško, imajući na umu da prikazana tehnička rješenja imaju i širi značaj.

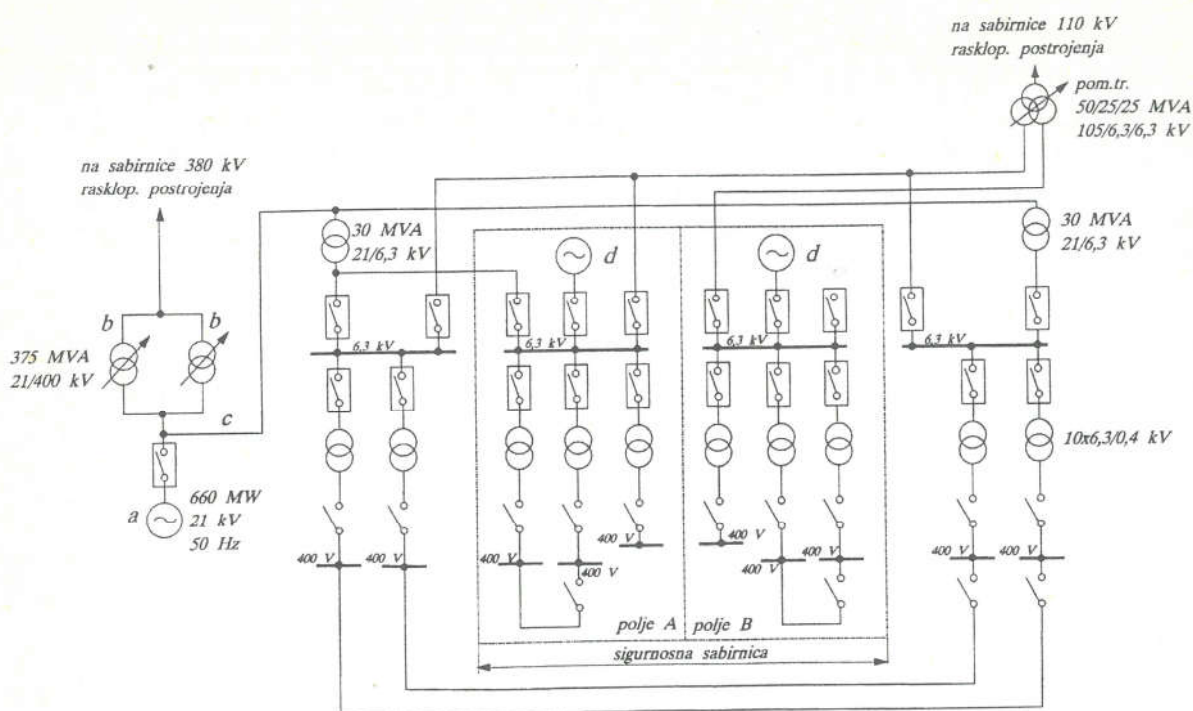
Zbog velike izlazne snage generator u nuklearnoj elektrani je preko transformatora priključen obično na rasklopno postrojenje najvišeg napona. Kod NE Krško to je rasklopno postrojenje napona 380 kV. Zbog sigurnosti plasmana električne energije u električnu mrežu, a i zbog sigurnosti napajanja elektrane iz te mreže, poželjno je da se rasklopno postrojenje nalazi u čvorištu visokonaponske mreže, tj. da je na njega priključeno više visokonaponskih dalekovoda. Kod NE Krško su na rasklopno postrojenje s dvostrukim sabirnicama priključena tri 380 kV dalekovoda, dva prema Zagrebu i jedan prema Mariboru. Četvrti dalekovod izgraditi će se prema Ljubljani.

Radi sigurnosti napajanja internih trošila nuklearne elektrane propisi zahtijevaju njezin priključak na dva neovisna vanjska izvora električne energije. Kod NE Krško to je riješeno priključkom elektrane 110 kV vodom na TE Brestanicu. Njezin plinski agregat snage 30 MW, stavlja se pri raspadu visokonaponske mreže, neovisno o njoj, u pogon i u roku od 10 minuta dobavlja električnu energiju nuklearnoj elektrani.

12.2. Napajanje internih trošila nuklearne elektrane

Bitno pojednostavljena shema veza nuklearne elektrane s vanjskom mrežom kao i shema napajanja internih trošila nuklearne elektrane Krško dana je slikom 12.2.1.

Iz slike vidimo da se električna snaga generatora od 660 MW dobiva na naponu 21 kV. Sva se interna trošila u nuklearnoj elektrani napajaju s tri razine izmjeničnog napona: 6,3 kV, 400 V i 120 V te istosmjernim naponom 125 V. Dio postrojenja koji se odnosi na napajanje internih trošila na najnižoj naponskoj razini (120V odnosno 125 V) nije prikazan.



Slika 12.2.1. Osnovna električna shema nuklearne elektrane Krško

Opći princip za projektiranje sustava napajanja internih trošila električne energije u nuklearnoj elektrani je dijeljenje internog rasklopnog postrojenja u nuklearnoj elektrani na dva dijela: Postrojenje sigurnosne klase i postrojenje izvan sigurnosne klase. Na postrojenje sigurnosne klase priključena su trošila bitna za očuvanje nuklearne sigurnosti, tj. za očuvanje jezgre reaktora od pregrijavanja i za očuvanje okoliša od ispuštanja radioaktivnih tvari. Postrojenje za napajanje internih trošila sigurnosne klase kao i postrojenje izvan sigurnosne klase sadrže iste naponske razine.

Razmotrit ćemo redom rješenja za napajanje internih trošila na tim naponskim razinama.

Napajanje internih trošila na naponu 6,3 kV

Sabirnice na naponu 6,3 kV napajaju se iz:

- dva transformatora 30 kVA 21/6,3 KV. Transformatori su kruto priključeni na generatorske sabirnice. Mogu se napajati iz generatora nuklearne elektrane ili, kada je generator izvan pogona i sklopkom izoliran iz visokonaponske mreže, iz vanjske mreže preko glavnih transformatora 400/21 kV. (Elektrana ima tehničku mogućnost da, uz izvjesna ograničenja, zadrži generator u pogonu u slučaju ispada vanjske mreže i nastavi s opskrbljivanjem internih trošila.);
- tronamotajnim transformatorom 50/25/25 MVA 110/6,3 kV. Transformator je priključen na drugi izvor vanjskog napajanja nuklearne elektrane (plinski agregat u TE Brestanica).

Prema slici 12.2.1. elektrana sadrži četiri sabirnice na naponu 6,3 kV. Dvije od njih su sigurnosne klase. Na te je sabirnice, osim napajanja iz opisanih izvora predviđeno napajanje i iz dva dizel-agregata snage 3,5 kW. Svaki je priključen na jednu sigurnosnu sabirnicu i dovoljan za pokrivanje potreba najvažnijih internih trošila sigurnosne klase. Oba dizel-

-agregata startaju automatski kada nestane napon na sigurnosnim sabirnicama. Jedan od njih u roku od 10 sekundi nakon starta počinje po određenom programu preuzimati napajanje trošila priključenih na sigurnosne sabirnice, a drugi služi prvome kao rotirajuća rezerva.

Već je prije navedeno da napajanje nuklearne elektrane iz vanjske mreže mora biti moguće iz dva neovisna izvora. Na osnovi rečenog slijedi da je opskrbljivanje sigurnosnih sabirnica osigurano s tri neovisna izvora napajanja električnom energijom.

Na sigurnosne sabirnice 6,3 kV priključeni su motori većih snaga u sustavima bitnim za sigurnost. Tu ulaze motori pumpi za zaštitno hlađenje jezgre, za visokotlačno injektiranje, za hlađenje nuklearnih komponenata, zatim pumpi pomoćne napojne vode parogeneratora i bitne rashladne vode.

Svi sustavi bitni za sigurnost imaju višestruke komponente od kojih svaka može udovoljiti traženoj funkciji. Jedan od motora svake vrste pumpi i drugih trošila važnih za sigurnost napaja se iz jedne sigurnosne sabirnice, a drugi iz druge neovisne sigurnosne sabirnice. Time je osigurana funkcija sigurnosnih sustava i u slučaju gubitka napajanja iz jedne od sigurnosnih sabirnica. Pri projektiranju treba paziti na neovisnost napajanja sabirnica i trošila fizičkim odvajanjem energetske i signalne kabele.

Na dvostruke sabirnice 6,3 kV koje nisu sigurnosne klase priključeni su motori najvećih pumpi u nuklearnoj elektrani. Ovamo između ostalih pripadaju motori cirkulacijskih pumpi hladila reaktora, napojnih pumpi parogeneratora, pumpi za rashladnu vodu kondenzatora i pumpi kondenzata. Ispad bilo koje od navedenih pumpi iz pogona nije presudan za sigurnost nuklearne elektrane, a njihova je snaga prevelika za napajanje iz dizel agregata. I kod tih je sabirnica poštovan princip napajanja istovrsnih motora (za svaku od navedenih namjena postoje dvije ili tri jednake pumpe) iz različitih sabirnica uz poštivanje principa fizičke separacije kabela koji napajaju te motore.

Interna trošila u nuklearnoj elektrani na niskom naponu (400 V i 120 V)

Interna trošila u nuklearnoj elektrani manjih snaga (nižim od 250 kW) napajaju se iz sabirnica napona 400 V. Te se sabirnice, kao i sabirnice 6,3 kV, dijele na sabirnice sigurnosne klase i izvansigurnosne klase.

Kao što se može razabrati iz slike 12.2.1., sabirnice sigurnosne klase na naponu 400 V dijele se na dva polja, od kojih svako ima po tri sekcije. Svaka sekcija napajana je posebnim transformatorom 6300/400 V iz sigurnosnih sabirnica 6,3 kV. Ispad jednog transformatora može se za veći dio trošila priključenih na sigurnosne sabirnice 400 V kompenzirati premošćenjem putem spojnog polja.

Sabirnice 400 V koje nisu u sigurnosnoj klasi također se dijele na dva polja, od kojih svako ima po dvije sabirnice. Svaka od njih je napajana posebnim transformatorom iz sabirnica 6,3 kV.

Na sigurnosne sabirnice 400 V priključeni su manji motori i druga trošila koja omogućavaju rad ili podržavaju (kroz hlađenje ili ventilaciju) rad sustava o kojima ovisi nuklearna sigurnost. Tako su primjerice na te sabirnice priključeni motori sustava za odvod ostatne topline, za generatore impulsa za pogon regulacijskih i zaustavnih šipki, grijača tlačnika (priključeni su na sekciju sigurnosnih sabirnica bez spojnog polja), motori kompresora za komprimirani zrak potrebnog za pogon ventila sustava bitnih za sigurnost, zatim motori rashladnih uređaja i ventilatora u prostorijama koje sadrže opremu i osjetljivu instrumentaciju, motori protupožarnih pumpi itd.

Na 400 V sabirnice koje nisu sigurnosne klase priključeni su motori sekundarnog postrojenja i sustava koji nisu neophodni za sigurnost.

Instrumentacija i uređaji zaštitnog sustava reaktora napajaju se iz sabirnica napona 120 V. Radi se o dva polja sa po dvije sabirnice u svakom.

Svaka se od sabirnica 120 V može napajati iz dva izvora električne energije:

- prvi izvor je transformator 400/120 V priključen na sigurnosnu sabirnicu 400 V,
- drugi izvor energije je pretvarač napona (inverter), koji istosmjerni napon akumulatorske baterije 125 V pretvara u izmjenični napon 120 V.

U nuklearnoj elektrani instalirane su dvije akumulatorske baterije, od kojih svaka može više sati opskrbljivati trošila priključena na sabirnice 120 V. Baterije se stalno pune ispravljačem priključenim preko transformatora 400/120 V na sigurnosne sabirnice 400 V.

Budući da je pretvarač napona neovisan generator izmjeničnog napona, ne smije se priključiti na sabirnice 120 V kada su one napajane iz transformatora 400/120 V (takva je mogućnost spriječena mehaničkom blokadom).

12.3. Sigurnost nuklearne elektrane pri gubitku svih izmjeničnih napona

Iako je, prema prije navedenom, opskrbljivanje sigurnosnih sabirnica električnom energijom moguće s tri izvora napajanja (odnosno s četiri, ako računamo i vlastiti generator), u sigurnosnim analizama ipak se računa s posljedicama gubitka svih izvora napajanja sigurnosnih sabirnica. Pri tome se pretpostavlja da je napon interne akumulatorske baterije, a time i napon potreban za napajanje nuklearne instrumentacije, raspoloživ.

Analiza pokazuje da je kod tlakovodnih reaktora kritičan događaj koji može oštetiti reaktorsku jezgru nakon gubitka napajanja sigurnosnih sabirnica gubitak mase rashladnog fluida u primarnom krugu. Gubitak rashladnog fluida nastaje zbog degradacije brtvi primarnih pumpi koje se griju zbog pomanjkanja hlađenja tih brtvi visokotlačnim ubrizgavanjem vode. Visokotlačno ubrizgavanje prestaje s gubitkom napona za napajanje motora visokotlačnih motora za zaštitno hlađenje jezgre reaktora.

Analize pokazuju da nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorom mogu, bez opasnosti od oštećenja jezgre zbog gubitka rashladnog fluida reaktora, izdržati bez napona na sigurnosnim sabirnicama 6,3 kV i 400 V najmanje 4 sata. To vrijeme ovisi i o kapacitetu akumulatorskih baterija, koje preko invertora napajaju nuklearnu instrumentaciju i električne uređaje reaktorskog zaštitnog sustava.

Vjerojatnost oštećenja jezgre reaktora zbog gubitka napajanja električnom energijom može se bitno smanjiti instaliranjem dodatnog električnog agregata, iz kojeg se napaja motor visokotlačne pumpe za ubrizgavanje rashladnog fluida koji hladi brtve primarnih pumpi i ispravljači za punjenje akumulatorskih baterija.

U projektima nuklearnih elektrana s usavršenim tlakovodnim reaktorima, a i u nekim sa "standardnim" reaktorima tog tipa, takva su rješenja već predviđena ili ostvarena.

Reference uz 12. poglavlje

1. NPP Krško, Final Safety Analysis Report, 1981.
2. George Mashe, Systems Summary of a Westinghouse Pressurized Water Reactor Nuclear Power Plant, Westinghouse PSD, 1971.
3. Code of Federal Regulations 10 CFR50 APP A, General Design Criteria, AEC, 1971.
4. D. Feretić, Nuklearne elektrane, Liber, Zagreb, 1984.

13. Radioaktivni otpad

13.1. Karakteristike i podjela radioaktivnog otpada

Radioaktivni otpad iz postrojenja nuklearne energetike sačinjavaju sve radioaktivne otpadne tvari koji nastaju u procesima nuklearnog gorivnog ciklusa i tijekom pogona nuklearnih elektrana.

Radioaktivni otpad se prema Zakonu o zaštiti od ionizirajućeg zračenja (Narodne novine 53/91) dijeli u tri osnovne kategorije:

Niskoaktivni otpad, koji karakterizira niska specifična γ i β aktivnost (ispod 5×10^9 Bq/m³) i sa zanemarivim sadržajem aktinida (aktinidi su teški elementi, α emiteri, s rednim brojem većim od aktinija, tj. od rednog broja 89).

Srednjoaktivni otpad je onaj koji sadrži također samo γ i β emitere (sadržaj aktinida i u toj vrsti otpada je zanemariv), ali je specifična aktivnost veća nego kod niskoaktivnog otpada (do 5×10^{14} Bq/m³).

Visokoaktivni otpad karakteriziraju više specifične aktivnosti od navedenih i sadržaj aktinida.

Podjela radioaktivnog otpada na navedene kategorije nije suviše precizna. Za potrebe nuklearnog energetičara često je dovoljno razlikovati dvije kategorije radioaktivnog otpada:

- **Radioaktivni otpad koji potječe iz pogona nuklearnih elektrana**
Toj kategoriji pripada gore definirani niskoaktivni i srednjoaktivni otpad.
- **Radioaktivni otpad koji potječe iz postrojenja za preradu nuklearnog goriva**
Taj se radioaktivni otpad svrstava u kategoriju visoko-aktivnog otpada.

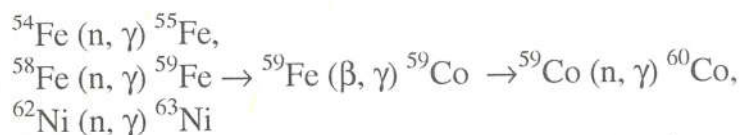
Jedna i druga kategorija radioaktivnog otpada traži primjenu drukčijih kriterija za pohranjivanje i za pripremu pohranjivanja.

13.2. Radioaktivni otpad koji nastaje tijekom pogona nuklearnih elektrana

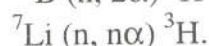
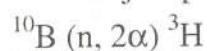
Nuklearne energetičare u užem smislu najviše zanimaju problemi vezani uz rukovanje radioaktivnim otpadom koji nastaje u pogonu nuklearnih elektrana. Taj radioaktivni otpad potječe iz dva osnovna izvora: aktivacije materijala u reaktoru i fisija.

Aktivacijski proizvodi

Aktivacijski proizvodi nastaju aktivacijom neaktivnih izotopa željeza, nikla, bora i litija (litij se dodaje rashladnom fluidu za regulaciju pH faktora) prolazom kroz jezgru reaktora. Izotopi željeza i nikla dospijevaju u rashladni fluid zbog korozije komponenata primarnog kruga. Najbitniji aktivacijski proizvodi ^{55}Fe , ^{60}Co , ^{63}Ni i ^3H nastaju u nuklearnim reakcijama:



Dio tricija u primarnom krugu nastaje u nuklearnim reakcijama,



Osim u navedenim nuklearnim reakcijama aktivacije znatan dio tricija nastaje i u trofragmentnim fisijama (fisije u kojima nastaju tri fisijska fragmenta).

Izvjersna količina tricija nastaje i u egzotermnoj reakciji zircalloya (materijal obloga gorivnih šipki) s vrućom parom.

Fizikalne karakteristike navedenih aktivacijskih proizvoda dane su u tablici 13.1.1.

Tablica 13.1.1. Fizikalne karakteristike aktivacijskih proizvoda

Radionuklid	Poluvrijeme raspada (god.)	Vrsta zračenja	Energija zračenja (MeV)
^3H	12,3	β	0,018
^{55}Fe	2,7	γ	0,006
^{60}Co	5,3	β γ	0,031 1,173 1,332
^{63}Ni	92,0	γ	0,087

Fisijski proizvodi

Dio fisijskih proizvoda dospijeva u rashladni krug reaktora zbog propuštanja obloga gorivnih šipki. Najveći doprinos radioaktivnosti ispuštenoj iz gorivnih šipki daju plemeniti plinovi, te tricij i cezij. Navest ćemo neke najbitnije podatke o otpadnim radioaktivnim plinovima i ceziju.

Otpadni radioaktivni plinovi

Među otpadnim radioaktivnim plinovima dominantnu ulogu imaju plemeniti plinovi, posebno izotop kriptona ^{85}Kr . Plinovi se kod tlakovodnih reaktora najvećim dijelom izdvajaju iz primarnog kruga u spremniku za kompenzaciju volumena primarnoga fluida (vidi poglavlje 3.). Radioaktivni plinovi se prije ispuštanja iz elektrane potiskuju u spremnike za odležavanje (u engleskoj terminologiji *decay tanks*). Aktivnost plinova nakon 60 dana odležavanja padne oko 100 puta.

Kod kipućih reaktora se radioaktivni plinovi izdvajaju pretežno u kondenzatoru turbine. Radi sprečavanja nekontroliranog ispusta većih količina radioaktivnih plinova u

okoliš (posebno ako su oštećene gorivne šipke) kod nuklearnih elektrana s tim tipom reaktora se plinovi izdvojeni iz kondenzatora propuštaju kroz specijalan sustav za njihovo kondicioniranje. Sustav shematski prikazan na slici 4.5.1. prilično je složen. Između ostalog sadrži posude za odležavanje, sustav za rekombinaciju praskavog plina, kolone s aktivnim ugljenom za apsorpciju plinova i rashladni uređaj za ukapljivanje kondenzata.

Cezij 137

Izotop cezija ^{137}Cs je fisijski proizvod koji daje najveći doprinos radioaktivnosti reaktorskog hladila. Kod NE Krško izotop ^{137}Cs pridonosi aktivnosti primarnog hladila otprilike s 40 %, izotop ^{60}Co otprilike s 30 %. Ostatak radioaktivnosti je uglavnom doprinos drugih aktivacijskih proizvoda i tricija. Poluvrijeme raspada ^{137}Cs je 30,1 godina. Emitira γ -zrake i β -čestice (γ 0,662 MeV, β 0,512 MeV).

Rukovanje radioaktivnim otpadom u nuklearnoj elektrani

Strategija rukovanja radioaktivnim otpadom u nuklearnoj elektrani svodi se u osnovi na sljedeće:

- isпуст iz elektrane količina radioaktivnih tvari u plinovitom i tekućem obliku do granice dopuštene propisima, poštujući pri tome ALARA princip ("*As Low As Reasonably Achievable*", tj. toliko malo koliko je to racionalno moguće postići),
- prerada preostalih radioaktivnih tvari u što koncentriraniji i što stabilniji oblik, poštujući pri tome dopuštene doze zračenja na površini spremnika koji te tvari sadržavaju.

U procesu rada nuklearne elektrane s lakovodnim reaktorom radioaktivne otpadne tvari nastaju u plinovitom i tekućem stanju.

Kruti radioaktivni otpaci ne nastaju neposredno u tehnološkom procesu rada nuklearne elektrane. Njih čine otpadni materijali i alati skupljenih tijekom održavanja aktivnog dijela postrojenja kao i radioaktivni materijali koncentrirani prilikom procesa prerade radioaktivnih tekućina (ionoizmjenjivačke smole, talozi isparivača, filteri tekućina) i čišćenja radioaktivnih plinova (filteri ventilacijskog sustava).

Najveći udio u volumenu krutog otpada u nuklearnoj elektrani s tlakovodnim reaktorom daju talozi isparivača (70-75 %), ali je najviša radioaktivnost sadržana u istrošenim ionoizmjenjivačkim smolama (na primjeru NEK, oko 71%), iako je udio njihovog volumena u volumenu krutog otpada tek oko 10%.

Zahtjev da radioaktivni otpad u nuklearnoj elektrani bude spremljen u što koncentriranijem i što stabilnijem obliku isključuje trajnije spremanje otpada u tekućem obliku. Sav se radioaktivni otpad, koji sadrže tekućine, sprema kao kruti otpad, koji sadrži koncentrirane radioaktivne tvari. Koncentracija se obavlja u ionoizmjenjivačkim smolama ili isparivanjem. U poglavlju 3.5. opisan je sustav za volumnu i kemijsku regulaciju reaktora koji sadrži i ionoizmjenjivačke smole za čišćenje vode iz primarnoga kruga. U tim se smolama koncentriraju fisijski i aktivacijski proizvodi, tako da pri izmjeni ionoizmjenjivačkih smola istrošenu smolu moramo tretirati kao radioaktivni otpad.

Vodu ispuštenu iz primarnoga rashladnog kruga (propuštanje prirubnica, drenaže, uzimanje uzoraka) karakterizira sadržaj tricija. Ta se voda obično reciklira u unutarnjem sustavu za preradu. Recikliranje se sastoji od isparivanja, uz povrat kondenzata u spremnik demineralizirane vode, dok se talog isparivača sprema kao kruti radioaktivni otpad.

Osim radioaktivne tekućine koja potječe iz primarnog rashladnog kruga tekući radioaktivni otpaci (iako mnogo manje) nastaju i prilikom dekontaminacije opreme i prostorija,

pranja kontaminirane odjeće. Ta se tekućina skuplja u spremnike i ne reciklira se već se na kontrolirani način ispušta u okoliš.

Prosječna količina otpadne radioaktivnosti nastale tijekom rada nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorima, po jedinici snage elektrane, iznosi:

- radioaktivnost sadržana u talozima isparivača i istrošenim ionoizmjenjivačkim smolama 1×10^{10} do 3×10^{10} (*) Bq/MWgod
- ostali kruti otpad oko $0,2 \times 10^{10}$ Bq/MWgod.

* viša vrijednost odnosi se na postrojenje s demineralizacijom sekundarnog kondenzata.

Primjedba: Prema podacima iz NE Krško u prvih deset godina pogona prosječna radioaktivnost proizvedenog krutog otpada je približno 9×10^9 Bq/MWgod.

Prosječan volumen krutog radioaktivnog otpada koji potječe iz pogona nuklearnih elektrana s tlakovodnim reaktorima iznosi 0,4-0,5 m³/MWgod.

Volumen otpada ovisi svakako o stupnju njegova kompaktiranja. (U NEK primjenom djelomičnog kompaktiranja krutog otpada u proteklom periodu je postignut prosjek od 0,426 m³ / MWgod).

Pod volumenom krutog radioaktivnog otpada podrazumijevamo volumen otpada pakiranog u obliku prikladnim za odlaganje. Kruti otpad normalno se sprema u bačve standardnih dimenzija (volumen standardne bačve je 205 litara) i propisane kvalitete s obzirom na otpornost prema vanjskim utjecajima.

Za elektranu s tlakovodnim reaktorom snage 630 MW (što odgovara NE Krško) trebalo bi, na temelju danih podataka, očekivati godišnji volumen niskoradioaktivnog i srednioradioaktivnog otpada između 252 do 315 m³, odnosno 1230 do 1540 bačava volumena 205 litara. Pretežni dio radioaktivnog otpada nastalog tijekom pogona nuklearne elektrane pripada (suglasno prije danoj definiciji) kategoriji srednjoaktivnog otpada. Tehnologija obrade pojedinih vrsta krutog radioaktivnog otpada prije spremanja u bačve je različita, ali se uglavnom svodi na sljedeće:

Talozi isparivača (koji čine najveći dio odlaganog krutog otpada) miješaju se prije ulaganja u bačve sa specijalnim cementom s kojim, nakon skrućenja, čine kompaktnu smjesu.

Istrošene ionoizmjenjivačke smole i filtri (to su radioaktivni otpaci s najvećom specifičnom radioaktivnošću, koja se u NE Krško kreće u granicama 1×10^{11} Bq/m³ do $1,5 \times 10^{11}$ Bq/m³) ulažu se u bačve u koje je s unutarnje strane ugrađen betonski biološki štit.

Kompresibilni otpad (kontaminirana odjeća, krpe, plastika i sl.) se smješta u metalne bačve koje dopuštaju naknadnu kompresiju.

Kriterij za punjenje bačava je maksimalna brzina ekspozicije na površini bačve. Prema sadašnjoj praksi i propisima, ona iznosi 2,16 mGy/h.

13.3. Visokoaktivni otpad

Visokoaktivni otpad najvećim dijelom nastaje u postrojenjima za preradu odzračenog nuklearnog goriva. Nuklearno gorivo se vadi iz lakovodnog nuklearnog nakon odgora od kojih 30 000 MWd/t. Gorivo nakon vađenja iz jezgre je veoma radioaktivno (radioaktivnost fisijskih proizvoda je predmet razmatranja u UNE pogl. 4.4), pa je obvezno izvjesno vrijeme, najmanje šest mjeseci, držati ga u elektrani u bazenu za odzračeno gorivo. U

praksi je to vrijeme mnogo duže, pa traje desetak ili više godina. Pri razmatranju radioaktivnosti odzračenog goriva možemo se ograničiti na razmatranje sumarne radioaktivnosti triju skupina radioaktivnih nuklida koji pripadaju u:

- fisijske proizvode
- aktivacijske proizvode
- aktinide.

Fisijski proizvodi uključuju nuklide koji su fisijski fragmenti ili koji potječu iz raspada fisijskih fragmenata.

Među aktivacijske proizvode pripadaju lakši radioaktivni nuklidi koji nastaju apsorpcijom neutrona. Nuklidi koji apsorbiraju neutrone mogu biti elementi koji potječu iz fisija ili koji su kao nečistoće prisutni u materijalu.

Aktinidi su, prema već spomenutoj definiciji, teški nuklidi s rednim brojem iznad 89.

Radioaktivnost nuklida u odzračenom gorivu koji ulaze u navedene tri kategorije, u funkciji vremena nakon vađenja iz jezgre, dana je u tablici 13.3.1.

Tablica 13.3.1. Radioaktivnost u odzračenom goriva tlakovodnog reaktora nakon odgora od 33 000 MWD/t – Radioaktivnost je izražena u $3,7 \times 10^{10}$ Bq (odnosno u Ci) po toni urana (metala) u gorivu

	Vrijeme nakon vađenja iz jezgre u godinama					
	10^0	10^1	10^2	10^3	10^4	10^5
	Radioaktivnost u $3,7 \times 10^{10}$ Bq					
fisijski proizvodi	$2,1 \times 10^6$	$3,0 \times 10^5$	$3,4 \times 10^4$	19,2	18,6	14,2
aktivacijski proizvodi	$1,9 \times 10^4$	$3,5 \times 10^3$	340	8,3	6,3	2,5
aktinidi + proizvodi raspada	$1,4 \times 10^5$	$8,4 \times 10^4$	$6,8 \times 10^3$	1700	444	39,0
ukupno	$2,3 \times 10^6$	$3,9 \times 10^5$	$4,1 \times 10^4$	1700	468	56

Iz tablice je vidljivo da u prvom razdoblju najveći doprinos ukupnoj radioaktivnosti odzračenog goriva daju fisijski proizvodi (u prvoj godini 91%, a u stotoj 83%). Dominantni izotopi među fisijskim proizvodima u periodu 30 do 500 godina su ^{90}Sr i ^{137}Cs , a u periodu 500 do milijun godina izotop tehnicija ^{99}Tc . U dužem razdoblju nakon ozračivanja raste utjecaj aktinida. U stotoj godini oni pridonose ukupnoj radioaktivnosti odzračenog goriva s kojih 17 %, da bi u tisućoj godini taj doprinos narastao na gotovo 100 %. Najveći doprinos aktivnosti aktinida u periodu njihova dominantnog doprinosa radioaktivnosti odzračenog goriva daju izotopi plutonija ^{239}Pu , ^{240}Pu , i izotop americija ^{241}Am .

Odstranjivanjem odnosno neutralizacijom aktinida iz visokoaktivnog otpada odzračenog goriva (za što se danas vrše intenzivni istraživački naponi) znatno bi se skratilo vrijeme raspada tog otpada (nakon nekoliko stotina godina bi radioaktivnost postala zanemariva).

Treba podsjetiti na to da je visokoaktivni otpad izvor ne samo radioaktivnog zračenja nego i toplinske energije (energija radioaktivnog zračenja se kod interakcija s okolnim materijalom pretvara u toplinu), pa treba pri skladištenju predvidjeti i odgovarajući odvod topline na okolni materijal i računati sa zagrijavanjem tog materijala.

Aktivnost ozračenog goriva izjednačuje se nakon između 1 000 i 10 000 godina odležavanja s aktivnošću neozračenog urana.

Može se pokazati da je, usprkos mnogo većoj aktivnosti ozračenog goriva u periodu 1 000 ili više godina nakon ozračenja nego što bi bila aktivnost neozračenog urana iz kojeg je gorivo izrađeno, ukupna energija γ i β zračenja emitirana od fisijskih proizvoda mnogo manja nego energija α -zraka odgovarajuće količine neozračenog urana i proizvoda njegova raspada. To upućuje na zaključak da, dugoročno gledano, radioaktivnost Zemljine kore nije povećana već naprotiv smanjena zbog izazivanja fisija uranovih jezgri.

Volumen krutog visokoaktivnog otpada po toni prerađenog urana kod lakovodnih reaktora iznosi 70 do 80 litara. Iz tog se podatka može izračunati da preradu nuklearnog goriva potrebnog za proizvodnju 1 000 MW godina električne energije u nuklearnoj elektrani s lakovodnim reaktorom prati stvaranje svega 2,5 do 3 m³ krutog visokoaktivnog otpada. Radi se dakle o relativno malenom volumenu takva otpada.

Količina pak električne energije od 1 000 MW godina odgovara 8,76 milijardi kWh, a to je više nego dvostruka godišnja proizvodnja električne energije u NE Krško.

U poglavlju 10. smo naveli da se visokoaktivni otpad prije odlaganja stabilizira protiv izluživanja vitrifikacijom (miješanjem s rastaljenom staklenom masom), smješta u čelične spremnike otporne na koroziju i tek tada odlaže u skladište.

Aktivnosti na površini i u okolini čeličnog spremnika s visoko radioaktivnim otpadom veoma su velike pa rukovanje treba obavljati daljinski.

Iz navedenog proizlazi da skladište za odlaganje visokoaktivnog otpada može biti malenih dimenzija. Bitno je manje od skladišta što ih druge industrije trebaju za svoj otpadni materijal. Zbog toga je samo jedno skladište visokoaktivnog otpada relativno malenog volumena dovoljno za cjelokupni nuklearni program veće zemlje s razvijenom nuklearnom energetikom.

13.4. Spremanje radioaktivnog otpada

Osnovni problem koji moramo riješiti pri spremanju radioaktivnog otpada je dugoročna stabilnost skladišta radi onemogućenja kontakta radioaktivnih nuklida s životnom sredinom i podzemnim vodama. Stabilnost se osigurava fiksiranjem nuklida u matrici unutar posuda u kojima su smješteni (pomoću cementa ili smola kod niskoaktivnog i staklene mase kod visokoaktivnog otpada) i samom čeličnom posudom, ali i geološkom strukturom terena na kojem je skladište.

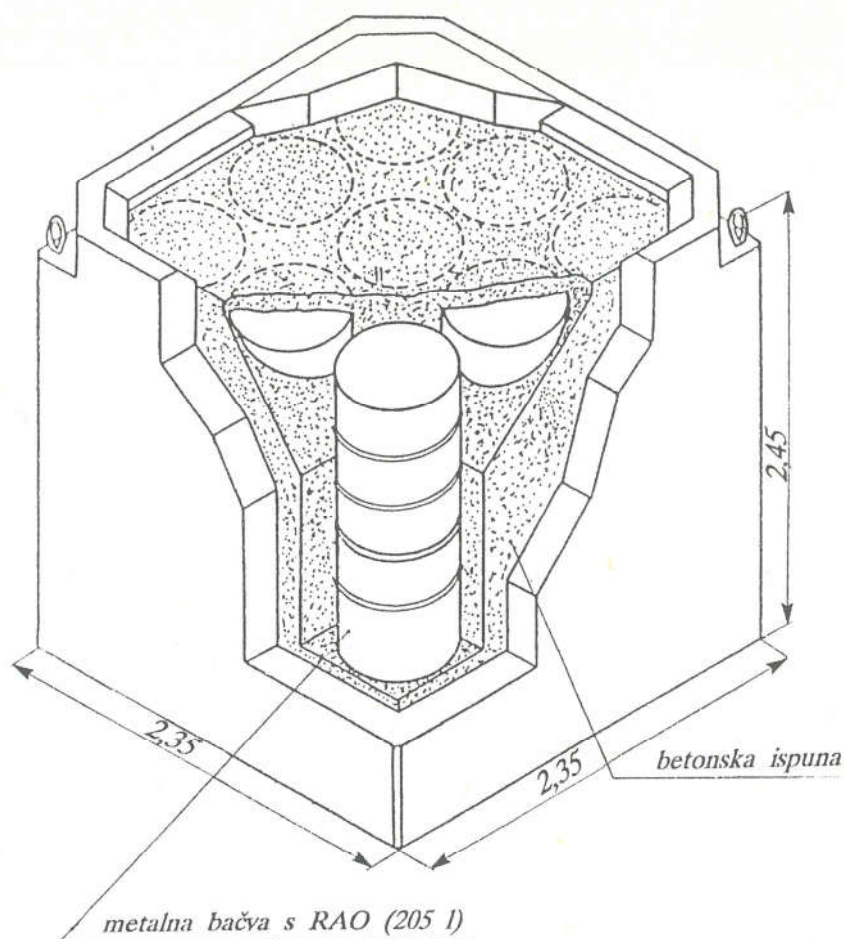
U načelu se primjenjuju dva tipa skladištenja radioaktivnog otpada:

- plitko skladištenje (primjenjivo za niskoaktivni i srednjoaktivni otpad)
- duboko skladištenje (primjenjivo za sve vrste radioaktivnog otpada)

Plitko skladištenje

Kod plitkog skladištenja radioaktivnog otpada treba posebno osigurati djelovanje inženjerskih barijera protiv eventualnog širenja radioaktivnosti. Radioaktivni otpad osigurava se stoga ulaganjem bačava s niskoradioaktivnim i srednjoaktivnim otpadom u armirano-betonske posude i ispunjenje prostora između bačava betonom, čime se dobiva monolitni betonski blok (slika 13.4.1.).

Takvi se blokovi ulažu u široke rovove od nepropusne gline s betonskom oplatom. Osnovni je problem onemogućiti nekontrolirano širenje površinskih i podzemnih voda u okolici skladišta. Stoga se blokovi pokrivaju nepropusnim slojem gline i plastike da se ulaz podzemnih i oborinskih voda u skladište svede na što manju mjeru. Drenaža vode iz skladišta kontrolira se prije ispusta.



Slika 13.4.1. Spremanje bačava s radioaktivnim otpadom u betonski spremnik za plitko odlaganje

Duboko skladištenje

Duboko uskladištenje radioaktivnih otpada, čak i kada je otpad niskoaktivni i srednjoaktivni u novije se vrijeme sve češće primjenjuje. Takav način pohranjivanja otpada daje dodatan osjećaj sigurnosti i zbog toga se lakše prihvaća u javnosti.

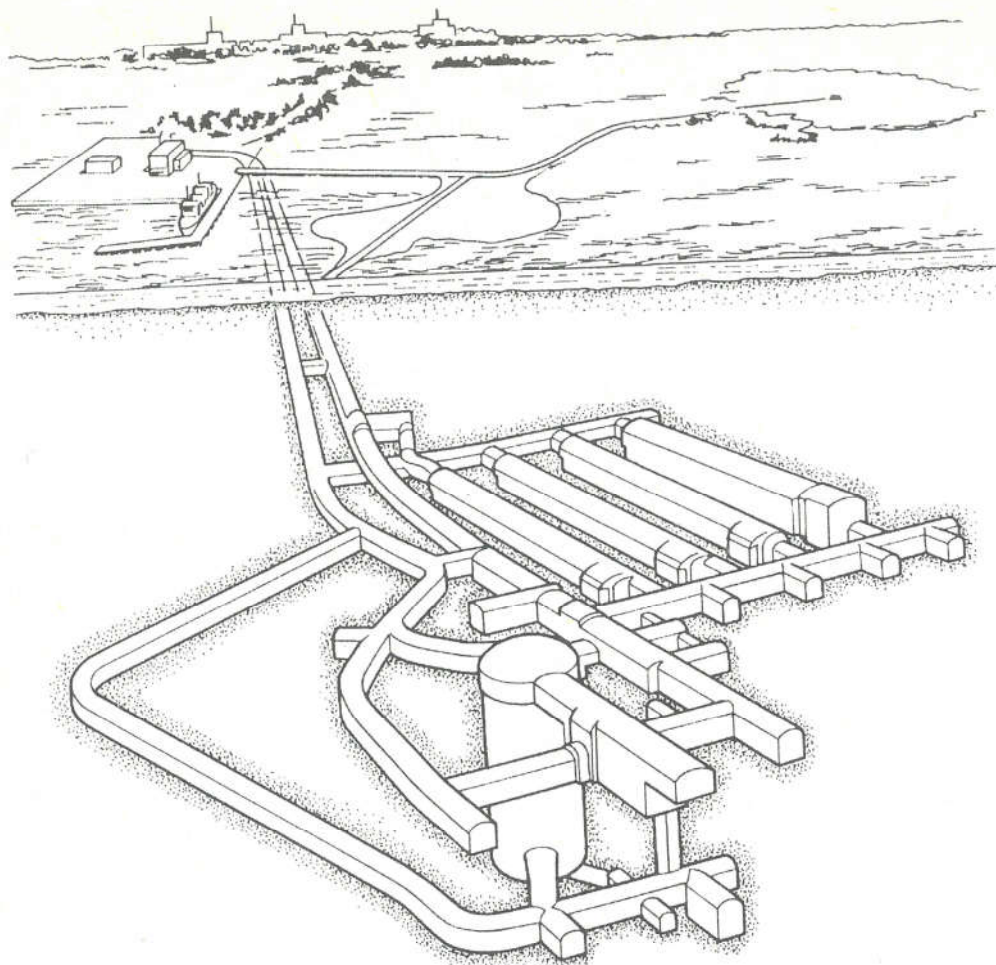
Podzemno se skladište gradi na geološki stabilnim terenima (najčešće se biraju granitni masivi) s malom propusnošću za podzemne vode.

Danas je jedan od savršenijih primjera skladištenja radioaktivnog otpada skladište Forsmark izgrađeno u Švedskoj. Skladište je iskopano u granitu 60 m ispod dna mora. Predviđeno je za skladištenje niskoradioaktivnog i srednjoaktivnog otpada, pretežno iz švedskih nuklearnih elektrana. Sastoji se od podzemnih galerija s mogućnošću skladištenja oko 60 000 m³ otpada, uz moguće naknadno proširenje. Shematski prikaz skladišta daje slika 13.4.2., a detaljniji uvid u unutrašnjost podzemnih galerija slika 13.4.3.

Sličnu koncepciju za skladištenje radioaktivnog otpada prihvatila je i Finska.

Neke zemlje (Njemačka, Češka, Slovačka) su za duboko skladištenje radioaktivnog otpada iskoristili napuštene rudnike. Jedno takvo skladište je predviđeno u Njemačkoj u bivšem rudniku željeza (rudnik Konrad), koji je veoma suh i ima galerije na dubini 1 000 do 1 200 m. Skladište bi moglo primiti do 500 000 m³ radioaktivnog otpada.

Poznata je i upotreba napuštenog rudnika soli u Njemačkoj za skladištenje radioaktivnog otpada, koja je počela još 1950-ih godina.



Slika 13.4.2. Skladište za radioaktivni otpad u Forsmarku (Švedska)

Potrebno je naglasiti da još uvijek nije postignuto jednoznačno i usklađeno rješenje s obzirom na optimalnu dugoročnu strategiju konačnog skladištenja radioaktivnog otpada, posebno kada je riječ o visokoaktivnom otpadu. Stoga se često pribjegava privremenom skladištenju (na rok od 50 do 60 godina), tijekom kojeg se može osigurati neprekidna kontrola nad radioaktivnim otpadom i paralelno s tim obraditi sva pitanja vezana uz njegovo sigurno konačno zbrinjavanje.

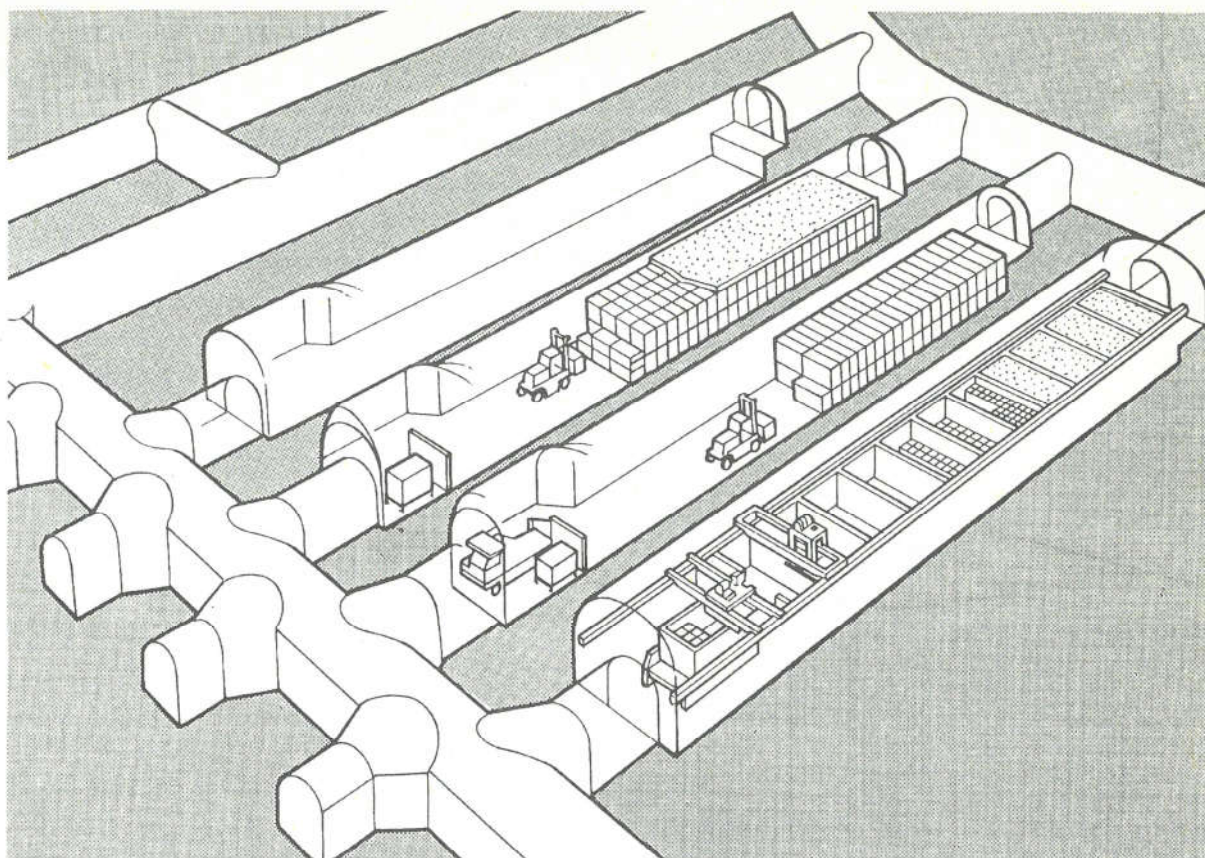
Izboru lokacije, projektu skladišta te odabiru načina skladištenja radioaktivnog otpada prethode detaljne analize sigurnosti kojima je cilj utvrditi dozu zračenja pojedinca u dalekoj budućnosti zbog nekih hipotetskih kvarova na skladištu.

Jedna od nepoznanica je dugoročna penetracija radioaktivnih nuklida u okolni materijal.

Taj se problem često povezuje s poznatim slučajem rudnika urana Oklo u Gabonu.

Taj rudnik sadrži uran visoke koncentracije, ali je jedini u svijetu kod kojeg je sadržaj ^{235}U u dijelu urana niži od normalnog (tj. niži od 0,71 %). U tom je pogledu dio urana iz tog rudnika po svom izotopnom sastavu sličan ozračenom nuklearnom gorivu iz prirodnog urana.

Istražujući taj fenomen, znanstvenici su utvrdili da su se u tom rudniku u dalekoj prošlosti (otprilike prije 2 milijarde godina), kada je prirodni uran sadržavao oko 3,5%



Slika 13.4.3. Galerije za spremanje radioaktivnog otpada niske i srednje aktivnosti u skladištu Forsmark

lakšeg izotopa (vidi UNE, primjer 2.8.1.) i zbog postojanja podzemnih voda u njemu, razvili uvjeti za stvaranje samoodržavajuće lančane reakcije koja je uz prekinde trajala oko 500 000 godina. Analize okolnog tla su pokazale da je penetracija nastalih aktinida (izotopi plutonija) i proizvoda njihovog raspada u zemljište bila vrlo ograničena. Tim je prirodnim eksperimentom dokazano da se radioaktivni nuklidi, koji nakon dužeg odležavanja čine glavninu visokoradioaktivnog otpada, zadržavaju u blizini mjesta svoga nastanka.

Taj primjer može poslužiti za potkrepljenje analiza o dugoročnoj sigurnosti skladišta radioaktivnog otpada.

Reference uz 13. poglavlje

1. R. A. Knief Nuclear Energy Technology, Sect. III, 10, McGraw Hill, Wash., 1981.
2. F. R. Rahn i dr., Spravočnik po jadroj energotehnologiji (prijevod s engleskog), Energoatomizdat, Moskva, 1989.
3. D. Feretić, Nuklearne elektrane, pogl. 10, Liber, Zagreb, 1984.
4. HLW: safe disposal is a reality (conference report), ATOM, 397, Nov. 1989.
5. Review of available options for low level radioactive waste disposal, IAEA Tecdoc-661, IAEA, July 1992.
6. Treatment and conditioning of radioactive solid wastes, IAEA Tecdoc-655, IAEA, July 1991.
7. S. Rippon, Management of intermediate and low level waste, ATOM 383, Sept. 1988.

8. D. Škanata i dr., Prilog karakterizaciji RAO niske i srednje aktivnosti u NE Krško, Energija 4, Zagreb, 1992.
9. D. Subašić, D. Škanata, Zbrinjavanje radioaktivnog otpada u svijetu i osnovni elementi strategije za Republiku Hrvatsku, I tribina HND, Zagreb, lipnja 1992.
10. Evaluation of Spent Fuel as a Final Waste Form, Tech. Reports Series 320, IAEA, 1991.
11. Radioactive waste: back to the future, ATOM 408, Dec 1990.
12. J. W. Baker, Thinking Deep- Waste Disposal Plans, Nuclear Europe, 5/1988.
13. The management of radioactive waste (a report by an international group of experts), the Uranium Institute, London, 1991.

14. Nuklearna fuzija

14.1. Razvoj nuklearne fuzije

Sve nuklearne elektrane današnjice temelje svoje djelovanje na primjeni nuklearnog procesa fisije teških jezgara (urana i plutonija). Fisijske nuklearne elektrane se odlikuju relativno jednostavnom izvedbom i dobro poznatim pogonskom svojstvima. Primjena fisije kao energetskog procesa unatoč prednostima ima i nedostatke, među kojima su najbitnije ograničenje izvora sirovine, potencijalna opasnost zbog velike količine radioaktivnog materijala u jezgri i stvaranje radioaktivnog otpadnog materijala (posebno pri preradi goriva).

Proces fuzije je pronađen još prije otkrića procesa fisije. Engleski fizičari Cockroft i Walton su 1934. godine prvi put demonstrirali oslobađanje energije fuzije, a lord Rutherford je 1936. godine predvidio nuklearnu reakciju fuzije između deuterija i tricija kao najviše obećavajuću u primjeni.

Već od prvih dana razvoja nuklearne energetike bila je u načelu poznata mogućnost primjene kontrolirane fuzije u energetici (nekontrolirana upotreba energije fuzije ostvarena je početkom 1950-ih godina u hidrogenskoj bombi). Primjenom fuzije kao energetskog izvora na tehnički i ekonomski prihvatljiv način riješio bi se problem opskrbljivanja energijom Svijeta u praktički neograničenom vremenu. Nadalje, realno je pretpostaviti da bi se primjenom procesa fuzije u energetici, osim raspolaganja s praktički neiscrpivim izvorom energije, mogla i sigurnost rada nuklearnih elektrana još više poboljšati.

Međutim, razvoj fuzije kao energetskog izvora pratili su, i još uvijek prate, velike tehničke poteškoće, o ekonomskim se još i ne govori. Stoga se još danas ne može sa sigurnošću govoriti o datumu komercijalne primjene toga novog izvora energije. Sve su se pesimističke procjene iznijete u posljednja tri desetljeća o vremenu ostvarenja komercijalne fuzije pokazale, nažalost, suviše optimističnima.

Uzevši sve činjenice u obzir može se sa sigurnošću tvrditi da se energetičari neće baviti tim izvorom energije još prilično dugo (bar do polovice idućeg stoljeća), s tim što će i kasniji razvoj i primjena ovisiti o stečenim iskustvima, potrebama za energijom i ekonomskoj konkurentnosti tog izvora energije.

Svrha je ovog poglavlja da daje samo uvodni pregled najbitnijih činjenica o fuzijskim reaktorima i vjerojatnim pravcima njihova budućeg razvoja, na razini potrebnoj današnjim energetičarima.

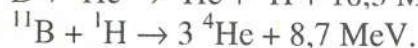
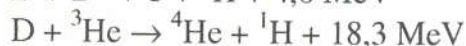
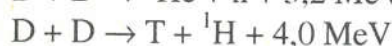
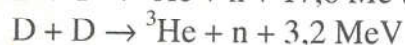
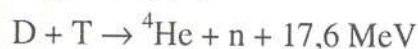
14.2. Fizikalne osnove fuzije

Analiza stabilnosti atomskih jezgara i ovisnosti energije veze nukleona u jezgri o njezinu masenom broju (UNE, 2.9), upućuje na to da se nuklearna energija može osloboditi samo iz nuklearnih reakcija koje dovode do stvaranja atomskih jezgara s većom energijom veze po nukleonu. Jezgre s najvećim energijama veze po nukleonu odnosno najstabilnije jezgre jesu one s masenim brojevima oko 60. Iz danih činjenica proizlazi načelna konstatacija da nuklearne reakcije koje mogu dovesti do oslobađanja energije jesu one iz kojih rezultiraju jezgre kojih su maseni brojevi bliži najstabilnijim jezgrama. Takve su nuklearne reakcije:

1. fisija teških nuklida
2. fuzija lakih nuklida.

Nuklearne reakcije fisije su osnova fisijskih nuklearnih elektrana.

Nuklearne reakcije fuzije koje su primijenjene ili koje bi se mogle primijeniti radi dobivanja energije jesu:



Današnja su istraživanja za praktično ostvarenje fuzije vezana uz primjenu nuklearne reakcije deuterija i tricitija (skraćeno označavana kao DT reakcija). Prednost je te nuklearne reakcija u činjenici što ona oslobađa mnogo veću energiju od reakcija deuterija s deuterijem (skraćeno DD reakcija), a ujedno ima mnogo manju energiju praga reakcije od ostalih navedenih nuklearnih reakcija fuzije. Ovdje valja primijetiti da je energija praga nuklearne reakcije fuzije najniža kinetička energija koju jezgre što ulaze u nuklearnu reakciju moraju imati radi svladavanja odbojne elektrostatske sile (pri detaljnijem fizikalnom ulaženju u

tu pojavu otkriva se da to nije klasičan nego kvantno-mehanički "tunelski" proces koji dopušta penetraciju potencijalnih barijera jezgara kod mnogo nižih energija). Energije praga nuklearnih reakcija fuzije mogu se nazrijeti iz slike 14.2.1.

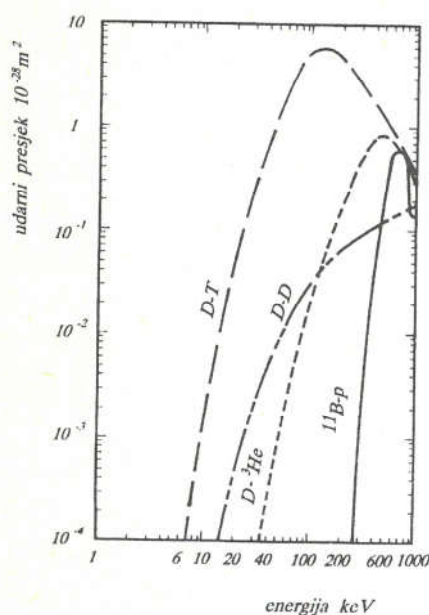
Slika prikazuje ovisnost udarnih presjeka za prije navedene nuklearne reakcije u funkciji relativnih kinetičkih energija jezgara koje ulaze u nuklearnu reakciju.

Kinetičku energiju jezgara koje namjeravamo podvrći nuklearnoj reakciji možemo povećati zagrijavanjem. Primjenom Maxwell-Boltzmannova zakona (UNE, 2.13) može se jednostavno dokazati da je kinetička energija čestica koja odgovara njihovoj najvjerojatnijoj brzini u grijanoj plinovitoj smjesi razmjerna apsolutnoj temperaturi smjese prema relaciji

$$E = kT \text{ (eV)}, \quad (14.2.1)$$

gdje je k Boltzmannova konstanta $= 8,617 \times 10^{-5} \text{ eV/K}$.

Iz slike 14.2.1. izlazi da je kod DT reakcije postizanje relativno skromnih iznosa udarnih presjeka po-



Slika 14.2.1. Udarne presjeci nuklearnih reakcija fuzije

trebna kinetička energija čestica od barem 10 keV. Toj energiji, prema relaciji (14.2.1.), odgovara temperatura $T = 10^4 / (8,617 \times 10^{-5}) = 1,16 \times 10^8$ K! Znači, fuzijsku reakciju ne možemo postići ako temperature čestica nisu barem 100 milijuna K. Da bi se postigle veće vrijednosti udarnih presjeka reakcije ili fuzije DD reakcijom, trebamo nekoliko puta veće kinetičke energije, od 40 do 60 keV, pa su i temperature odgovarajuće više. Fuzijski uređaji koji su danas u razvoju i koji bi trebali stvoriti podloge za gradnju fuzijskih nuklearnih reaktora temelje se na DT fuziji. Zbog postojanja deuterija u plazmi paralelno teku i DD fuzije, ali s mnogo manjom vjerojatnošću nastanka od DT fuzija (vidi odnos udarnih presjeka na slici 14.2.1).

Plinska smjesa je kod tih ekstremno visokih temperatura u potpuno ioniziranom stanju. Jezgre u tom stanju nisu u mogućnosti održavati svoje elektronske plašteve, pa se pozitivni ioni-jezgre i negativni elektroni nalaze pomiješani kao individualne čestice u tvari koju zovemo visoko temperaturna plazma. Vjerojatnost reakcije među česticama plazme ovisi o njezinoj gustoći (broju čestica u jediničnom volumenu). Gustoću možemo održavati pomoću vanjskog tlaka na plazmu. Iz jednadžbe stanja idealnih plinova izlazi da je uz dani volumen tlak plina razmjeran temperaturi. Zbog ekstremno visokih temperatura tlak plazme možemo održati samo ako je materijal u fuzijskoj komori vrlo male gustoće (tj. ako je tlak prije početka zagrijavanja plazme vrlo nizak). Ne treba zaboraviti činjenicu da vrlo visoke temperature plazme ne dopuštaju primjenu posuda od bilo kakvog materijala za tlačenje plazme.

Zagrijana plazma ima tendenciju naglog širenja i time smanjivanja gustoće.

Broj nuklearnih reakcija fuzije u nekoj određenoj masi plazme na temperaturi T (od temperature ovisi udarni presjek reakcije) je funkcija gustoće plazme i vremena zadržavanja energije plazme na kojoj teče nuklearna reakcija fuzije.

Vrijeme ograničenja plazme τ je definirano odnosom proizvedene energije i snage u periodu dok traje proces fuzije. Rad današnjih eksperimentalnih fuzijskih uređaja ne teče kontinuirano (kao kod fisijskog reaktora), nego kao niz uzastopnih impulsa (koje bismo mogli usporediti donekle sa serijom minijaturnih eksplozija) od kojih svaki traje vrijeme τ . U projektima fuzijskih uređaja budućnosti, pa i fuzijskog reaktora, računa se sa sve dužim vremenima ograničenja plazme, pa i s kontinuiranim radom reaktora.

Pokazatelj učinkovitosti ograničenja plazme je produkt gustoće plazme N i vremena zadržavanja energije τ . Produkt $N\tau$, poznat kao Lawsonov kriterij, pokazuje koliko je neki fuzijski uređaj daleko od mogućnosti da proizvodnjom fuzijske energije nadoknadi energiju uloženu u pogon tog uređaja. Analize pokazuju da je uvjet energetskog samoodržanja fuzijskog uređaja postignut kod Lawsonova broja od kojih $5 \times 10^{20} \text{ sm}^{-3}$.

Ako kao osnovu razmatranja uzmemo DT reakciju iz koje dobivamo energiju 17,6 MeV, trebamo uzeti u obzir da od te energije 14,1 MeV odnosi neutron koji nastaje pri fuziji, a 3,5 MeV α -čestica (jezgra atoma helija). Zbog malenog dometa α -čestice predaju svoju energiju plazmi, a neutroni odnose energiju iz plazme.

Osim neutrona energiju akumuliranu u plazmi odnosi i zakočno zračenje (Bremsstrahlung), koje nastaje interakcijom neutrona i jezgri u plazmi. Jasno je da se odnošenjem energije iz plazme ona hladi i time smanjuje mogućnost nastanka fuzijske reakcije. Zakočno zračenje (zračenje čine x-zrake) naglo raste s rednim brojem jezgre. Radi smanjenja zakočnog zračenja važno je sačuvati plazmu od onečišćenja težim jezgrama, kao što su primjerice jezgre atoma materijala stijenke posude.

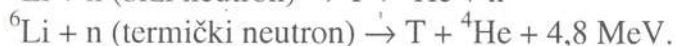
Postizanje ravnoteže između dovedene i odvedene energije plazmi uvjet je za ostvarenje samoodržavajućeg fuzijskog uređaja.

Osnovni materijali za nuklearnu reakciju fuzije

Već je prije navedeno da su osnovni materijali za nuklearnu reakciju fuzije deuterij i tricij.

Deuterij se dobiva iz vode po metodama razvijenim za potrebe teškovodnih reaktora.

Tricij je rezultat jedne od sljedećih nuklearnih reakcija neutrona s litijem:



Brzi neutroni koji nastaju u DT reakciji reagiraju s ${}^7\text{Li}$. Neutroni koji izlaze iz te reakcije su spori te mogu reagirati s ${}^6\text{Li}$. Proces je donekle sličan oplodnji, pa se može govoriti o dobivenom broju atoma tricija po fuziji.

Proizvodnja tricija može se ostvariti oblaganjem fuzijske komore omotačem od otopine litijevih soli. Energija neutrona predaje se otopini litija i zagrijava je. Hlađenjem litijskog omotača dobivamo toplinsku energiju, koja se može odvesti i primijeniti u energetici.

Tlak plazme

Proces fuzije u prirodi odvija se u unutrašnjosti zvijezda gdje tlak plazme osigurava velika gravitacijska sila. U hidrogenskoj bombi se temperatura i tlak potreban za fuziju dobiva eksplozijom fisijske bombe.

U uređajima za kontrolirano oslobađanje fuzijske energije problem tlačenja plazme rješava se na jedan od ova dva načina:

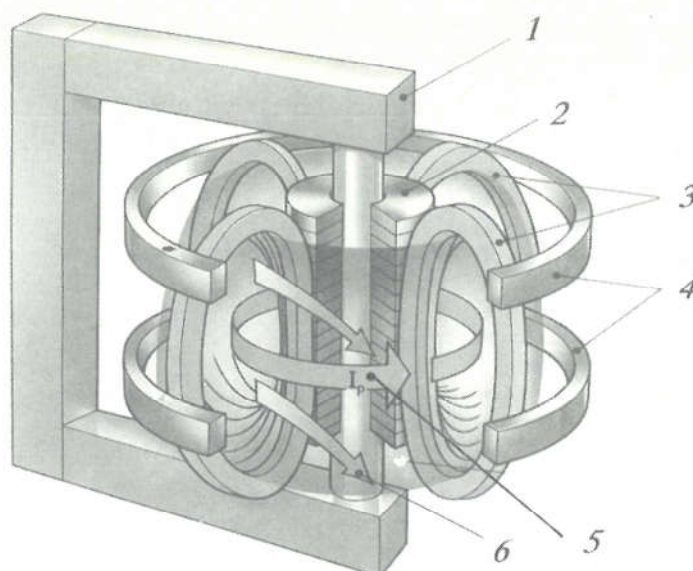
- magnetnim ograničenjem plazme
- inercijskim ograničenjem plazme.

14.3. Fuzijski uređaji s magnetnim ograničenjem plazme

Magnetno ograničenje plazme je metoda koja se do danas najviše primjenjivala i koja obećava da će se njome najbrže ostvariti proces fuzije s povratom uložene energije. Među sustavima s magnetnim ograničenjem plazme najpoznatiji je i najrašireniji toroidni tokamak uređaj. Taj uređaj je potkraj 1950-ih godina razvijen u bivšem SSSR-u. Princip rada tokamak uređaja je relativno jednostavan, kao što se može zaključiti iz slike 14.3.1.

U osnovi uređaj podsjeća na transformator. Sastoji se od kružne toroidne komore koja sadrži plazmu. Primarni svitak koji se nalazi u osi torusne komore stvara magnetno polje promjena kojeg uzrokuje pojavu kružnog toka struje u komori (slično kao u sekundaru transformatora). Struja (kod većih uređaja to je struja od više milijuna ampera) pak zagrijava plazmu i stvara oko svoje putanje magnetno polje koje tlači plazmu. Drugi svitak je toroidni svitak, koji poput solenida obavija torusnu komoru i stvara magnetno polje u smjeru toka struje u plazmi. Polje usmjerava kretanje električnih čestica oko silnica polja i time stabilizira tok plazme i plazmu tlači prema osi torusa. Tlačenje plazme magnetnim poljem stvorenim toroidnim svitkom možemo tumačiti težnjom magnetnog polja za skraćivanjem silnica. Kombinirano toroidno i poloidno magnetno polje rezultira stabilnim spiralnim tokom struje u plazmi (a time i tokom same plazme) u torusnoj komori.

Odnos tlaka plazme (tlak kojim plazma nastoji ekspanzirati) i tlaka koji magnetno polje vrši na plazmu radi njezine kompresije obilježava se s β . Faktor β određuje stupanj kompresije plazme prije početka fuzije. Kompresija je to veća što je β manji. Na slici 14.3.1. vidimo da kod tokamak uređaja oko toroidnih svitaka postoji još jedan red poloid-



Slika 14.3.1. Princip rada tokamak uređaja: 1 – željezni jaram primarnog magnetnog kruga, 2 – primarni poloidni navoj, 3 – toroidni navoji, 4 – sekundarni vanjski poloidni navoj, 5 – tok plazme struje I_p , 6 – smjer resultantnog spiralnog magnetnog polja

nih svitaka. Oni služe za profiliranje plazme i time za njezinu dodatnu stabilizaciju. Iskustvo je naime pokazalo da je plazma profiliranog presjeka (sličnog elipsi) stabilnija kod većih tlakova plazme nego plazma kružnog presjeka.

Električna struja grije plazmu, ali ne dovoljno za stvaranje uvjeta za fuziju. Dodatno zagrijavanje postiže se kompresijom plazme magnetnim poljem, ubacivanjem u plazmu neutralnih atoma energije 30 do 100 keV, ili visokofrekventnim zagrijavanjem (koristeći se frekvencijom u blizini rezonancija čestica u plazmi). Primjerice, ubacivanjem neutralnih atoma visoke energije u plazmu u američkom TFTR uređaju postignuta je temperatura plazme od kojih 300 MK. Visokofrekventno grijanje plazme primijenjeno je u europskom uređaju JET kao i u nekim sovjetskim uređajima.

Zbog svoje veoma visoke temperature plazma nikako ne smije doći u dodir s unutar-njom stijenkom torusne komore. Svaki dodir plazme sa stijenkom komore doveo bi do hlađenja i do onečišćenja plazme. Plazma je inače "crna", ne emitira vidljivu svjetlost nego samo neutrone i rentgenske zrake. Gustoća plazme je malena zbog ograničenja njezina tlaka prilikom zagrijavanja. Tijekom rada fuzijskog reaktora računa se s gustoćom plazme od kojih 10^{20} iona/ m^3 . Radi usporedbe, gustoća molekula zraka pri normalnoj temperaturi i tlaku je reda 10^{25} molekula/ m^3 .

Torusna komora se u nekim uređajima izvodi dvostrukih stijenki između kojih je vakuum. Suprotno očekivanju, temperature stijenki unutarnje i vanjske torusne komore nisu pretjerano visoke (unutarnja ima temperaturu oko 1 000 K, a vanjska oko 500 K).

Magnetna polja toroidnog svitka trebaju biti veoma jaka (u nekim je eksperimentima postignuta jakost polja čak do 6 T, pa i više). Za postizanje tako jakih magnetnih polja (odnosno odgovarajućih struja u svitku) treba radi uštede energije primijeniti supravodljive magnete. Ne treba posebno naglašavati da ekstremne temperaturne razlike u fuzijskom uređaju (od temperature plazme do temperature supravodljivih magneta od kojih 4 K) nameću termičkoj izolaciji velike probleme.

Vremena zadržavanja gustoće plazme u najboljim tokamak uređajima mogu ići do 30 sekundi, pa čak i do nekoliko minuta. Kod prototipa fuzijskog reaktora (ITER) računa se s vremenima zadržavanja plazme iznad 200 s, sve do neograničenog vremena. Računa se da bi donja granica parametara plazme za rad fuzijskog uređaja, koji bi proizvodnjom fuzijske energije nadoknadio energiju utrošenu za rad uređaja, pri gustoći iona od 10^{20} iona/m³ bilo vrijeme ograničenja plazme od 2 do 5 sekundi, pri temperaturi plazme od kojih 35 keV i faktoru β između 0,06 i 0,1.

Izvedeni tokamak uređaji

Prvi tokamak uređaj je izgrađen u bivšem SSSR-u potkraj 1950-ih godina. Od tada je izgrađeno nekoliko takvih uređaja u tehnološki i znanstveno najrazvijenijim zemljama svijeta (SAD, bivši SSSR, Velika Britanija, Japan, Njemačka, Francuska, Italija). Među njima ćemo istaknuti samo dva najnovija i najveća uređaja, koji su se najviše približili uvjetima fuzijskog reaktora. To su:

- TFTR (*Toroidal Fusion Test Reactor*) izgrađen u Princetonu u SAD i
- JET (*Joint European Torus*) izgrađen u Culhamu u Velikoj Britaniji, zajedničkim naporom zemalja Europske zajednice.

Osnovne karakteristike tih uređaja jesu:

	TFTR	JET
polumjer torusne komore m	2,48	2,96
polumjer plazme m	0,85	1,25 x 2,10
indukcija toroidnog polja T	5,20	2,7 (3,4)
struja plazme MA	2,5	3,8 (4,8)

Slika 14.3.2. daje izgled TFTR uređaja, a slika 14.3.3. izgled unutrašnjosti torusa JET uređaja.

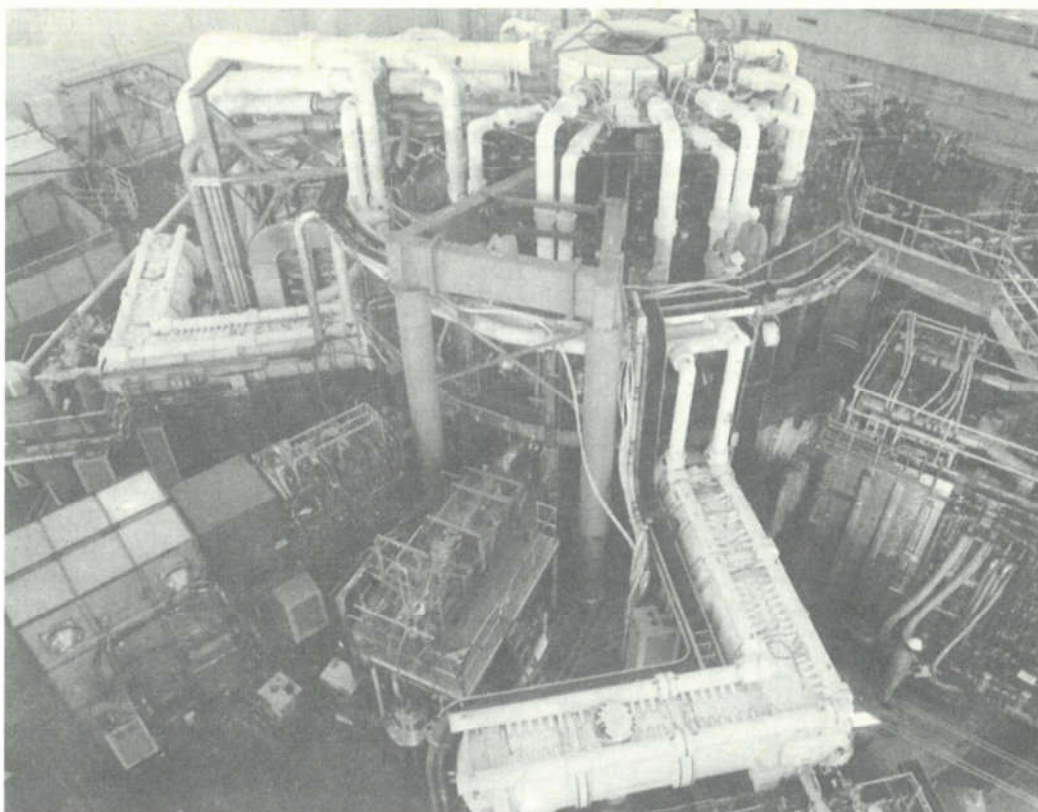
JET uređaj se prilično približio uvjetima fuzijskog reaktora. U eksperimentu s tim uređajem dokazala se mogućnost (kada bi se primijenila DT, a ne DD reakcija s kojom je eksperiment izveden) dobivanja 50 % uložene energije. Znači, JET se približio fuzijskom reaktoru na polovicu graničnog uvjeta za povrat uložene energije.

Na temelju iskustva s TFTR i JET uređajima predložen je nastavak istraživanja na ostvarenju kontrolirane fuzije gradnjom sličnih, ali još snažnijih tokamak uređaja koji bi već trebali ostvariti uvjete potrebne za rad fuzijskog reaktora. To su ITER (*International Thermonuclear Experimental Reactor*) i NET (*New European Torus*). Zbog velike kompleksnosti i cijene uređaja predloženo je da se NET ostvari (slično kao i JET) u suradnji europskih zemalja, a ITER u suradnji svih razvijenih zemalja Svijeta (uključivši SAD, bivši SSSR, EZ i Japan).

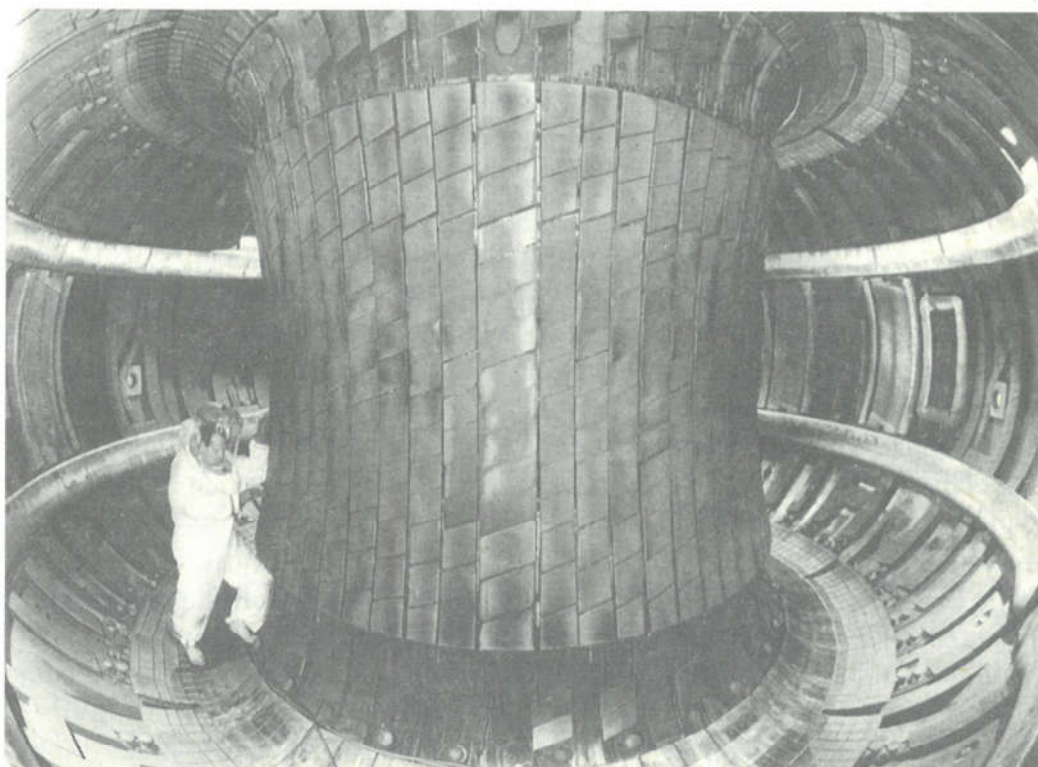
Izgled ITER uređaja prikazuje slika 14.3.4.

Navest ćemo neke najbitnije karakteristike tog uređaja, prema preliminarnom projektu dovršenom potkraj 1990. godine:

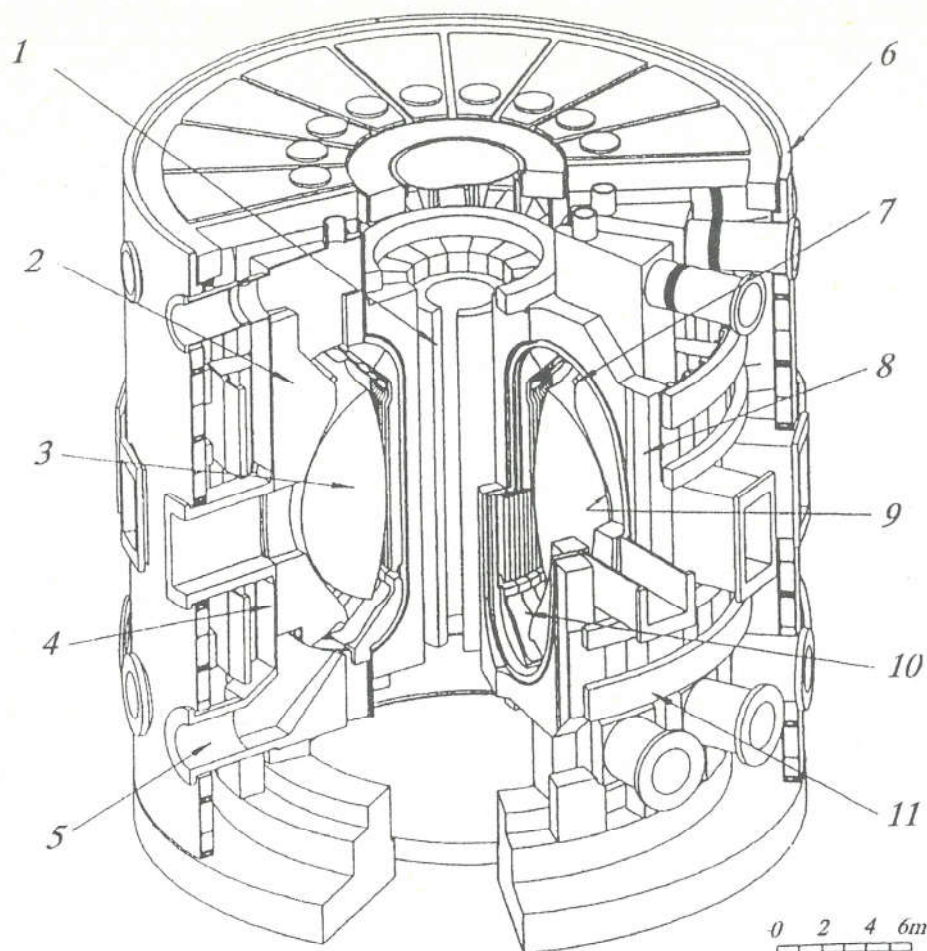
najveći polumjer plazme	6,0 m
poluširina plazme u sredini fuzijske komore	2,15 m
jakost toroidnog polja u osi fuzijske komore	4,85 T
nominalna jakost struje u plazmi	22,0 MA
nominalna fuzijska snaga	1 000 MW.



Slika 14.3.2. Istraživački fuzijski uređaj TFTR u Princetonu (SAD)



Slika 14.3.3. Izgled unutarnje komore fuzijskog uređaja JET



Slika 14.3.4. Fuzijski uređaj ITER: 1 – centralni solenoid, 2 – oplodni materijal i biološka zaštita, 3 – plazma, 4 – vakuumski spremnik, 5 – izlaz plazme, 6 – rashladni sustav, 7 – regulacijski svitak, 8 – svitak toroidnog magnetnog polja, 9 – prva stijenka fuzijske komore, 10 – ploče za skretanje mlaza plazme (divertor), 11 – svitak poloidnog magnetnog polja

Plazma se zagrijava ubacivanjem neutralnih atoma deuterija (ili vodika) energije 1,3 MeV i visokofrekvencijskim zagrijavanjem. Od snage 1 000 MW proizvedene u fuzijskoj reakciji 200 MW otpada na α -zrake, a 800 MW na brze neutrone.

Torusna fuzijska komora ima površinu 750 m^2 . Izrađena je iz limova nehrđajućeg čelika, iznutra obloženog zaštitnom masom od grafitnih vlakana. Termičko opterećenje unutarnje stijenke fuzijske komore zbog toka brzih neutrona bilo bi oko 1 MW/m^2 . Najopterećeniji dio fuzijske komore (do 30 MW/m^2) jesu ploče za skretanje struje plazme (u literaturi označene kao divertori), koje omogućavaju odvođenje dijela energije proizvedene α -česticama (oko 100 MW), kao i helija nastalog u nuklearnoj reakciji fuzije te održavanje čistoće plazme. Ploče za skretanje struje plazme smještene su ispod i iznad prostora plazme. Zaštićene su, kao i prva stijenka fuzijske komore, materijalom izrađenim iz grafitnih vlakana. U ispitivanju su i drugi materijali (volfram, berilij). Primjena tog sustava je potrebna za kontinuirani rad fuzijskog uređaja.

S vanjske strane fuzijske komore je oplodni materijal, a iza njega biološki štit. Predviđeno je da oplodni materijal bude u krutom (keramičkom) obliku izrađen iz blokova litijeva oksida, iznutra hlađenih vodom. Očekivani faktor konverzije je oko 0,8.

Vakuumska komora služi kao termički izolator i supravodljive magnete štiti od zagrijavanja.

Magnetni sustav ITER se kao kod svih tokamak uređaja sastoji od centralnog i vanjskog poloidnog magnetnog sustava i od toroidnog magnetnog sustava. U osi centralnog solenoida je veoma jako magnetno polje (do 13,5 T). Dimenzije toroidnih svitaka su u vertikalnom smjeru 14,6 m, a u horizontalnom 7,1 m. Svi su magneti supravodljivi. Vodiči su od Nb₃Sn, hlađeni tekućim helijem (pri temperaturi 4,5 K). Težina magnetnog sustava je oko 12 000 t! Proizvodnja toplinske snage u magnetima je približno 85 kW. Toliku energiju mora odvesti rashladni sustav magneta.

Snaga koju treba povući iz vanjske mreže na pogon uređaja ITER je oko 700 MW (vršna snaga potrebna samo za pogon poloidnih magneta je oko 400 MW).

Da bi se ostvario projekt, potrebno je riješiti još mnogo otvorenih tehnoloških pitanja, posebno s obzirom na izbor optimalnih materijala i određivanje njihovih karakteristika u radnim uvjetima. Osobito su bitni materijali koji se sučeljavaju s plazmom, kao što je to prva stijenka i ploče za skretanje mlaza (divertori) u fuzijskoj komori.

Kao ilustraciju težine pothvata treba naglasiti kako se, uz uvjet osiguranog financiranja i kontinuiteta rada, očekuje da bi priprema gradnje ITER uređaja trajala 5 do 6 godina, gradnja 2 do 3 godine (što je vrlo optimistički), nakon čega bi slijedilo oko 4 godine fizikalnih ispitivanja, a usporedo s tim i nakon toga više od 10 godina tehnoloških ispitivanja. Program ispitivanja trebao bi, prema sadašnjem viđenju, trajati do 2020. godine ili još dulje. Preliminarna je cijena gradnje ITER uređaja, na osnovi izrađenih projektnih studija, oko 5 milijardi dolara (vrijednost dolara iz 1990.).

Očekuje se da bi se na temelju iskustva s uređajem ITER mogao projektirati prvi fuzijski energetska reaktor.

Projekt NET uređaja predviđa slične karakteristike kao i projekt ITER uređaja.

Očekivani izgled uređaja NET dan je slikom 14.3.5.

Ako eksperimenti s budućim tokamak uređajima stvore realne pretpostavke za praktičnu primjenu energije fuzije, pristupit će se projektnim studijama nuklearnih elektrana s fuzijskim reaktorima. Princip rada takve elektrane je shematski prikazan slikom 14.3.6.

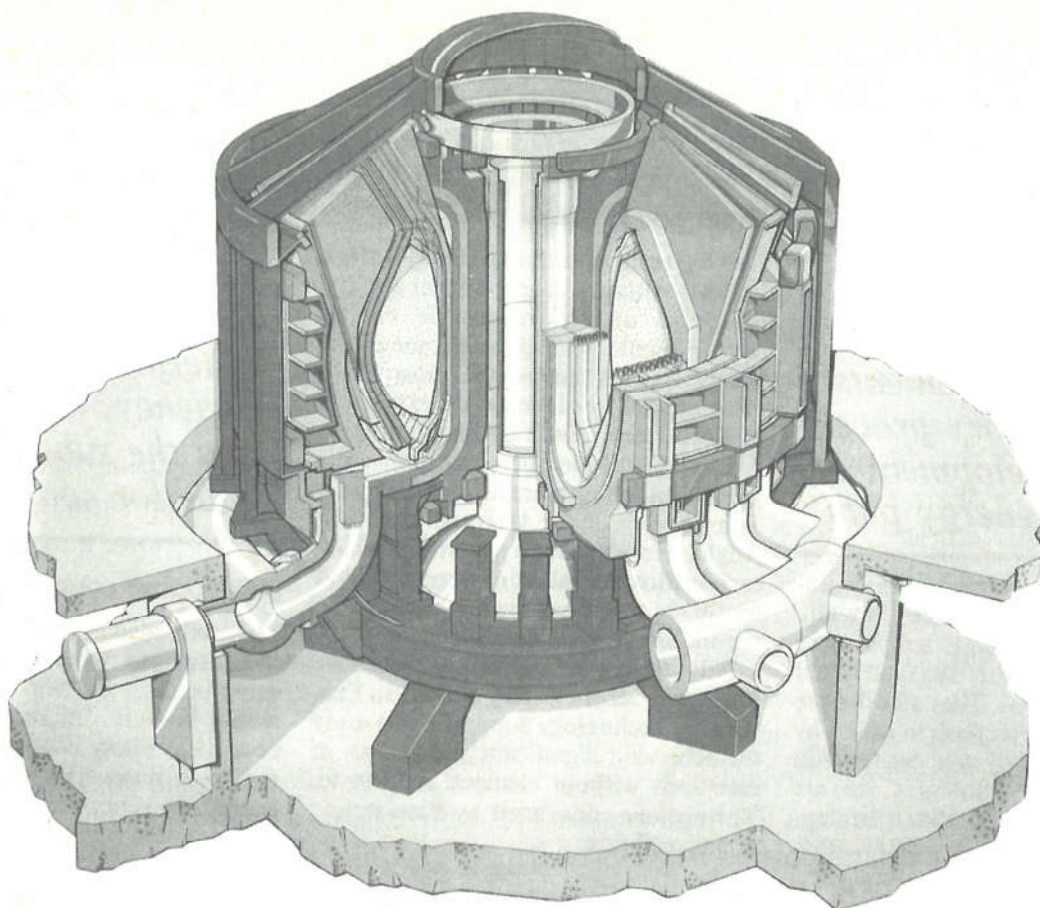
Toplina nastala u fuzijskom reaktoru odvodi se preko izmjenjivača topline iz omotača torusne komore. U omotaču se nalazi otopina litijeve soli. Toplina se predaje parogeneratoru, iz kojega para ide u turbinu. Iz litijskog omotača odvođeni se tritij i helij kao proizvodi nastali (Li, n) reakcijama. Dobiveni tritij se zajedno s deuterijem vraća u reaktor.

Tehničke poteškoće u ostvarivanju fuzijskih reaktora tipa tokamak

U okviru preliminarnog projekta fuzijskog uređaja ITER ustanovljena je lista otvorenih izvedbenih i tehnoloških problema koji stoje pred ostvarenjem fuzijskog reaktora.

Jedan od temelja budućih istraživanja mora biti utvrđivanje karakteristika materijala osnovne opreme i tehnoloških postupaka za njihovo dobivanje vodeći računa o stvarnim pogonskim uvjetima rada tih materijala u fuzijskom uređaju. U uvjete rada moraju se obuhvatiti temperaturni uvjeti, neutronska zračenje i naprezanja.

Jedan od najbitnijih razvojnih problema vezan je uz radijacijsku i temperaturnu izdržljivost materijala u fuzijskoj komori (unutarnja stijenka i ploče za skretanje mlaza plazme). Ti se dijelovi izrađuju iz nehrđajućeg čelika sa zaštitnom oplatom od materijala s niskim rednim brojem (ugljik, berilij), s tim da je radi poboljšanja svojstava materijala razmatrana i primjena težih metala (volframa, molibdena, vanadija i niobija). Unutarnja



Slika 14.3.5. Izgled fuzijskog uređaja NET

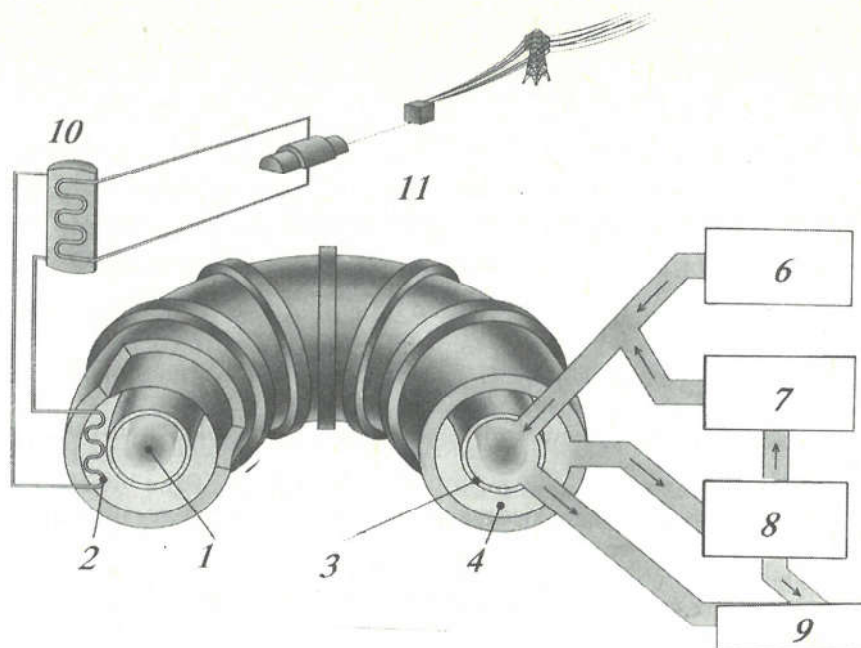
komora je podvrgnuta udarima brzih neutrona energije 14 MeV (tok neutrona ovisi o snazi uređaja), zračenju x-zraka, elektrona i teških nabijenih čestica te toplinskom opterećenju zbog oslobađanja energije zračenja, većim od 1 MW/m^2 . Razaranje strukture materijala prve stijenke torusne komore pod djelovanjem brzih neutrona zahtjevalo bi njezinu čestu zamjenu ako se ne pronađe djelotvoran način zaštite. Treba nadalje računati i s visokom aktivacijom materijala stijenke unutarnje komore zbog interakcija s neutronima.

Nadalje treba računati s utjecajem neutronske zračenja na supravodljive magnete, što se manifestira u njihovu zagrijavanju, strukturnim promjenama materijala magneta i djelovanju zračenja na izolacijske materijale. Znatna su i temperaturna naprezanja materijala magneta te mehanička naprezanja svitaka magneta kod promjena veoma jakog magnetnog polja. Potrebno je razraditi tehnološki proces izrade magneta radi prilagodbe uvjetima pogona.

Primjena litija za proizvodnju tricija također nije bez problema. Litij ima visok afinitet za kemijske reakcije s velikim brojem tvari. Zapaljiv je na zraku (u tom se pogledu ponaša slično natriju u brzim reaktorima). Potrebno je istražiti optimalnu strukturu litij-skog omotača (kruti, tekući) i njegovo hlađenje (voda, tekući metal)

Sigurnosni aspekti fuzijske nuklearne elektrane

Osvrnut ćemo se samo na neke najbitnije sigurnosne aspekte nuklearne elektrane s fuzijskim reaktorom tipa tokamak.



Slika 14.3.6. Princip rada nuklearne elektrane s fuzijskim reaktorom: 1 – plazma, 2 – izmjenjivač topline, 3 – vakuumski međuprostor između unutarnje i vanjske fuzijske komore, 4 – litijски omotač, 6 – deuterij, 7 – tritij, 8 – ekstrakcija tritija, 9 – ispuštanje helija, 10 – parogenerator, 11 – turbina i generator

Općenito se smatra da je potencijalna opasnost od rada fuzijske nuklearne elektrane niža nego od rada fisijske nuklearne elektrane.

Specifične prednosti fuzijskog reaktora sa stajališta sigurnosti potječu iz činjenice što:

- ne može doći do nekontroliranog porasta snage
- reaktor sadrži manje radioaktivnog materijala
- nema fisijskih proizvoda i visokoradioaktivnog otpada
- minimalna je proizvodnja topline poslije gašenja reaktora (tj. zanemariva je ostatna toplina)
- ograničeno je ispuštanje radioaktivnog materijala u okoliš u slučaju havarije.

Osnovni sigurnosni problemi potječu iz:

- znatnog sadržaja tritija u postrojenju (to otpada kod DD fuzije)
- aktiviranja materijala torusne komore u neutronsom polju i potreba njezine zamjene (potrebno je riješiti problem rukovanja s vrlo radioaktivnim materijalom i njegova odlaganja). Prema projektu fuzijskog uređaja ITER ukupna količina aktiviranog materijala kod dekomisije uređaja bit će oko 20 000 tona, od čega je 70% niskoaktivni otpad. Tijekom pogona uređaja očekuje se oko 10 000 tona radioaktivnog materijala zbog zamjena komponenata opreme i materijala. Oko 100 tona aktiviranog materijala bi činile zamijenjene ploče za skretanje struje plazme. Taj dio treba tretirati kao srednje ili visokoaktivni otpad.
- vrlo snažnih magnetnih polja tokamaka, koja mogu utjecati na žive organizme.

Osnovni scenariji kvarova koje će trebati analizirati kod fuzijskog reaktora jesu:

- posljedice oslobađanja energije sadržane u plazmi

- posljedice koje mogu nastati zbog oslobađanja velike magnetne energije u supravodljivim magnetima
- požar litija.

Prva su dva scenarija ograničenog djelovanja, pa se požar litija pojavljuje kao maksimalni hipotetički kvar kod fuzijskog reaktora. Požar litija mogao bi dovesti do ispuštanja tritija i aktivacijskih proizvoda u okoliš.

Prema današnjim procjenama rizik u okolini zbog najvećeg kvara fuzijskog reaktora bit će dva reda veličine niži nego što je rizik od najvećeg kvara fisijskog reaktora.

Ograničenje plazme magnetnim zrcalima

Osim u tokamak uređajima s torusnim komorama uvjeti magnetnog ograničenja plazme ispitivali su se u SAD (Lawrence Livermore National Laboratory) i u uređajima s ravnim solenoidnim magnetnim poljima i tandemskim magnetnim zrcalima na krajevima solenoida.

Takav uređaj ima u nekim aspektima prednost pred tokamak uređajima (bolje magnetsko ograničenje plazme, veća gustoća plazme, mogućnost gradnje uređaja manje snage) ali i mane (gubitci na krajevima solenoida).

Budući da je osnovni pravac daljih napora i međunarodne suradnje na razvoju uređaja s magnetnim ograničenjem plazme gradnja velikih torusnih tokamak uređaja, nećemo (bez obzira na izvjesne potencijalne prednosti) u okviru ove knjige razrađivati koncept rada tih uređaja i sličnih alternativnih metoda za magnetno ograničenje plazme.

14.4. Fuzijski uređaji s inercijskim ograničenjem plazme

Fuzijski uređaji s inercijskim ograničenjem plazme rade na posve drugom principu nego uređaji s magnetnim ograničenjem plazme. Princip djelovanja sastoji se u primjeni ekstremno visokog tlaka na kuglicu deuterija i tritija, koji joj povećava gustoću na vrijednost i do 1 000 veću od gustoće tekućeg vodika (N je oko 10^{31} m^{-3}) s tim što je djelovanje tolikog tlaka veoma kratko (reda 10^{-11} s). Time se zadovoljava Lawsonov kriterij s $N\tau$ oko 10^{20} , što je slična vrijednost kao kod tokamak uređaja. Treba se prisjetiti da je kod tokamak uređaja gustoća plazme mnogo manja, ali zato vrijeme ograničenja plazme mnogo veće.

Za tlačenje plazme do navedenih ekstremno visokih vrijednosti predložili su znanstvenici Lawrence Livermore laboratory u SAD još 1972. godine specijalnu tehniku, čiji je princip djelovanja sljedeći:

Fuzijski je gorivo sadržano u minijturnim kuglicama koje sadrže oko 1 mg smrznute mješavine deuterija i tritija i omotač od prikladnog materijala (berilij i polimeri). Takva se kuglica obasja s više strana snažnim impulsom laserskog snopa. Na omotač kuglice gotovo se trenutno prenese velika energija koja njegov vanjski dio naglo ekspandira, a unutarnji dio, suglasno zakonu održanja količine gibanja, biva usmjeren prema unutrašnjosti kuglice s brzinom od nekih $3 \times 10^5 \text{ m/s}$. Središnji dio kuglice, koja sadrži fuzijsko gorivo, time se snažno komprimira (tlak implozije je oko 10 TPa odnosno 10^8 bar !). Pri tome je važno da se kompresija obavlja bez dovođenja topline jer grijanje ometa zgušnjavanje goriva. Tek snažno kočenje implozije zbog dostignuća maksimalne kompresije materije munjevito povećava temperaturu DT smjese na oko 10^8 K . Time su stvoreni uvjeti za fuzijsku reakciju (odnosno minijturnu termonuklearnu eksploziju). Nakon toga dolazi do ekspanzije materije i emisije neutronske pulsa. Generirana energija minijturne eksplozije mogla bi

doseći iznos od 300 MJ u veoma kratkom vremenu (oko 10^{-10} s). Proces bi se ponavljao u kratkim intervalima (oko 10 puta u sekundi).

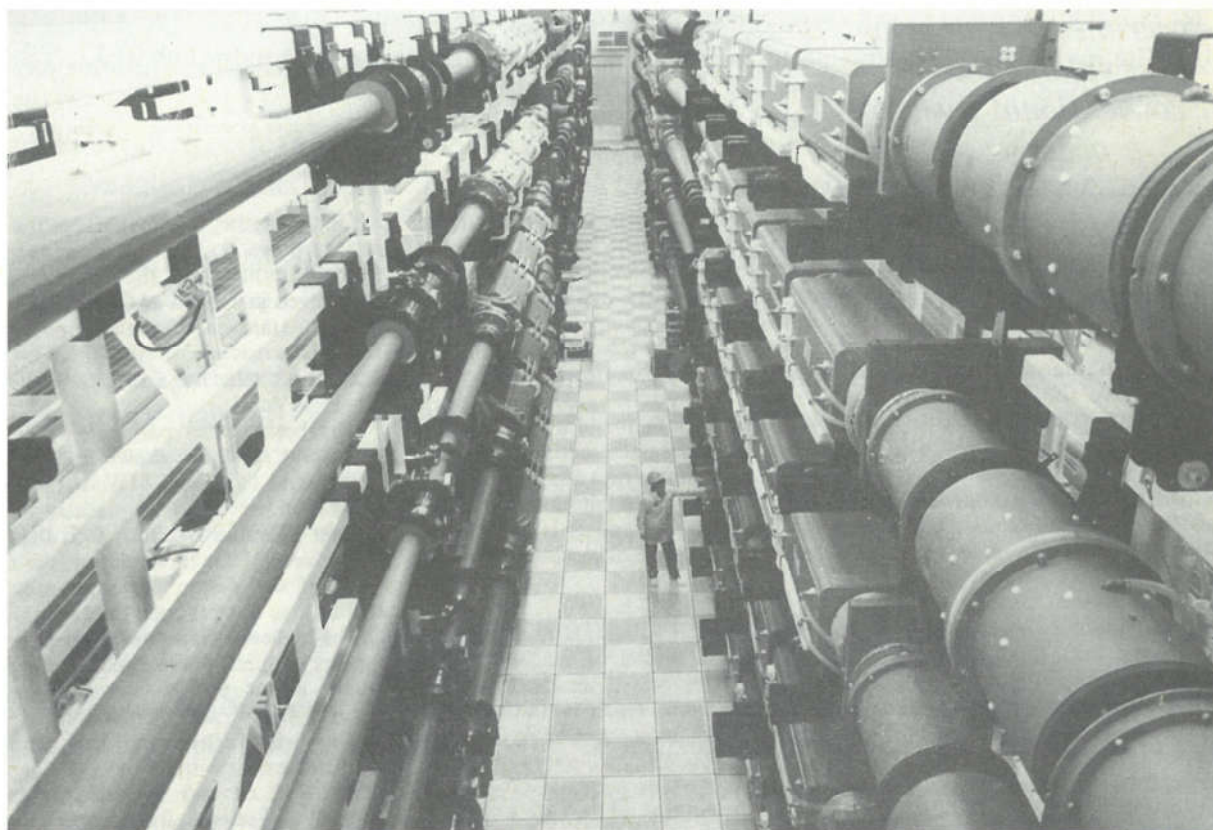
Bitno je za učinkovitost tog procesa velika jakost laserskog snopa i izvedba kuglica s gorivom (izvedba i veličina kuglice je funkcija snage laserskog snopa, kod najvećih lasera se predviđaju kuglice promjera do 5 mm).

Pokazatelj učinkovitosti uređaja je faktor umnožavanja Q , određen kao odnos energije dobivene fuzijom i energije koju kuglici predaje laserski snop, kao i faktor učinkovitosti lasera n , koji daje odnos utrošene električne energije i energije lasera. Cilj je postići Q od barem 50, a po mogućnosti 80-100, tako da proizvod nQ bude barem 10.

Učinkovit fuzijski uređaj za inercijsko ograničenje plazme zahtijeva veoma snažne lasere. Primjena snažnih lasera je i dio vojnog programa SAD, pa su mnogi detalji postrojenja nedostupni. Već je prije spomenuto da jači laser omogućuje podvrći fuziji kuglice većeg promjera i time povećati izlaznu snagu fuzijskog uređaja. Do sada su se primjenjivali:

- Neodimski laser. Najveći među njima NOVA u Lawrence Livermore Laboratory (u SAD) ima vršnu snagu od 300 TW i stvara puls energije 300 kJ. Vrijeme trajanja pulsa je 1 ns, a valna duljina laserske zrake 1,06 μm . Izgled laserskog postrojenja NOVA je prikazan slikom 14.4.1.
- CO_2 laser. Veliki CO_2 laser je izgrađen u Los Alamos Laboratory u SAD. Vršna snaga lasera je 100 TW, a energija pulsa 100 kJ uz trajanje od 1 ns.

Mana CO_2 lasera je velika valna duljina zrake (10 μm). Studije su naime pokazale da se najveća učinkovitost lasera postiže kod mnogo manjih valnih duljina (oko 0,25 μm). Laser takva tipa je primjerice kriptonski laser (kripton fluorid).



Slika 14.4.1. Laserski uređaj NOVA u Lawrence Livermore Laboratory (SAD)

Primjena pak veoma malih valnih duljina može prouzročiti poteškoće jer tada dolazi do neravnomjernog zagrijavanja čestice, što ponekad dovodi do nestabilnosti.

Fuzijski uređaji s inercijskim ograničenjem plazme koji bi mogli biti primjenjivi u energetici nisu razrađeni do stupnja kao uređaji s magnetnim ograničenjem plazme. Postoji nekoliko projektnih studija na temelju kojih bi koncept nuklearne elektrane s tim uređajima bio donekle usporediv s konceptom prema slici 14.3.6. Oko fuzijske komore i ovdje je predviđen sloj litija u kojem se događaju (Li, n) reakcije i iz kojega bi se mogla odvoditi toplina radi primjene u energetici.

Budući da na istraživanju uređaja s inercijskim ograničenjem plazme nema organizirane međunarodne suradnje (djelomično i zbog moguće vojne implikacije), teže je predvidjeti brzinu razvoja i praktične primjene tih uređaja, nego kod fuzijskih uređaja tipa tokamak.

Reference uz 14. poglavlje

1. R. A. Knief, Nuclear Energy Technology, chapt. 21, Hemisfere Publ. Co. Washington, 1981.
2. L. M. Lidsky, Fusion Power, Energy Technology Handbook, 5-137, Mc Graw Hill, New York 1977.
3. V. Knapp, P. Kulišić, Novi izvori energije, Školska knjiga, Zagreb, 1985.
4. ITER Conceptual Design Report, IAEA, Doc. Series 18, 1991.
5. D. Robinson, Fusion Research- its Status and Prospects, ATOM, No 399, January 1990.
6. M. Kenward, JET takes next step, ATOM 421, March, 1992.
7. N. Sauthoff, Princeton Plasma Physics Lab.: Exper. Projects, Internal Report, 1990.
8. R. Toschi, Progress and Trends in Magnetic Fusion, Nuclear Europe 9-10/1989.
9. F. C. Olds, Fusion Power Developments, Power Engineering, Nov. 1978.
10. The International Thermonuclear Experimental Reactor, Lawrence Livermore Lab. (LLL-TB-117), 1990.

15. Lociranje nuklearnih elektrana

15.1. Načela lociranja nuklearnih elektrana

Nuklearne elektrane su specifični termoeenergetski objekti te njihovom lociranju treba obratiti pažnju i s gledišta koja nije potrebno razmatrati pri lociranju klasičnih termoelektrana. Osnovna je razlika u potencijalno izrazitijem utjecaju nuklearnih objekata na okoliš zbog visokog sadržaja radioaktivnih tvari u jezgri nuklearnog reaktora. Pravilan izbor lokacije nuklearne elektrane možemo smatrati dodatnom barijerom protiv širenja radioaktivnosti koje može ugroziti stanovništvo u okolišu nuklearne elektrane (o barijerama se govorilo u 8. poglavlju).

Funkcija lokacije kao barijere protiv ugrožavanja okolnog stanovništva radom nuklearnog objekta je dvostruka: ona mora pružiti zaštitu samom objektu od oštećenja (gradnja u zoni niske seizmičke aktivnosti, daleko od aktivnog tektonskog rasjeda, u zoni bez ekstremnih meteoroloških uvjeta, u zoni bez poplava i sl.), ali i omogućiti učinkovito sklanjanje i evakuaciju okolnog stanovništva (niska gustoća naseljenosti, daleko od većih naselja, dobre cestovne komunikacije za evakuaciju itd.).

Nadalje, i lokacije nuklearnih elektrana trebaju omogućiti gradnju elektrana koje će i s ekonomskog stajališta biti prihvatljive (mogućnost povoljnog rješenja hlađenja i priključka na elektroenergetski sustav, što manja udaljenost od potrošača energije, što niža cijena pripreme gradilišta, prihvatljiva cijena zaštite od podzemnih voda, zaštite od poplava ...).

Neki zahtjevi za ekonomičnošću objekta proturječe zahtjevima za sigurnost okoline (primjerice mala udaljenost od potrošačkih centara), pa treba rješenje tražiti kompromisom jednih i drugih zahtjeva.

U narednom tekstu razmotrit ćemo ukratko najbitnije pojedinačne kriterije za lociranje nuklearnih elektrana.

15.2. Naseljenost u okolici nuklearne elektrane

Iako je realna opasnost okolnog stanovništva od pogona nuklearne elektrane izuzetno malena, prednost se daje lokacijama nuklearnih elektrana daleko od gusto naseljenih područja.

Svaka nuklearna elektrana ima razrađen plan sklanjanja i evakuacije stanovništva u njezinoj okolici. Plan se aktivira ako nastane akcident koji može uzrokovati ispuštanje

većih količina radioaktivnosti u okoliš (donja granica doze zračenja u okolini kod koje se poduzimaju zaštitne mjere definira se propisom). Provođenje tog plana zaštite je, svakako, jednostavnije ako je područje rijetko naseljeno. I to je jedan od razloga da se gustoća naseljenosti uzima kao kriterij za izbor lokacija nuklearnih elektrana.

U kriterijima za izbor lokacija nuklearnih elektrana u Hrvatskoj stoji da kumulativna gustoća naseljenosti u polumjeru 20 km oko lokacije ne smije biti veća od 200 stanovnika/km² (odnosno da unutar te udaljenosti oko nuklearne elektrane ne smije živjeti ukupno više od 250 000 ljudi).

Dodatan zahtjev je udaljenost lokacije nuklearne elektrane od većih naselja, jer je gradove teže evakuirati nego seoska naselja. Tako se primjerice u istim kriterijima traži da naselja s 10 000 do 20 000 stanovnika ne smiju biti u neposrednoj blizini elektrane (ne na udaljenosti manjoj od 5 km), naselja od 50 000 do 100 000 stanovnika moraju biti udaljena barem 10 km od lokacije, a veliki gradovi (kao što je Zagreb), barem 20 km od lokacije nuklearne elektrane.

Zemljište u okolišu nuklearnog objekta se, ovisno o stupnju opasnosti u slučaju akcidenta, dijeli u nekoliko zona. U američkim propisima (dokument 10CFR100) definiraju se tri zone:

1. **Eskluzivna zona**, na udaljenosti 500 do 700 m oko lokacije. U toj zoni nema stalnog naseljavanja, granica zone je definirana dozom zračenja koju najizloženiji pojedinac primi u periodu 2 sata nakon graničnog projektom predviđenog akcidenta (velika LOCA). Ta doza iznosi 0,25 Sv na cijelo tijelo ili 3 Sv na tiroidu zbog inhalacije radioaktivnog ¹³¹I. Doza zračenja na granici ekskluzivne zone računa se uz propisane veoma konzervativne pretpostavke (u pogledu postotka oštećenog goriva, količine ispuštene radioaktivnosti u zaštitnu posudu, propuštanja zaštitne posude i meteoroloških uvjeta). Potrebno je računati s propuštanjem 1% gorivnih šipki u jezgri reaktora, s propuštanjem zaštitne posude od 0,1 % volumnog sadržaja na dan i s najnepovoljnijim meteorološkim uvjetima koji se na dotičnoj lokaciji mogu pojaviti za raspršenje ispuštenih radioaktivnih plinova.
2. **Područje unutar kojeg se poduzimaju zaštitne mjere od radioaktivnog oblaka (područje izravne izloženosti zračenju nakon akcidenta)**
Područje unutar kojeg stanovništvo može biti izloženo izravnom zračenju od radioaktivnog oblaka nakon akcidenta u nuklearnoj elektrani ograničava se obično na promjer od 8 do 10 km oko reaktora. U tom području plan akcija obuhvaća sklanjanje u zatvorene prostore, upotrebu zaštitne odjeće i zaštitnih maski, zaštitu uzimanjem tableta natrijeva jodida (radi blokiranja apsorpcije radioaktivnog joda u štitnjači) uzimanje kontrolirane hrane i pića, i evakuaciju.
3. **Kontrolirano područje radi moguće kontaminacije preko prehrambenog lanca (područje indirektno izloženo zračenju nakon akcidenta)**
U tom se području stalno mjeri radioaktivnost tla, atmosfera i voda nakon akcidenta, podvrgava se kontroli radioaktivnosti hrana i voda za piće, propisuju ograničenja u potrošnji određenih namirnica i vode. Polumjer tog područja varira između 20 i 30 km oko reaktora.

Pri izboru lokacije treba posebno misliti na izvodljivost plana zaštite i evakuaciju stanovništva. Pri tome je veoma bitna pristupačnost naselja te raspoloživost prometnice za evakuaciju i njihov smještaj s obzirom na nuklearnu elektranu.

15.3. Seizmički i geološki uvjeti lociranja nuklearnih objekata

Seizmički i geološki parametri lokacije veoma su bitni za sigurnu gradnju nuklearnih elektrana. Utjecaj tih parametara odražava se na cijenu gradnje i stabilnost građevina i opreme.

Pri razmatranju seizmičkih i geoloških parametara lokacije razlikujemo dva pitanja:

- intenzitet potresa na lokaciji
- udaljenost lokacije od aktivnog tektonskog rasjeda.

Pri razmatranju intenziteta potresa u određenom području uzima se u obzir magnituda potresa u epicentru trusnog područja i intenzitet potresa na samoj mikrolokaciji.

Magnituda potresa

Magnituda potresa (M) mjeri se u Richterovoj skali. Vrijednosti magnitude odnosno Richterove skale nalaze se između 1 i 10. Magnituda je pokazatelj oslobođene energije u epicentru potresa prema relaciji:

$$\log E = 4,4 + 1,5 M.$$

E je energija (J).

Iz relacije proizlazi da, primjerice, potres s magnitudom 5,5 oslobađa u epicentru energiju od $10^{12,65}$ J = $4,47 \times 10^{12}$ J.

Energija oslobođena u potresu vrlo brzo raste s magnitudom. Iz dane relacije proizlazi da porast energije pri porastu magnitude za jedinicu iznosi

$$\frac{E_{m+1}}{E_m} = 10^{1,5} = 31,6$$

Kada se magnituda potresa poveća za jedinicu, oslobođena energija u epicentru poveća se 31,6 puta!

Intenzitet potresa

Intenzitet potresa na lokaciji je veoma bitan pokazatelj jer je to izravan ulazni podatak za projektiranje građevinskih radova i opreme. Intenzitet potresa mjeri se modificiranom Mercallijevom skalom (MMS), koja se dijeli u 12 stupnjeva. Granice tih stupnjeva prilično su subjektivne jer se zasnivaju na osjetu ljudi (kod nižih stupnjeva MMS) i procjeni djelovanja potresa na izgrađene objekte i okolinu (kod viših stupnjeva MMS). Rušilačko djelovanje potresa na izgrađene objekte počinje kod V. ili VI. stupnja MMS.

Djelovanje potresa na objekte može se izraziti silom koja se sa zemljišta prenosi na objekt. Sila je razmjerna akceleraciji koju objekt dobiva pod njezinim djelovanjem. Logično je dakle da postoji veza između akceleracije i intenziteta potresa. Ta je veza dana empiričkom relacijom:

$$I \text{ (MMS)} = 9,975 + 3 \log (a/g),$$

gdje je a/g odnos horizontalne akceleracije zbog potresa i akceleracije sile teže.

Odnosu $a/g = 0,3$ (što je vrijednost za lokaciju NE Krško) odgovara intenzitet potresa $I = 8,41$ stupnjeva MMS.

Nuklearna elektrana mora biti u mogućnosti da sigurno obustavi rad pri pojavi najvećeg potresa na mjestu gdje je izgrađena. U tom smislu propisima je određena maksimalna vrijednost potresa za sigurnu obustavu pogona nuklearne elektrane (u američkoj

literaturi poznata kao *Safe Shutdown Earthquake* – SSE) i intenzitet potresa uz koji elektrana ostaje u normalnom pogonu (u literaturi označen s *Operational Bases Earthquake* – OBE).

U nuklearnoj elektrani mora sustav za brzu obustavu lančane reakcije (regulacijske i obustavne šipke) ostati kod maksimalne vrijednosti potresa (SSE) operabilan, a integralnost primarnoga kruga sačuvana.

Postoji, naravno, veza između magnitude u epicentru trusnog područja i intenziteta potresa na lokaciji. Po razrađenim metodama može se intenzitet potresa na danoj lokaciji odrediti iz magnitude. Pri tome je od bitnog utjecaja udaljenost lokacije od epicentra i vrsta terena po kojem se šire potresni valovi.

Građevinski objekti i oprema nuklearne elektrane mogu se projektirati tako da izdrže vrlo visoke intenzitete potresa. U načelu se nuklearna elektrana projektira za viši intenzitet potresa od ostalih objekata u okolini lokacije. Međutim, cijena objekata znatno se povećava kada se oni grade u području gdje je intenzitet potresa visok.

Općenito se izbjegava lociranje nuklearnih elektrana u područjima visokog intenziteta potresa. U kriterijima za lociranje nuklearnih elektrana u Hrvatskoj je navedeno da lokacije s intenzitetom potresa iznad IX. stupnja MMS (čemu odgovara odnos $a/g > 0,5$) treba eliminirati.

Udaljenost lokacije od tektonskog rasjeda

Epicentri potresa se u većini slučajeva nalaze na rubovima tektonskih ploča, tj. na rasjedi-ma. Osim poznatih velikih rasjeda na rubovima velikih tektonskih ploča na Zemljinoj kori (od kojih je najpoznatija pacifička ploča) postoji i niz manjih rasjeda koji se ucrtavaju u geološke karte svakog područja. Razlikujemo **aktivne i neaktivne rasjede**. Aktivni su rasjedi oni za koje se ispitivanjem moglo ustanoviti da je u određenom prošlom geološkom razdoblju na njima došlo do pomaka. Ta su geološka razdoblja veoma duga (u američkim propisima za lociranje nuklearnih elektrana definiran je neaktivni rasjed ako na njemu nije bilo pomaka u razdoblju oko 35 000 godina). Ispitivanja aktivnosti rasjeda veoma su složena i često ne daju jednoznačne rezultate.

Propisi za lociranje nuklearnih elektrana zahtijevaju da lokacije budu na specificiranoj udaljenosti od aktivnih rasjeda. Tako se primjerice u kriterijima za lociranje nuklearnih elektrana u Hrvatskoj zahtijeva da lokacija mora biti najmanje 8 km udaljena od nominiranog aktivnog rasjeda.

S geološkog stajališta povoljnije su lokacije s čvrstim kompaktnim stijenama, dobrom nosivošću terena i malom mogućnošću pojave likvefakcije.

15.4. Hidrološki i meteorološki uvjeti na lokaciji

Bitan uvjet za povoljnost lokacije nuklearne elektrane je raspoloživost dovoljne količine rashladne vode za hlađenje i zaštićenost od poplava kod visokih voda.

S ekonomskog je stajališta najpovoljnije izravno protočno hlađenje kondenzatora turbine. Lokacije koje dopuštaju takvo hlađenje sve su rjeđe i uglavnom ograničene na blizinu najvećih rijeka, većih jezera odnosno akumulacija ili morske obale. Kod izravnog hlađenja obično je propisima ograničeno povišenje temperature vodotoka kao i njegova najviša temperatura.

Najrašireniji način hlađenja nuklearnih elektrana je povratno hlađenje primjenom rashladnih tornjeva. U tom je slučaju dovoljno da na lokaciji bude na raspolaganju samo

onaj dio rashladne vode koja se gubi isparivanjem u rashladnim tornjevima (što iznosi svega nekoliko postotaka od količine vode koja protječe kroz kondenzator).

U kriterijima za lociranje nuklearnih elektrana u Hrvatskoj je specificirano da se elimiraju lokacije na kojima se ne može osigurati da nakon uzimanja vode za potrebe hlađenja nuklearne elektrane i ostalih potrošača ne ostane u vodotoku protok vode od barem $4 \text{ m}^3/\text{s}$. Taj je protok potreban za održanje biološkog minimuma u vodotoku.

Nepovoljne su s ekonomskog gledišta lokacije suviše udaljene od vodotoka (u navedenim je kriterijima specificirano da su to lokacije udaljene više od 10 km od vodotoka odnosno više od 5 km od morske obale).

Lokacija nuklearne elektrane mora iz sigurnosnih razloga biti zaštićena od poplave. Visina kote platoa na kojem se gradi elektrana mora osigurati zaštitu od najveće visine poplavne vode koja se javlja u jednom 1 000 godišnjem ili još dužem, razdoblju.

Radi smanjenja mogućnosti zagađenja podzemnih voda ispuštenim efluentima povoljno je da razina podzemne vode na lokaciji nuklearne elektrane bude što niža i da se ne upotrebljava za vodoopskrbu.

Kod projekta nuklearne elektrane treba uzeti u obzir mogućnost pojave ekstremnih meteoroloških uvjeta na lokaciji. U propisima za gradnju nuklearnih elektrana u nekim zemljama (u SAD i drugdje gdje zato postoje uvjeti) specificiraju se ti ekstremni uvjeti (uragani, tornado), kod kojih brzine vjetra mogu doseći i više od 300 km/h i kod kojih postoji mogućnost nošenja predmeta koji mogu poput projektila udarati u reaktorsku zgradu. U Europi se s takvim meteorološkim uvjetima ne računa.

Među nepovoljne meteorološke karakteristike lokacije pripada i slaba sposobnost prizemnog dijela atmosfere za disperziju ispuštenih plinovitih efluenata. Takvo stanje karakteriziraju tišine i atmosferske inverzije. Slaba disperzija plinovitih efluenata povećava doze zračenja u okolici nuklearne elektrane.

15.5. Veza s elektroenergetskim sustavom

Veza nuklearne elektrane s elektroenergetskim sustavom mora biti što bolja. Lokacija na kojoj se gradi nuklearna elektrana mora osigurati dobar i siguran priključak objekta na mrežu visokonaponskih vodova i biti što bliže čvorištu te mreže. Tu se ne radi samo o ekonomičnosti priključka elektrane na elektroenergetski sustav već i o sigurnosti napajanja nuklearne elektrane iz tog sustava. Iako u nuklearnoj elektrani mora postojati neovisan unutarnji izvor električne energije (dva ili više dizel agregata), propisi nalažu da se napajanje elektrane iz vanjske mreže mora provesti na dva neovisna načina.

Stoga su nepovoljne lokacije kod kojih se nuklearna elektrana dugim vodom povezuje na elektroenergetski sustav bez mogućnosti alternativnog vanjskog napajanja u slučaju ispada ili rušenja tog voda. Također su nepovoljnije lokacije na otocima s većom udaljenošću od kopna (prema kriterijima za lociranje nuklearnih elektrana u Hrvatskoj lokacije na otocima udaljenijim 2 km od kopna se eliminiraju)

15.6. Ostali faktori bitni pri izboru lokacije nuklearne elektrane

Osim navedenih uvjeta i ograničenja za lociranje nuklearnih elektrana javljaju se još neki, nešto manje bitni za sigurnost rada elektrane, ali važni s gospodarskog i kulturnog stajališta. Tako se primjerice obično zahtijeva:

- kao makrolokacije nuklearnih i drugih energetske objekata eliminiraju se prirodni rezervati, nacionalni parkovi i područja kulturne baštine,
- u neposrednoj blizini lokacije ne smiju prolaziti naftovodi ni plinovodi,
- povoljnije su lokacije izvan izrazito dobrog poljoprivrednog zemljišta i visokovrijednih šumskih površina kao i u neposrednoj blizini zona predviđenih za intenzivan razvoj turizma,
- lokacija nuklearne elektrane mora imati dobar priključak na prometnice. To je važno radi opskrbljivanja elektrane, ali i radi eventualne evakuacije stanovništva,
- iz sigurnosnih razloga treba izbjegavati lokacije neposredno u smjeru uzletnih i slijetnih koridora aerodroma,
- treba izbjegavati lokacije potencijalno važne za eksploataciju rudnog bogatstva, kao i one na kojima se nalazi osjetljiva industrija (u takvu vrstu industrije pripadaju farmaceutska, prehrambena i slične).

15.7. Vrednovanje lokacija za nuklearne elektrane

Pri izboru lokacija za nuklearne elektrane treba primijeniti postupak vrednovanja i rangiranja potencijalnih lokacija. Pri tome treba uzeti u obzir da je rijetko kada jedna lokacija idealna po svim elementima vrednovanja. Zbog toga pri izboru lokacije treba pribjeći izvjesnim kompromisima.

Postupak je u osnovi sljedeći:

Primjenom eliminacijskih kriterija najprije se odrede šire zone na kojima može doći u obzir lociranje nuklearne elektrane. Zatim se utvrde elementi boniteta mogućih makrolokacija pridodavanjem utežnih faktora svakom kriteriju koji nije eliminacijski. Time se dobiva uvid u relativni bonitet makrolokacija. Podaci služe kao podloga za donošenje programa dodatnih istraživanja na odabranim makrolokacijama (treba naime uzeti u obzir da su početni podaci za vrednovanje preliminarne).

Ako dodatna istraživanja pokažu da na preliminarno određenoj optimalnoj makrolokaciji nema bitno nepovoljnijih okolnosti od izvorno pretpostavljenih, traže se u okviru nje mikrolokacije na kojima se onda mogu vršiti detaljni istražni radovi potrebni kao podloga za projektiranje.

Reference uz 15. poglavlje

1. IAEA Safety Series No. 50-SG-S1 ... No. 50-SG-S11.
2. Kriteriji za izbor lokacija za termoelektrane i nuklearne objekte, Urbanistički institut Hrvatske, 1991.
3. Code of Federal Regulations 10 CFR 100, 1962.
4. General Site Suitability Criteria for Nuclear Power Station, NRC Regulatory Guide 4.7, 1974.
5. J. R. Lamarsh, Introduction to Nuclear Engineering, Chapter 11, Addison-Wesley, Reading 1975.
6. D. Feretić, Nuklearne elektrane, Liber, Zagreb, 1984.

16. Ekonomski pokazatelji nuklearnih elektrana

Razlozi za gradnju nuklearnih elektrana kao energetske objekata vrlo su vezani uz njihove ekonomske pokazatelje. Samo konkurentna cijena energije iz nuklearnih elektrana može potaknuti elektrogospodarstvo da gradi takve objekte. Ekonomski pokazatelji povoljnosti gradnje nekog energetskeg objekta nisu često jednoznačni ni na jednak način primjenjivi u raznim zemljama, pa ih treba upotrebljavati s mnogo opreza.

S obzirom na to da je nuklearna elektrana po svojim energetskeim i pogonskeim karakteristikama jedna vrsta termoelektrane, logično je i ekonomske karakteristike nuklearne elektrane uspoređivati s termoelektranama loženih ugljenom, tekućim gorivima i plinom.

Temeljni pokazatelj ekonomske povoljnosti energetskeg objekta je cijena proizvedene energije u tom objektu.

Cijena pak proizvedene energije je rezultat brojnih činilaca, među kojima su najznačajniji: investicijska ulaganja u energetske objekt, uvjeti financiranja gradnje objekta, otplate kredita i amortizacije, količina proizvedene energije (definirana kroz faktor opterećenja elektrane), troškovi goriva i troškovi održavanja objekta tijekom pogona.

Ekonomski pokazatelji različitih energetskeih objekata znatno se međusobno razlikuju. Neke energetske objekte karakteriziraju visoki investicijskei troškovi i mali troškovi pogona. Drugi pak, kod kojih su investicijskei troškovi manji, redovito zahtijevaju skupo gorivo. Među prve pripadaju hidroelektrane i aditivni energetskei izvori (solarne elektrane, elektrane na vjetar), a među druge elektrane na prirodni plin i dizel električne elektrane. Nuklearne elektrane i termoelektrane na ugljen nalaze se između ta dva ekstrema. Ako pak usporedimo samo nuklearne elektrane i termoelektrane svih vrsta vidimo da nuklearne elektrane imaju više investicijske troškove od termoelektrana, a niže cijene goriva.

Iz tih se razloga relativna ekonomska vrijednost energetskeih objekata može na pravedan način uspoređivati samo na temelju cijene proizvedene električne energije u tim objektima. Ipak, u nekim se slučajevima, ovisno o uvjetima financiranja gradnje objekta, i visina investicijskeih troškova pojavljuje kao element odluke o izboru vrste energetskeg objekta, bez obzira na to što taj parametar ne može biti pravi pokazatelj ekonomske vrijednosti objekta.

16.1. Metode za usporedbu ekonomičnosti energetskeih objekata

U tijeku gradnje i iskorištenja energetskeg objekta potrebno je ulagati financijska sredstva u gradnju objekta, njegovo održavanje i nabavu goriva. Ulaže se sukcesivno dok se taj

objekt gradi i dok je u pogonu. Financijska sredstva obično se osiguravaju kreditima, na koja treba plaćati kamate, a visina potrebnog ulaganja kapitala u raznim vremenima tijekom gradnje objekta ovisi o inflaciji. Zajednički utjecaj kamata, inflacije i ekonomske politike izražava se godišnjom diskontnom stopom. Budući da stvarna vrijednost uložених sredstava ne ovisi samo o uloženom iznosu već i o vremenu kada je uloženo to se utemeljena usporedba ekonomskih parametara termoelektrana i nuklearnih elektrana može izvesti pomoću konstantne vrijednosti kapitala (metoda sadašnjih vrijednosti investicije). Time se sve uplate svode na isti rok. Taj je rok obično početak komercijalnog pogona elektrane. Svaki se trošak nastao tijekom gradnje objekta množi faktorom $(1+d)^r$, gdje je d diskontna stopa, a r vrijeme u godinama između nastanka troška i početka komercijalnog pogona. Iz rečenog vidimo da je u konačnoj cijeni elektrane sadržan kombinirani utjecaj početne investicijske svote, inflacije i kamata na uložena sredstva.

Tijekom pogona svake elektrane nastaju troškovi pogonskog osoblja, održavanja, remonta, rekonstrukcija, nabavke goriva i sl.

Elektrana proizvodi u svakoj godini neku količinu električne energije W_1 . Radni vijek elektrane je period koji se za potrebe ekonomskih analiza uzima kao vrijeme u kojem će energetski objekt proizvoditi energiju. U tom roku moraju prodajom proizvedene energije biti otplaćena sredstva uložena u gradnju elektrane zajedno s kamatama. Rokovi otplate kredita obično su kraći od radnog vijeka elektrane.

Tijekom pogona trebaju biti pokriveni svi tekući pogonski troškovi te prikupljena sredstva za pokriće troškova dekomisije nakon prestanka rada objekta (to su troškovi potrebni da se nakon prestanka rada elektrane osigura okoliš od nepovoljnog utjecaja postrojenja i proizvedenih otpadaka).

Ni troškovi pogona ni proizvedena energija ne moraju biti ravnomjerno raspoređeni u radnom vijeku elektrane. Povoljnije je ako troškovi nastaju kasnije, a elektrana u prvim godinama pogona proizvodi više energije, nego ako se dogodi obratno.

Iz navedenih razloga tzv. niveliranu cijenu električne energije proizvedenu u bilo kojoj elektrani možemo izraziti kao odnos svih troškova koji su nastali tijekom gradnje i pogona svedeni na neki datum (kao što je već napomenuto, obično je to početak komercijalnog pogona elektrane) i sveukupno proizvedene energije svedene na isti datum. Dakle,

$$C = \frac{C_i + C_{po} + C_g}{W}$$

gdje je:

- C – cijena po jedinici proizvedene energije
- C_i – godišnji troškovi kapitala tijekom pogona elektrane svedeni na početak komercijalnog pogona.

Godišnji troškovi kapitala ovise o investicijskim ulaganjima, uvjetima otplate kredita i diskontnoj stopi.

Investicijska ulaganja u gradnju objekta se određuju kao zbroj svih pojedinačnih ulaganja tijekom gradnje, od kojih je svako svedeno na dan početka komercijalnog pogona elektrane. Ta se ulaganja (glavnica i kamate) otplaćuju tijekom pogona u rokovima koji su određeni uvjetima kreditiranja. Obično se radi o više kredita s raznim vremenima odgode početka otplate, trajanjima otplate i s raznim kamatnim stopama. Kao što je već napomenuto, rokovi otplate kredita redovito su kraći od radnog vijeka elektrane. Iz rečenog je očigledno da će se godišnji troškovi kapitala mijenjati tijekom pogona. Najviši su u prvim

godinama pogona, jer tada treba otplaćivati i kratkoročne i dugoročne kredite, kasnije, nakon otplate pojedinih kredita, smanjuju se da bi najmanji bili u vremenu od otplate svih kredita do kraja radnog vijeka elektrane. U godišnje troškove kapitala pripadaju i oni koje tijekom pogona treba odvajati za dekomisiju elektrane na kraju njezina radnog vijeka.

- C_{po} – troškovi pogona i održavanja (uključivši remonte i rekonstrukcije) su zbroj svih pojedinačnih troškova pogona i održavanja nastalih tijekom cijeloga radnog vijeka elektrane (za nuklearne elektrane i termoelektrane to je obično 30 do 40 godina) svedenih na dan početka komercijalnog pogona.
- C_g – troškovi goriva tijekom pogona elektrane računati na isti način kao i troškovi održavanja.
- W – proizvodnja električne energije tijekom cijeloga radnog vijeka elektrane svedena na dan početka njezina komercijalnog pogona.

Svođenje svih troškova i proizvedene energije na početak komercijalnog pogona dobiva se množenjem godišnjih troškova i proizvedene energije u svakoj godini faktorom $(1+d)^{-n}$ (pri čemu je d diskontna stopa, a n broj godina nakon početka komercijalnog pogona) te zbrajanjem tako umanjenih troškova i energije za cijeli radni vijek elektrane.

Opisana metoda za izračunavanje sadašnje vrijednosti svih troškova može se primijeniti pri usporedbi ekonomskih parametara raznovrsnih energetske objekata koje treba izgraditi (termoelektrana, nuklearnih elektrana, hidroelektrana), kao i pri ocjenjivanju ponuda za izgradnju nekog danog energetske objekta. Metoda dopušta da se nekom prosječnom cijenom energije iz energetske objekta izrazi utjecaj svih ulaganja u gradnju, otplate kredita, troškove održavanja i goriva tijekom pogona te pogonske pouzdanosti objekta (izražene diskontiranom proizvodnjom energije).

Primjenom te metode su uspoređene predviđene nivelirane cijene električne energije iz nuklearnih elektrana i termoelektrana na ugljen i prirodni plin u nizu zemalja koje bi mogle biti puštene u pogon krajem ovog desetljeća. Rezultati su dani u tablicama 16.5.2. do 16.5.4.

Godišnji troškovi kapitala, pogona, održavanja i goriva te proizvodnja elektrane mijenjaju se iz godine u godinu, a zbog toga se naravno svake godine mijenja i cijena proizvedene električne energije.

16.2. Investicijski troškovi elektrana

Struktura investicijskih troškova gradnje nuklearnog objekta često se iskazuje ovisno o odnosu investitora i izvođača radova (ugovor "ključ u ruke" ili pojedinačno ugovaranje opreme i radova). To su direktni troškovi gradnje objekta (cijena zemljišta, projekta, građevinskih radova, opreme s montažom i ispitivanjem, nadzora nad gradnjom te prvog punjenja goriva u reaktor), troškovi investitora (troškovi organizacije investitora, konzultantski troškovi, školovanja pogonskog osoblja, stambeni objekti za investitora i izvođače kao i drugi objekti i radovi u odgovornosti investitora) te inflacija i kamate na zaleđeni kapital tijekom gradnje (izraženo diskontnom stopom).

Grupa međunarodnih organizacija (Međunarodna agencija za energiju – IEA, Nuklearna europska agencija – NEA, Međunarodno udruženje proizvođača i distributera električne energije – UNIPED te Međunarodna agencija za atomsku energiju – IAEA) pokrenula je izradu niza studija koje bi trebale osvijetliti sve relevantne ekonomske pokazatelje energetske objekata koji će se graditi krajem ovog i početkom idućeg stoljeća.

Posljednja studija te serije dovršena je krajem 1992. godine. Studija se temelji na doprinosima zemalja sudionica. Izrađena je za 16 zemalja članica OECD (Organization for Economic Cooperation and Development) i šest zemalja izvan OECD. Analizirani su ekonomski pokazatelji nuklearnih elektrana, termoelektrana na ugljen i termoelektrana na plin u kombiniranom procesu. U razmatranim zemljama ne namjeravaju se u budućnosti graditi termoelektrane na tekuća goriva i zbog toga one nisu uključene u analizu.

Podaci o ekonomskim pokazateljima elektrana dani u okviru ovog poglavlja pretežno se oslanjaju na tu studiju.

Suglasno prije navedenom, na visinu konačne investicijske svote, svedene na početak komercijalnog pogona, utječu početna (temeljna) investicijska ulaganja, vremenski plan trošenja sredstva tijekom gradnje i diskontna stopa. Diskontna stopa u većini analiziranih zemalja kreće se u granicama od 5 do 10% godišnje.

Prema spomenutoj studiji konačna investicijska ulaganja za nuklearne elektrane s lakovodnim reaktorima snage 1100-1300 MW i teškovodnim reaktorima snage 880 MW (za Kanadu), termoelektrane na ugljen s blokovima snage 400-700 MW i termoelektrane na plin s kombiniranim plinsko-parnim kružnim procesom pojedinačnih snaga 300-600 MW odgovarala bi, na temelju sadašnjih predviđanja, investicijskim ulaganjima iz tablice 16.1.1.

Tablica 16.1.1. Konačna investicijska ulaganja u gradnju elektrana u US dolarima po kilowatu (za vrijednosti američkog dolara na dan 1.7.1991.)

Zemlja	Termoelektrane na ugljen		Termoelektrane na plin		Nuklearne elektrane	
	Diskontna stopa		Diskontna stopa		Diskontna stopa	
	5 %	10 %	5 %	10 %	5 %	10 %
Belgija	1342	1439	811	854	2053	2360
Kanada	1160	1448 **	767	894 **	2397	2830
Finska	990	1093	584	606	1922	2206
Francuska	1197	1313	650	707	1456	1658
Japan	2097	2412	1292	1448	2483	2938
Njemačka	1685	1815 *	—	—	3016	3417
Velika Britanija	1790	1875 *	718	750	3230	3810 *
SAD	1771	2075 (1)	—	—	2145	2380 (1)
	1779	2066 (2)	634	701 **	2246	2501 (2)
	1711	1990 (3)	—	—	2093	2321 (3)

(1) Srednji zapad SAD

(2) Sjeveroistok SAD

(3) Zapad SAD

** srednja vrijednost za cijelu zemlju

* srednja vrijednost procjene

— nema podatka

Iz tablice primjećujemo da su predviđeni investicijski troškovi energetskih objekata koji bi se puštali u pogon oko 2 000. godine najviši za nuklearne elektrane (kod svih zemalja osim Francuske iznad 2 000 US\$/kW, a najniži za termoelektrane na plinovito gorivo (600 – 800 US\$/kW). Cijene gradnje termoelektrana na ugljen između tih su vrijednosti. Sve termoelektrane koje ulaze u pogon krajem stoljeća moraju imati ugrađene uređaje za odsumporavanje te uređaje za smanjenje emisija dušičnih oksida (NO_x) i krutih lebdećih čestica. Predviđena cijena gradnje nuklearnih elektrana u Velikoj Britaniji je osobito visoka, čak je više od dva puta veća nego u Francuskoj. Ta se cijena zasniva na procijenjenim troškovima gradnje nuklearne elektrane Sizewell B, koja bi trebala ući u pogon 1994. godine i prema procjenama iz 1990. godine stajati oko 3 500 US\$/kW. Treba, međutim, uzeti u obzir da je to elektrana koja po svojoj izvedbi pripada generaciji nuklearnih elektrana s naprednim tlakovodnim reaktorom te da su u troškove njezine gradnje uvršteni troškovi razvoja i infrastrukture koji bi trebali poslužiti kao osnova za gradnju istovjetnih jedinica u budućnosti. To posljednje poskupljuje gradnju za barem 10 – 15%. Kako bi svoje procjene investicijskih troškova za nuklearne elektrane približila procjenama drugih zemalja, engleska elektroprivredna organizacija, Nuclear Electric, naknadno je procijenila troškove gradnje dvaju APWR blokova, svaki snage 1300 MW u Velikoj Britaniji na 2 100 US\$/kW (vrijednost dolara srpanj 1991.). Tako procijenjena investicija nije uključena u tablicu 16.1.1. Međutim, s tolikom cijenom gradnje nuklearnih elektrana može se u Velikoj Britaniji u izvjesnim uvjetima postići ekonomska konkurentnost s termoelektrom, pa je ona i uzeta u obzir pri proračunu cijene električne energije iz nuklearnih elektrana u Velikoj Britaniji.

Trajanje gradnje i licenciranje nuklearnih elektrana

Trajanje gradnje nuklearnih elektrana bitno utječe na njihove konačne investicijske troškove. U posljednjih 30 godina u svijetu se, a osobito u SAD, osjeća tendencija produženja trajanja gradnje tih objekata. Dok su se početkom 1960-ih godina nuklearne elektrane gradile za nešto više od 50 mjeseci, sredinom 1980-ih godina vrijeme njihove gradnje poraslo je na oko 100 mjeseci, a u nekim slučajevima i na duže. Uzrok toj pojavi treba prvenstveno tražiti u sve kompleksnijoj regulativi i kompliciranom postupku licenciranja postrojenja. Broj propisa i standarda za projektiranje i gradnju nuklearnih elektrana u SAD tijekom 1970-ih godina drastično raste. Od svega nekoliko stotina koji su postojali 1970. godine njihov je broj do 1975. godine narastao na oko 1 700. Postupak licenciranja je dopuštao da se nuklearnoj elektrani, izgrađenoj prema uvjetima iz građevinske dozvole, može osporiti ulazak u pogon ne ispuni li mnoge dodatne uvjete koji nisu bili poznati na početku njezine gradnje. Sve nuklearne elektrane koje su već bile u gradnji trebale su retrogradno primjenjivati mnoge novo izdane propise. Taj je proces osjetljivo zakočio tempo građenja nuklearnih elektrana. Mnoge zemlje koje su ih gradile po američkim projektima (među takve pripada i NE Krško) ili po američkoj licenci bile su dužne, barem djelomično, slijediti takav proces.

16.3. Troškovi pogona i održavanja

Troškovi pogona i održavanja obuhvaćaju sve troškove potrebne za održavanje pogona elektrane, osim troškova goriva. Tu između ostalog pripadaju svi troškovi pogonske organizacije, vanjskih usluga, potrošnog materijala, rekonstrukcija, remonta, osiguranja itd., a kod teškovodnih reaktora i troškovi nadoknade izgubljene teške vode.

Pogonska raspoloživost elektrane i postignuti faktor opterećenja elektrane (definiran odnosom godišnje proizvedene energije u elektrani i maksimalno moguće godišnje proizvedene energije) ovisi o troškovima pogona i održavanja, iako je tu ovisnost teško direktno utvrditi. Naime, što se elektrana bolje održava, to nesumnjivo njezina pogonska raspoloživost i pogonska sigurnost mora biti veća. To je posebno došlo do izražaja kod japanskih nuklearnih elektrana, gdje je brižljivim planiranjem preventivnog održavanja broj nenamjernih ispada nuklearnih elektrana iz pogona pao na oko 0,1 po reaktoru godišnje, dok je svjetski prosjek oko jedan takav ispad godišnje.

Boljom se raspoloživošću elektrane povisuje proizvodnja energije i zbog toga smanjuju jedinični troškovi njezine proizvodnje. Navedene činjenice upućuju na zaključak da postoji neki optimum u troškovima održavanja postrojenja, kod kojeg je cijena proizvedene energije najniža.

Podatke o predviđenim troškovima održavanja termoelektrana i nuklearnih elektrana koje rade s prosječnim faktorom opterećenja od 75% u raznim zemljama daje tablica 16.3.1.

Tablica 16.3.1. Troškovi održavanja termoelektrana i nuklearnih elektrana US dolara godišnje po instaliranom kilowatu (za vrijednost dolara na dan 1.7.1991.)

Zemlja	Termoelektrane na ugljen	Termoelektrane na plin	Nuklearne elektrane
Belgija	32,0	22,0	48,0
Kanada	39,5 **	21,1 **	33,3
Finska	35,2	17,2	35,5
Francuska	50,6	26,4	54,3
Japan	51,2	44,8	70,8
Njemačka	97,8	–	82,5
Velika Britanija	79,5 **	51	73,4 **
SAD	67,3 (1)		
	63,4 (2)	16,5 **	108,0 **
	48,2 (3)		

(1) Srednji zapad SAD

(2) Sjeveroistok SAD

(3) Zapad SAD

** srednja vrijednost za cijelu zemlju

* srednja vrijednost procjene

– nema podatka

Izrazito su veliki predviđeni troškovi za održavanje nuklearnih elektrana u 2000. godini SAD, čak dvostruko veći nego u Francuskoj, a više od 50% veći su nego u Japanu (iako japanske nuklearne elektrane postižu višu pogonsku raspoloživost od nuklearnih elektrana u SAD). Takva se procjena zasniva na današnjim vrlo visokim troškovima održavanja nuklearnih elektrana u SAD (60 do 90 milijuna dolara godišnje po jedinici). Problem je uočen i već se poduzimaju mjere za smanjenje troškova održavanja nuklearnih elektrana u SAD.

16.4. Cijene goriva

Udio cijene goriva u cijeni proizvedene energije vrlo se jednostavno kod konvencionalnih goriva (ugljen, plin) određuje jer ovisi jedino o cijeni sirovine i učinkovitosti iskorištenja goriva u elektrani.

Kod nuklearnog goriva je broj komponenata koje utječu na cijenu veći. To su cijene sirovine, konverzije, obogaćenja i izrade gorivih elemenata. Nadalje, u troškove nuklearnog goriva uračunava se i cijena njegova uskladištenja na elektrani i izvan nje (ako takvo skladište postoji) nakon odgora u reaktoru. Ako se predviđa prerada goriva, u račun treba uzeti troškove prerade, transporta i uskladištenja visokoaktivnog otpada te vrijednost dobivenih proizvoda u preradi (plutonij, uran). O tehničkim aspektima pojedinih dijelova nuklearnog gorivnog ciklusa bilo je riječi u 10. poglavlju.

Cijene energenata u 2000. godini, prema predviđanjima pojedinih zemalja, izražene u vrijednostima US dolara iz 1.7.1991., dani su prema prije navedenoj studiji NEA /UNPEDE/IAEA tablicom 16.4.1.

Tablica 16.4.1. Predviđene cijene energenata oko 2000. godine

Zemlja	Ugljen	Prirodni plin	Uran
	US\$/GJ	US\$/GJ	US\$/kg
Belgija	2,0 (U)	3,6	60,0
Kanada	1,5 (U)	3,1 **	–
Finska	1,9 (U)	3,4	75,0
Francuska	1,9 (U)	3,7	81,6
Japan	2,1 (U)	4,4	–
Njemačka	5,3 (D) 1,7 (U)	–	69,6
Velika Britanija	2,1 (U)	2,9	–
SAD	1,6 (1,D)	3,4 1	
	2,2 (2,D)	3,9 2	47,0 **
	1,0 (3,D)	3,6 3	

** prosjek za cijelu zemlju

1 Srednji zapad SAD

2 Sjeveroistok SAD

3 Zapad SAD

(U) uvozni ugljen

(D) domaći ugljen

– nema podatka

1 tona ekvivalentnog ugljena odgovara 29,3 GJ

Prosječne cijene konvencionalnih energenata

Prosječne cijene konvencionalnih goriva u Zapadnoj Europi potkraj ovog desetljeća bile bi prema sadašnjim prognozama: ugljen oko 2 US\$/GJ (oko 60 US dolara po toni ekvivalentnog ugljena), a plin oko 3,7 US\$/GJ, uz vrijednost dolara na dan 1.7.1991.

Troškovi nuklearnog gorivog ciklusa

Proračun troškova nuklearnog gorivog ciklusa i udjela cijene goriva u cijeni energije u nuklearnim elektranama mnogo je zahtjevniji od proračuna cijene goriva po kilovatsatu u klasičnim termoelektranama.

Podaci o ekonomskoj analizi i cijenama gorivog ciklusa mogu se naći u brojnoj literaturi. Numerički podaci dani u ovom poglavlju ipak se pretežno oslanjaju na nedavno dovršenu studiju OECD/NEA (The Economics of Fuel Cycle, Paris, June, 1993.), a u kojoj se prognoziraju cijene gorivnog ciklusa nuklearnih elektrana koje će ući u pogon početkom idućeg desetljeća.

Nuklearni gorivi ciklus sastoji se od više faza, koje su vremenski pomaknute. Vremenski pomaci bitno utječu na konačne cijene dijelova gorivog ciklusa zbog svođenja svih troškova na dan početka komercijalnog pogona primjenom propisanih diskontnih stopa. Tipični vremenski pomaci prema datumu početka komercijalnog pogona nuklearne elektrane, ako se gorivo ne prerađuje, su sljedeći,

– nabava urana za prvu jezgru	– 24 mjeseca
– konverzija	– 18 mjeseci
– obogaćenje	– 12 mjeseci
– izrada gorivnih elemenata	– 6 mjeseci
– odležavanje istrošenog goriva u elektrani	+ 5 godina ili više
– privremeno skladištenje odzračenog goriva	+ 40 godina.

Ako se gorivo prerađuje, treba kod proračuna cijene goriva računati s vremenskim pomacima,

– transport odzračenog goriva do postrojenja za preradu	+ 5 godina
– prerada odzračenog goriva	+ 6 godina
– priprema i konačno odlaganje visokoaktivnog otpada	≈ + 50 godina.

Cijene nuklearnog gorivog ciklusa možemo razmatrati u dva dijela:

- Predreaktorski dio, koji uključuje elemente cijena gorivnog ciklusa prije ulaska goriva u reaktor (dobava urana, konverzija, obogaćenje urana, izrada gorivnih elemenata)
- Postreaktorski dio, u koji pripada odlaganje i transport odzračenog goriva, prerada odzračenog goriva i pospremanje visokoradioaktivnog otpada.

Osvrnut ćemo se ukratko na današnje prognoze cijena pojedinih faza gorivog ciklusa za njegov predreaktorski i postreaktorski dio (u anglosaksonskoj literaturi ti se dijelovi označuju kao *Front-end* i *Back-end Fuel Cycle*).

Cijene predreaktorskog dijela gorivog ciklusa

Uran

Cijene urana krajem ovog desetljeća prema predviđanjima pojedinih zemalja dane su u tablici 16.4.1.

OECD i NEA smatraju da se za potrebe izrade ekonomskih studija može računati s referentnom cijenom urana od 50 US dolara (dolar iz 1990. godine) po kilogramu urana (odnosno 42,3 US dolara po kilogramu U_3O_8), s predviđenim porastom realne cijene od 1,2% godišnje. Uz takav bi porast cijena urana u 2040. godini dosegla vrijednost od nekih 90 US dolara po kilogramu. S druge strane, izvršene analize prognoza budućih cijena urana

(analize NEA Uranium Group) ne daju opravdanje tolikom porastu cijene urana. Prema tim analizama cijene urana će se, dugoročno gledano, kretati između 40 US dolara po kilogramu kao donjoj i 90 US dolara po kilogramu kao gornjoj granici. Razlog u takvoj prognozi temelji se na kretanju cijena drugih metala (primjerice bakra) koje se, usprkos fluktuaciji na tržištu, nisu realno promijenile u posljednjih 50 godina.

Proračun rezervi urana zasniva se na maksimalnoj cijeni od 130 US dolara po kilogramu urana, iako nije izvjesno da li će se ta cijena ikada dostići. Nova otkrića uranske rude mogle bi tu granicu cijene sniziti.

Konverzija

Uran treba prirediti za postupak obogaćenja pretvorbom oksida urana u plinoviti uran heksafluorid (UF_6). Cijena konverzije kreće se danas između 6 i 11 US dolara po kilogramu urana. Ne predviđa se da će, dugoročno gledano, cijena izaći iz tih okvira.

Obogaćenje urana

Cijena obogaćenja urana temelji se danas na cijenama rada postrojenja plinske difuzije. Novi tehnološki procesi obogaćenja urana koji su u fazi razvoja (centrifuge, primjena lasera) obećavaju ne samo povišenje kapaciteta postrojenja za obogaćenje urana nego i značajno sniženje cijena (to se posebno odnosi na obogaćenje urana primjenom lasera). U današnjim studijama ekonomike budućeg nuklearnog gorivog ciklusa računa se s cijenama separacijskog rada između 70 i 160 US dolara po kilogramu obogaćenog urana (dolar iz 1990. godine). Očekuje se realan porast cijene od 2% godišnje kao i to da će postojeći kapaciteti postrojenja za obogaćenje urana zadovoljiti potrebe do kraja idućeg desetljeća.

Izrada gorivih elemenata iz oksida urana

Gorive elemente nuklearnih reaktora izrađuju mnogi proizvođači nuklearne opreme. Stoga na tržištu postoji konkurentnost i velika ponuda. Ako kao podlogu za analizu uzmemo gorive elemente modernih tlakovodnih reaktora koji mogu izdržati odgor od kojih 40 000 MWd/t, pa i više, predvidiva je njihova cijena izrade između 200 i 400 US dolara po toni urana (vrijednost dolara iz 1991. godine). Kao referentna vrijednost za kraj ovog desetljeća, u ranije navedenoj studiji gorivog ciklusa OECD/NEA usvojena je cijena od 275 US dolara po toni. Cijene izrade gorivih elemenata tlakovodnih reaktora bile su u proteklom desetljeću veoma stabilne. Nešto se više cijene (do oko 400 US dolara po toni) predviđaju za izradu budućih poboljšanih gorivnih elemenata naprednih tlakovodnih reaktora s odgorom do oko 50 000 MWd/t.

Cijene postreaktorskog dijela gorivog ciklusa

Prerada ozračenog goriva

Ako se kao opcija usvoji prerada odzračenog nuklearnog goriva u tlakovodnim reaktorima, u troškove gorivog ciklusa treba uračunati troškove transporta goriva do postrojenja za preradu, troškove prerade i troškove odlaganja visokoradioaktivnog otpada.

Prema podacima o predviđenim cijenama prerade nuklearnog goriva iz tlakovodnih reaktora u novom britanskom postrojenju THORP u Sellafieldu i francuskom postrojenju UP3 u La Hagueu u današnjim se analizama navode cijene prerade između 540 i 720 ECU-a po kilogramu urana. Cijena se zasniva na pretpostavci istodobne prerade goriva za

20 do 30 velikih lakovodnih reaktora. Uvođenje poboljšanih tehnologija u novim postrojenjima opravdava nade u mogućnost sniženja cijena prerade goriva.

Troškovi uskladištenja visokoradioaktivnog otpada ovise o uvjetima i mogućnostima uskladištenja tog otpada u pojedinim zemljama. Treba naime uzeti u obzir da se zajedno s proizvodima prerade (uran, plutonij) svakoj zemlji koja je poslala nuklearno gorivo na preradu vraća i visokoradioaktivni otpad. Stoga se troškovi zbrinjavanja tog otpada procjenjuju u veoma širokim granicama. U studiji OECD/NEA te su granice između 90 i 580 ECU-a po kilogramu urana.

Isplativost prerade odzračenog goriva je uvjetovana i vrijednošću dobivenog plutonija. Ta se vrijednost, prema procjenama NEA, kreće između 7 i 8,2 US dolara po gramu (dolar iz 1991.)

Troškovima gorivog ciklusa treba naravno pribrojiti i troškove transporta radioaktivnog materijala. Za transport u Europi troškovi se procjenjuju na 20 do 80 ECU-a po kilogramu urana.

Uskladištenje odzračenog goriva bez prerade

Procjene troškova dugoročnog uskladištenja istrošenog nuklearnog goriva pretežno se zasnivaju na studijama iz Švedske, gdje se takav način uskladištenja i predviđa. Troškovi obuhvaćaju petogodišnje odležavanje gorivih elemenata u bazenu elektrane, četrdesetgodišnje odležavanje u privremenom skladištu i nakon toga njihovo zatvaranje u bakrene kanistre (s debljinom stijenke oko 100 mm) i odlaganje u konačno skladište.

Cijena pripreme gorivih elemenata za dugoročno odležavanje procjenjuje se na 140 do 670 ECU-a po kilogramu urana, a cijena njihova odležavanja i transporta na 60 do 290 ECU-a po kilogramu urana.

Cijena nuklearnog goriva po jedinici energije

Na temelju iznesenih cijena pojedinih faza gorivog ciklusa i vremena nastanka pojedinih troškova može se izračunati referentna jedinična cijena gorivog ciklusa.

Proračun, prema studiji OECD/NEA, odnosi se na francusku nuklearnu elektranu snage 1390 MW s tlakovodnim reaktorom tipa N4 termičke snage 4020 MW s ulaskom u pogon oko 2000. godine. Radni vijek elektrane je 30 godina, a prosječni faktor opterećenja 75%. Odgor goriva u reaktoru je 42 500 MWd/t.

Referentne, a već spomenute, cijene dijelova gorivnog ciklusa potrebne za proračun (cijene se zasnivaju na vrijednosti dolara početkom 1991. godine) jesu:

- | | |
|-----------------------------|--|
| – uran | 50 US dolara po kilogramu urana |
| – konverzija | 8 US dolara po kilogramu urana |
| – obogaćenje | 110 US dolara po jedinici separacijskog rada |
| – izrada gorivnih elemenata | 275 US dolara po kilogramu urana |

Za opciju prerade odzračenog goriva:

- | | |
|--|--------------|
| – prerada istrošenog goriva i priprema visokoradioaktivnog otpada za odlaganje | 720 ECU/kg U |
| – odlaganje otpada | 90 ECU/kg |

Za opciju uskladištenja neprerađenog istrošenog goriva:

- | | |
|---|------------|
| – transport istrošenog goriva i privremeno skladištenje (45 godina) | 230 ECU/kg |
| – zatvaranje goriva u zaštitne posude i odlaganje | 610 ECU/kg |

Na temelju navedenih cijena dijelova gorivog ciklusa i diskontne stope od 5% izračunate su nivelirane jedinične cijene gorivnog ciklusa. Rezultat proračuna za opciju odlaganja istrošenog goriva bez prerade daje tablica 16.4.2.

Tablica 16.4.2. Cijene gorivog ciklusa 10^{-3} US dolara/kWh

uran	1,64
konverzija	0,21
obogaćenje urana	1,85
izrada gorivih elemenata	1,00
Ukupno predreaktorski dio	4,70
transport/skladištenje istrošenog goriva	0,51
priprema za konačno odlaganje istrošenog goriva	0,25
Ukupno postreaktorski dio	0,76
Sveukupno	5,46

Kod opcije s preradom goriva je računato s vrijednošću fisibilnog plutonija od 5 US dolara po gramu i vrijednošću dobivenog urana 70% od vrijednosti svježeg urana i obogaćenja.

Dobivena cijena gorivog ciklusa je u tom slučaju nešto viša nego kod opcije s odlaganjem neprerađenog goriva ($6,23 \times 10^{-3}$ US dolara/kWh).

16.5. Cijena proizvedene električne energije

Osim već diskutiranih elemenata cijena (investicija, održavanje, gorivo) na iznos cijene energije iz elektrana posebno utječe diskontna stopa. Već smo u tablici 3.3.1. kvantificirali utjecaj diskontne stope (5% odnosno 10%) na konačnu visinu investicije. Diskontna stopa odražava politiku pojedine zemlje u pogledu brzine povrata uloženog kapitala u energetske objekte. U većini zemalja Zapadne Europe (zemlje OECD) usvojena je diskontna stopa oko 5%.

Diskontne stope koje su u primjeni kod skupine zemalja navedenih u tablicama 16.1.1. do 16.4.1. dane su tablicom 16.5.1.

Tablica 16.5.1. Diskontne stope u pojedinim zemljama

Belgija	8,6 %
Kanada	4,75-6 %
Finska	5,0 %
Francuska	8,0 %
Japan	5,0 %
Njemačka	5,0 %
Velika Britanija	8,0 % (privatna elektroprivredna poduzeća primjenjuju višu stopu)
SAD	7,0 %

Nivelirane cijene električne energije iz nuklearnih elektrana, termoelektrana na ugljen i plin i njihova struktura, uz diskontne stope 5% i 10%, određene po metodi diskutiranoj u poglavlju 16.1., dane su u tablicama 16.5.2., 16.5.3. i 16.5.4.

Navedene se diskontne stope smatraju donjom i gornjom granicom primjenjivanih vrijednosti u skupini razmatranih zemalja, pa rezultati dobro ilustriraju osjetljivost cijene proizvedene električne energije o diskontnoj stopi.

Tablica 16.5.2. Cijene proizvedene električne energije 10^{-3} US dolara/kWh (vrijednost dolara na 1.7.1991.) u nuklearnim elektranama za faktor opterećenja 75%, ekonomski vijek 30 godina i diskontnu stopu 5% i 10%

	Diskontna stopa	Cijena proizvedene električne energije			
		Kapital	Održavanje	Gorivo	Ukupno
Belgija	5 %	20,2	7,5	8,3	35,9
	10 %	37,3	7,4	8,5	53,2
Finska	5 %	18,9	5,4	5,8	30,1
	10 %	35,0	5,4	6,3	46,7
Francuska	5 %	14,5	10,0	8,3	32,8
	10 %	26,3	9,6	9,3	45,2
Japan	5 %	24,4	10,9	18,3	53,7
	10 %	46,5	11,1	17,1	74,7
Kanada	5 %	22,8	5,3	1,8	29,8
	10 %	42,3	5,5	1,8	49,5
Njemačka	5 %	29,6	12,7	10,8	53,1
	10 %	54,3	13,1	10,0	77,4
SAD (1)	5 %	21,1	16,4	5,2	42,7
	10 %	37,7	16,4	5,5	59,6
SAD (2)	5 %	22,1	16,4	5,2	43,7
	10 %	39,6	16,4	5,5	61,5
SAD (3)	5 %	20,5	16,4	5,2	42,1
	10 %	36,7	16,4	5,5	58,5
Velika Britanija	5 %	31,5	10,5	8,1	50,1
	10 %	62,1	10,5	8,1	80,7

(1) Srednji zapad SAD

(2) Sjeveroistok SAD

(3) Zapad SAD

Tablica 16.5.3. Cijene proizvedene električne energije 10^{-3} US dolara/kWh (vrijednost dolara na 1.7.1991.) u termoelektranama na ugljen za faktor opterećenja 75 %, ekonomski vijek 30 godina i diskontnu stopu 5 % i 10 %.

	Diskontna stopa	Cijena proizvedene električne energije			
		Kapital	Održavanje	Gorivo	Ukupno
Belgija	5 %	13,2	5,0	21,2	39,4
	10 %	22,8	5,0	21,2	48,9
Finska	5 %	9,8	6,7	18,6	35,0
	10 %	17,5	7,9	18,6	43,9
Francuska	5 %	11,7	9,5	29,4	50,6
	10 %	20,7	9,1	28,9	58,9
Japan	5 %	20,6	7,9	34,5	63,0
	10 %	38,2	8,0	33,4	79,6
Kanada	5 %	13,1	6,3	13,2	32,6
	10 %	22,5	6,2	12,9	41,6
Njemačka	5 %	16,9	15,1	41,8	73,8
	10 %	29,3	15,0	42,5	86,8
SAD (1)	5 %	17,4	10,2	17,1	44,7
	10 %	32,8	10,2	17,1	60,1
SAD (2)	5 %	17,7	9,6	24,0	51,3
	10 %	32,7	9,6	24,0	66,3
SAD (3)	5 %	16,8	7,3	11,2	35,3
	10 %	31,5	7,3	11,2	50,0
Velika Britanija	5 %	17,8	12,1	49,3	49,3
	10 %	29,3	12,1	60,8	60,8

(1) Srednji zapad SAD

(2) Sjeveroistok SAD

(3) Zapad SAD

Tablica 16.5.4. Cijene proizvedene električne energije 10^{-3} US dolara/kWh (vrijednost dolara na 1.7.1991.) u termoelektranama na prirodni plin za faktor opterećenja 75 %, ekonomski vijek 30 godina i diskontnu stopu 5 % i 10 %.

	Diskontna stopa	Cijena proizvedene električne energije			
		Kapital	Održavanje	Gorivo	Ukupno
Belgija	5 %	9,1	5,2	26,6	40,8
	10 %	15,0	5,2	26,6	46,7
Finska	5 %	5,8	4,0	25,5	35,3
	10 %	9,3	5,4	25,5	40,2
Francuska	5 %	7,0	4,2	43,6	54,8
	10 %	10,9	4,1	42,9	57,9
Japan	5 %	12,7	6,9	57,7	77,3
	10 %	22,9	7,0	51,4	81,3
Kanada	5 %	8,2	2,7	30,0	40,9
	10 %	13,8	2,7	27,8	44,3
SAD (1)	5 %	6,2	2,5	39,0	47,7
	10 %	11,0	2,5	36,7	50,2
SAD (2)	5 %	6,2	2,5	42,4	51,1
	10 %	11,0	2,5	40,1	53,5
SAD (3)	5 %	6,2	2,5	40,4	49,1
	10 %	11,0	2,5	38,1	51,5
Velika Britanija	5 %	6,5	6,5	32,3	45,2
	10 %	9,7	6,5	30,6	46,8

(1) Srednji zapad SAD

(2) Sjeveroistok SAD

(3) Zapad SAD

Usporedimo li cijene nuklearnog gorivog ciklusa iz tablice 16.4.2. s cijenama iz tablice 16.5.2., možemo ustanoviti da podaci iz studije OECD/NEA nisu daleko od prosjeka predviđenih cijena gorivog ciklusa u pojedinim zemljama.

Na temelju rezultata proračuna cijena električne energije iz nuklearnih elektrana i termoelektrana na ugljen i prirodni plin, za elektrane koje će ući u pogon krajem desetljeća i koji su iskazani tablicama 16.5.2. do 16.5.4., možemo doći do zaključka o podobnosti gradnje tih elektrana s ekonomskog stajališta.

Predviđena ekonomska konkurentnost nuklearnih elektrana i termoelektrana različita je u svakoj zemlji i bitno ovisi o diskontnoj stopi. I cijene klasičnih goriva koje također osjetljivo utječu na konkurentnost cijene energije iz termoelektrana, u svakoj su zemlji različite.

U svezi posljednjeg možemo postaviti sljedeće pitanje: Koliko bi se trebala promijeniti cijena klasičnih energenata (ugljen, plin) iskazana tablicom 16.4.1. u svakoj zemlji da bi uz danu diskontnu stopu (5% odnosno 10%) cijena električne energije iz termoelektrana na ugljen i prirodni plin postala ista kao cijena energije iz nuklearne elektrane?

Odgovor na postavljeno pitanje daje tablica 16.5.5.

Tablica 16.5.5. Faktor promjene cijena energenata za postizavanje konkurentnosti cijene energije iz termoelektrana i nuklearnih elektrana kod diskontnih stopa 5% i 10%

Zemlja	Ugljen		Plin	
	Diskontna stopa		Diskontna stopa	
	5 %	10 %	5 %	10 %
Belgija	0,83	1,20	0,82	1,24
Finska	0,84	1,15	0,80	1,25
Francuska	0,39	0,53	0,49	0,70
Japan	0,73	0,85	0,59	0,87
Kanada c	0,73	1,41	0,46	0,84
Njemačka +	0,44	0,67	–	–
SAD (1)	0,88	0,97	0,87	1,26
SAD (2)	0,68	0,80	0,83	1,20
SAD (3)	1,61	1,77	0,83	1,18
Velika Britanija *	0,58	0,92	0,87	1,45

(1) Srednji zapad

(2) Sjeveroistok SAD

(3) Zapad SAD

c za središnji dio Kanade

* za APWR

+ za slučaj domaćeg ugljena

– nema podatka

Tablica 16.5.5. jasno pokazuje da su pri eskontnoj stopi od 5% nuklearne elektrane u svim navedenim zemljama, osim na Zapadu SAD, ekonomski povoljnije od termoelektrana na ugljen i plin. Kod svih tih slučajeva moramo smanjivati cijenu klasičnih energenata (tj. cijene iz tablice 16.4.1. množiti faktorima manjim od jedinice) da bismo postigli konkurentnost cijena energije u termoelektranama s cijenama energije iz nuklearnih elektrana.

Kod diskontne stope od 10% uvjeti konkurentnosti nuklearnih elektrana postaju mnogo teži. One zadržavaju izrazitu konkurentnost prema termoelektranama na ugljen i plin samo u Francuskoj i Japanu. U Njemačkoj je to slučaj kada su u pitanju termoelektrane ložene domaćim ugljenom, a u središnjem dijelu Kanade termoelektrane na prirodni plin. Nadalje, prednost nuklearnih elektrana postoji, ali je manje izražena u Sjeveroistoku i Srednjem zapadu SAD te u Engleskoj, ali samo kada je riječ o termoelektranama na ugljen.

Međutim, treba se prisjetiti da su predviđene diskontne stope u razmatranim zemljama niže od 10% (vidi tablicu 16.5.1.), pa je zbog toga prednost nuklearnih elektrana kod njih izrazitija.

Nije, nadalje, naodmet stoga priložiti i rezultate proračuna graničnih diskontnih stopa do kojih nuklearne elektrane uz dane cijene klasičnih energenata (prema tablici 16.4.1.) ostaju konkurentne termoelektranama na ugljen i plin. Podatke o graničnim diskontnim stopama daje tablica 16.5.6.

Radi usporedbe u tablicu su uključene i diskontne stope predviđene za svaku zemlju prema tablici 16.5.1.

Tablica 16.5.6. Granične diskontne stope u pojedinim zemljama

	Predviđene diskontne stope	Granične diskontne stope	
		Ugljen	Plin
Belgija	8,6 %	–	–
Finska	5,0 %	8,6 %	7,4 %
Francuska	8,0 %	18,0 %	15,0 %
Japan	5,0 %	12,4 %	10,9 %
Kanada	4,75-6 %	7,0 % c	12,0 %c
Njemačka	5,0 %	–	–
Velika Britanija	8,0 %	8,1 % **	6,9 %**
SAD	7,0 %	11,0 % (1)	6,9 % (1)
		15,5 % (2)	7,6 % (2)
		– (3)	7,7 % (3)

* privatna elektroprivredna poduzeća primjenjuju višu diskontnu stopu

(1) Srednji zapad SAD

(2) Sjeveroistok SAD

(3) Zapad SAD

c za središnji dio Kanade

** za APWR

– nema podatka

Tablica 16.5.6. daje jednoznačniji odgovor o konkurentnosti nuklearnih elektrana i termoelektrana loženih ugljenom i prirodnim plinom u odabranoj skupini zemalja od odgovora koji možemo izvući iz tablice 16.5.5. Gdje god je granična diskontna stopa viša nego ona koja se predviđa u dotičnoj zemlji, uvjeti za ekonomsku prednost nuklearnih elektrana su ispunjeni.

Vidimo odmah da su, ne samo u Francuskoj i Japanu, već i u Finskoj te središnjem dijelu Kanade i sjeveroistočnom dijelu SAD ispunjeni uvjeti za ekonomsku prednost nuklearnih elektrana. U Velikoj Britaniji i Srednjem zapadu SAD moglo bi se to isto reći kada je u pitanju usporedba s termoelektranama na ugljen.

Reference uz 16. poglavlje

1. Economic Evaluation of Bids for Nuclear Power Plants, A Guidebook, Tech. Reports Series 175, IAEA, 1976.
2. Nuclear Energy Agency/International Energy Agency: Projected Costs of Generating Electricity from Power Stations for Commissioning Around the Turn of the Century (OECD, Paris, 1993).
3. Senior Expert Symposium on Electricity and Environment, Helsinki 13-17 May 1991, Key Issue Papers, IAEA, Vienna, 1991.
4. P. Silvennoinen, Economics of Nuclear Power in Comparison with Other Energy Sources, ENS TOPNEX 93, The Hague, April 25-28. 1993.
5. R. A. Knief, Nuclear Energy Technology, pogl. 8, Hemisfere Publ. Co., New York, 1981.
6. OECD-NEA, The Economics of the Nuclear Fuel Cycle, NEA/EFC/DOC(93)1, Paris, June 1993.

Dodatak

Nuklearne elektrane u svijetu

Nuklearne elektrane u pogonu i gradnji krajem 1992. godine¹

Zemlja	Naziv elektrane	Tip elektrane	Snaga na pragu MW	Početak komerc. pogona
Argentina	Atucha-1	HWR*	335	1974
	Atucha-2	HWR*	692	1995
	Embalse	HWR	600	1984
Belgija	Doel-1	PWR	400	1975
	Doel-2	PWR	400	1975
	Doel-3	PWR	900	1982
	Doel-4	PWR	1010	1985
	Tihange-1	PWR	870	1975
	Tihange-2	PWR	900	1989
	Tihange-3	PWR	1020	1985
Brazil	Angra-1	PWR	626	1984
	Angra-2	PWR	1245	1997
Bugarska	Kozloduj-1	VVER	408	1974
	Kozloduj-2	VVER	408	1975
	Kozloduj-3	VVER	408	1981
	Kozloduj-4	VVER	408	1982
	Kozloduj-6	VVER	953	1991
Češka	Dukovany-1	VVER	408	1985
	Dukovany-2	VVER	408	1986
	Dukovany-3	VVER	408	1987
	Dukovany-4	VVER	408	1987
	Temelin-1	VVER	892	1993
	Temelin-2	VVER	892	1994
Finska	Loviisa-1	VVER	445	1977
	Loviisa-2	VVER	445	1981
	Ivo-1	BWR	710	1979
	Ivo-2	BWR	710	1982
Francuska	Belleville-1	PWR	1310	1988
	Belleville-2	PWR	1310	1989
	Blayais-1	PWR	910	1981
	Blayais-2	PWR	910	1983
	Blayais-3	PWR	910	1983
	Blayais-4	PWR	910	1983
	Bugey-1	GCR	540	1972

¹ prema: Nuclear Power Reactors in the World, IAEA, April 1993.

* reaktor s posudom pod tlakom

Zemlja	Naziv elektrane	Tip elektrane	Snaga na pragu MW	Početak komerc. pogona
	Bugey-2	PWR	920	1979
	Bugey-3	PWR	920	1979
	Bugey-4	PWR	900	1979
	Bugey-5	PWR	900	1980
	Cattenon-1	PWR	1300	1987
	Cattenon-2	PWR	1300	1988
	Cattenon-3	PWR	1300	1991
	Cattenon-4	PWR	1300	1991
	Chinon-B1	PWR	870	1984
	Chinon-B2	PWR	870	1984
	Chinon-B3	PWR	905	1987
	Chinon-B4	PWR	905	1987
	Chooz-B1	PWR	1455	1996
	Chooz-B2	PWR	1445	1997
	Civaux-1	PWR	1455	1997
	Civaux-2	PWR	1455	1998
	Creys-Malville	FBR	1200	1996
	Cruas-1	PWR	880	1984
	Cruas-2	PWR	915	1985
	Cruas-3	PWR	880	1984
	Cruas-4	PWR	880	1985
	Dampierre-1	PWR	890	1980
	Dampierre-2	PWR	890	1981
	Dampierre-3	PWR	890	1981
	Dampierre-4	PWR	890	1981
	Fessenheim-1	PWR	880	1977
	Fessenheim-2	PWR	880	1978
	Flamanville-1	PWR	1330	1986
	Flamanville-2	PWR	1330	1987
	Golfech-1	PWR	1310	1991
	Golfech-2	PWR	1310	1993
	Gravelines-1	PWR	910	1991
	Gravelines-2	PWR	910	1980
	Gravelines-3	PWR	910	1981
	Gravelines-4	PWR	910	1981
	Gravelines-5	PWR	910	1985
	Gravelines-6	PWR	910	1985
	Nogent-1	PWR	1310	1988
	Nogent-2	PWR	1310	1989
	Paluel-1	PWR	1330	1985
	Paluel-2	PWR	1330	1985
	Paluel-3	PWR	1330	1986
	Paluel-4	PWR	1330	1986
	Penly-1	PWR	1330	1990
	Penly-2	PWR	1330	1992
	Phenix	FBR	233	1974
	St.Alban 1	PWR	1335	1986
	St.Alban 2	PWR	1335	1987

Zemlja	Naziv elektrane	Tip elektrane	Snaga na pragu MW	Početak komerc. pogona
	St.Laurent A2	GCR	450	1971
	St.Laurent B1	PWR	915	1983
	St.Laurent B2	PWR	880	1983
	Tricastin-1	PWR	915	1980
	Tricastin-2	PWR	915	1980
	Tricastin-3	PWR	915	1981
	Tricastin-4	PWR	915	1981
Holandija	Borsele	PWR	452	1973
	Dodewaard	BWR	56	1969
Indija	Kalpakkam-1	HWR	220	1984
	Kalpakkam-2	HWR	220	1986
	Kakrapar-1	HWR	220	1992
	Kakrapar-2	HWR	220	1994
	Kaiga-1	HWR	220	1995
	Kaiga-2	HWR	220	1996
	Narora-1	HWR	220	1991
	Narora-2	HWR	220	1992
	Rajasthan-1	HWR	207	1973
	Rajasthan-2	HWR	207	1981
	Rajasthan-3	HWR	220	1997
	Rajasthan-4	HWR	220	1997
	Tarapur-1	BWR	150	1969
	Tarapur-2	BWR	150	1969
Iran	Bushehr-1	PWR	1196	?
	Bushehr-2	PWR	1196	?
Japan	Fugen	SGHWR	148	1979
	Fukushima-Daiichi-1	BWR	439	1971
	Fukushima-Daiichi-2	BWR	760	1974
	Fukushima Daiichi-3	BWR	760	1976
	Fukushima-Daiichi-4	BWR	760	1978
	Fukushima-Daiichi-5	BWR	760	1978
	Fukushima-Daiichi-6	BWR	1067	1979
	Fukushima-Daini-1	BWR	1067	1982
	Fukushima-Daini-2	BWR	1067	1984
	Fukushima-Daini-3	BWR	1067	1985
	Fukushima-Daini-4	BWR	1067	1987
	Genkai-1	PWR	529	1975
	Genkai-2	PWR	529	1981
	Genkai-3	PWR	1127	1994
	Genkai-4	PWR	1127	1997
	Hamaoka-1	BWR	515	1976
	Hamaoka-2	BWR	806	1978
	Hamaoka-3	BWR	1056	1987
	Hamaoka-4	BWR	1092	1993
	Ikata-1	PWR	538	1977
	Ikata-2	PWR	538	1982

Zemlja	Naziv elektrane	Tip elektrane	Snaga na pragu MW	Početak komerc. pogona
	Ikata-3	PWR	846	1995
	Kashiwazaki-Kariwa1	BWR	1067	1985
	Kashiwazaki-Kariwa2	BWR	1067	1990
	Kashiwazaki-Kariwa3	BWR	1067	1993
	Kashiwazaki-Kariwa4	BWR	1067	1994
	Kashiwazaki-Kariwa5	BWR	1067	1990
	Kashiwasaki-Kariwa6	BWR	1315	1996
	Mihama-1	PWR	320	1970
	Mihama-2	PWR	470	1972
	Mihama-3	PWR	780	1976
	Monju	FBR	250	1993
	Oh-1	PWR	1120	1979
	Oh-2	PWR	1120	1979
	Oh-3	PWR	1127	1991
	Oh-4	PWR	1127	1993
	Onagawa-1	BWR	497	1984
	Onagawa-2	BWR	796	1995
	Sendai-1	PWR	846	1984
	Sendai-2	PWR	846	1985
	Shika	BWR	513	1993
	Shimane-1	BWR	439	1974
	Shimane-2	BWR	790	1989
	Takahama-1	PWR	780	1974
	Takahama-2	PWR	780	1975
	Takahama-3	PWR	830	1985
	Takahama-4	PWR	830	1985
	Tokai-1	GCR	159	1966
	Tokai-2	BWR	1080	1978
	Tomari-1	PWR	550	1989
	Tomari-2	PWR	550	1991
	Tsuruga-1	BWR	341	1970
	Tsuruga-2	PWR	1115	1987
Južna Afrika	Koeberg-1	PWR	921	1984
	Koeberg-2	PWR	921	1985
Kanada	Bruce-1	HWR	848	1977
	Bruce-2	HWR	848	1977
	Bruce-3	HWR	848	1978
	Bruce-4	HWR	848	1979
	Bruce-5	HWR	860	1985
	Bruce-6	HWR	860	1984
	Bruce-7	HWR	860	1986
	Bruce-8	HWR	860	1987
	Darlington-1	HWR	881	1991
	Darlington-2	HWR	881	1990
	Darlington-3	HWR	881	1992
	Darlington-4	HWR	881	1993
	Gentilly-2	HWR	640	1983

Zemlja	Naziv elektrane	Tip elektrane	Snaga na pragu MW	Početak komerc. pogona
	Pickering-1	HWR	515	1971
	Pickering-2	HWR	515	1971
	Pickering-3	HWR	515	1972
	Pickering-4	HWR	515	1973
	Pickering-5	HWR	516	1983
	Pickering-6	HWR	516	1984
	Pickering-7	HWR	516	1985
	Pickering-8	HWR	516	1986
	Point Lepreau	HWR	635	1983
Kazahstan	BN-350	FBR	135	1973
Kina	Guandong-1	PWR	930	1993
	Guandong-2	PWR	930	1994
	Qinsan	PWR	288	1993
Koreja (južna)	Kori-1	PWR	556	1978
	Kori-2	PWR	605	1983
	Kori-3	PWR	895	1985
	Kori-4	PWR	895	1986
	Ulchin-1	PWR	920	1988
	Ulchin-2	PWR	920	1989
	Wolsong-1	HWR	629	1983
	Yongwang-1	PWR	900	1986
	Yongwang-2	PWR	900	1987
	Yongwang-3	PWR	950	1995
	Yongwang-4	PWR	950	1996
Kuba	Juragua-1	VVER	408	?
	Juragua-2	VVER	408	?
Litva	Ignalina-1	RBMK	1380	1985
	Ignalina-2	RBMK	1380	1987
	Ignalina-3	RBMK	1380	?
Mađarska	Paks-1	VVER	410	1983
	Paks-2	VVER	415	1984
	Paks-3	VVER	410	1986
	Paks-4	VVER	410	1987
Meksiko	Laguna Verde-1	BWR	654	1990
	Laguna Verde-2	BWR	654	1994
Njemačka	Biblis-A	PWR	1146	1975
	Biblis-B	PWR	1240	1977
	Brokdorf	PWR	1307	1986
	Brunsbüttel	BWR	771	1977
	Emsland	PWR	1242	1988
	Grafenrheinfeld	PWR	1235	1982
	Grohnde	PWR	1300	1985
	Gundremmingen-B	BWR	1240	1984

Zemlja	Naziv elektrane	Tip elektrane	Snaga na pragu MW	Početak komerc. pogona
	Gundremmingen-C	BWR	1240	1985
	Isar-1	BWR	870	1979
	Isar-2	PWR	1370	1988
	Kruemmel	BWR	1260	1984
	Muelheim-Kaerlich	PWR	1219	1987
	Necharwestheim-1	PWR	795	1976
	Necharwestheim-2	PWR	1225	1989
	Obrigheim	PWR	340	1969
	Philippsburg-1	BWR	864	1980
	Philippsburg-2	PWR	1268	1985
	Stade	PWR	640	1972
	Unterweser	PWR	1255	1979
	Wuergassen	BWR	640	1975
Pakistan	Kanupp	HWR	125	1972
Rumunjska	Černavoda-1	HWR	625	1995
	Černavoda-2	HWR	625	1998
	Černavoda-3	HWR	625	2000
	Černavoda-4	HWR	625	2000
	Černavoda-5	HWR	625	2000
Rusija	Balakovo-1	VVER	950	1986
	Balakovo-2	VVER	950	1988
	Balakovo-3	VVER	950	1989
	Balakovo-4	VVER	950	?
	Balakovo-5	VVER	950	?
	Balakovo-6	VVER	950	?
	Baškir-1	VVER	950	?
	Baškir-2	VVER	950	?
	Bilibino-A	RBMK	11	1974
	Bilibino-B	RBMK	11	1975
	Bilibino-C	RBMK	11	1976
	Bilibino-D	RBMK	11	1977
	Bjelojarsk-3	FBR	560	1981
	Gorki	VVER	(samo za toplif.)	?
	Kalinin-1	VVER	950	1985
	Kalinin-2	VVER	950	1987
	Kalinin-3	VVER	950	?
	Kalinin-4	VVER	950	?
	Kola-1	VVER	411	1973
	Kola-2	VVER	411	1975
	Kola-3	VVER	411	1982
	Kola-4	VVER	411	1984
	Kursk-1	RBMK	925	1977
	Kursk-2	RBMK	925	1979
	Kursk-3	RBMK	925	1984
	Kursk-4	RBMK	925	1986
	Kursk-5	RBMK	925	?
	Kursk-6	RBMK	925	?

Zemlja	Naziv elektrane	Tip elektrane	Snaga na pragu MW	Početak komerc. pogona
	Lenjingrad-1	RBMK	925	1974
	Lenjingrad-2	RBMK	925	1976
	Lenjingrad-3	RBMK	925	1980
	Lenjingrad-4	RBMK	925	1981
	Novovoronjež-3	VVER	385	1972
	Novovoronjež-4	VVER	385	1973
	Novovoronjež-5	VVER	950	1981
	Rostov-1	VVER	950	?
	Rostov-2	VVER	950	?
	Rostov-3	VVER	950	?
	Smolensk-1	RBMK	925	1983
	Smolensk-2	RBMK	925	1985
	Smolensk-3	RBMK	925	1990
	Smolensk-4	RBMK	925	?
	Tatar-1	VVER	950	?
	Tatar-2	VVER	950	?
	Voronjež-1	(toplif.)		?
	Voronjež-2	(toplif.)		?
SAD	Arkansas One-1	PWR	836	1974
	Arkansas One-2	PWR	838	1980
	Beaver Valley-1	PWR	810	1976
	Beaver Valley-2	PWR	833	1987
	Big Rock Point	BWR	69	1963
	Braidwood-1	PWR	1120	1988
	Braidwood-2	PWR	1120	1988
	Browns Ferry-1	BWR	1065	1974
	Browns Ferry-2	BWR	1065	1975
	Browns Ferry-3	BWR	1065	1977
	Brunswick-1	BWR	790	1977
	Brunswick-2	BWR	790	1975
	Byron-1	PWR	1120	1985
	Byron-2	PWR	1120	1987
	Callaway-1	PWR	1120	1984
	Calvert Cliffs-1	PWR	825	1975
	Calvert Cliffs-2	PWR	825	1977
	Catawba-1	PWR	1145	1985
	Catawba-2	PWR	1145	1986
	Clinton-1	BWR	950	1987
	Comanche Peak-1	PWR	1150	1990
	Comanche Peak-2	PWR	1150	?
	Cooper	BWR	764	1974
	Crystal River-3	PWR	821	1977
	Davis Besse-1	PWR	860	1978
	Diablo Canyon-1	PWR	1084	1985
	Diablo Canyon-2	PWR	1093	1986
	Donald Cook-1	PWR	1020	1975
	Donald Cook-2	PWR	1060	1978
	Dresden-2	BWR	772	1970

Zemlja	Naziv elektrane	Tip elektrane	Snaga na pragu MW	Početak komerc. pogona
	Dresden-3	BWR	773	1971
	Duane Arnold-1	BWR	515	1975
	Enrico Fermi-2	BWR	1093	1988
	Farley-1	PWR	816	1977
	Farley-2	PWR	807	1981
	Fitzpatrick	BWR	810	1975
	Fort Calhoun-1	PWR	438	1974
	Grand Gulf-1	BWR	1108	1985
	H.B.Robinson-2	PWR	665	1971
	Haddam Neck	PWR	569	1968
	Hatch-1	BWR	752	1975
	Hatch-2	BWR	748	1979
	Hope Creek-1	BWR	1067	1986
	Indian Point-2	PWR	864	1974
	Indian Point-3	PWR	965	1976
	Kewaunee	PWR	503	1974
	Lasalle-1	BWR	1036	1984
	Lasalle-2	BWR	1078	1984
	Limerick-1	BWR	1065	1986
	Limerick-2	BWR	1055	1990
	Maine Yankee	PWR	810	1972
	McGuire-1	PWR	1180	1981
	McGuire-2	PWR	1180	1984
	Millstone-1	BWR	654	1971
	Millstone-2	PWR	857	1975
	Millstone-3	PWR	1159	1986
	Monticello	BWR	536	1971
	Nine Mile Point-1	BWR	610	1969
	Nine Mile Point-2	BWR	1080	1988
	North Anna-1	PWR	893	1978
	North Anna-2	PWR	893	1980
	Oconee-1	PWR	860	1973
	Oconee-2	PWR	860	1974
	Oconee-3	PWR	860	1974
	Oyster Creek	BWR	620	1969
	Palisades	PWR	730	1971
	Palo Verde-1	PWR	1221	1986
	Palo Verde-2	PWR	1304	1986
	Palo Verde-3	PWR	1304	1988
	Peach Bottom-2	BWR	1051	1974
	Peach Bottom-3	BWR	1035	1974
	Perry-1	BWR	1205	1987
	Pilgrim-1	BWR	670	1972
	Point Beach-1	PWR	485	1970
	Point Beach-2	PWR	485	1972
	Prairie Island-1	PWR	503	1973
	Prairie Island-2	PWR	500	1974
	Quad Cities-1	BWR	769	1973

Zemlja	Naziv elektrane	Tip elektrane	Snaga na pragu MW	Početak komerc. pogona
	Quad Cities-2	BWR	769	1973
	R.E.Ginna	PWR	470	1970
	Rancho Seco-1	PWR	873	1975
	River Bend-1	BWR	934	1986
	Salem-1	PWR	1079	1977
	Salem-2	PWR	1106	1981
	San Onofre-2	PWR	1070	1983
	San Onofre-3	PWR	1070	1984
	Seabrook-1	PWR	1149	1990
	Sequoyah-1	PWR	1148	1981
	Sequoyah-2	PWR	1148	1982
	Shearon Harris-1	PWR	900	1987
	South Texas-1	PWR	1250	1988
	South Texas-2	PWR	1250	1989
	St.Lucie-1	PWR	827	1976
	St.Lucie-2	PWR	837	1983
	Surry-1	PWR	781	1972
	Surry-2	PWR	775	1973
	Susquehanna-1	BWR	1032	1983
	Susquehanna-2	BWR	1032	1985
	Three Mile Island-1	PWR	776	1974
	Trojan	PWR	1080	1976
	Turkey Point-3	PWR	666	1972
	Turkey Point-4	PWR	666	1973
	Vermont Yankee	BWR	504	1972
	V.C.Summer-1	PWR	885	1984
	Vogtle-1	PWR	1122	1987
	Vogtle-2	PWR	1083	1989
	Waterford-3	PWR	1104	1985
	Watts Bar-1	PWR	1165	1993
	Watts Bar-2	PWR	1165	?
	Wolf Creek	PWR	1128	1985
	WPPSS-2	BWR	1095	1984
	Zion-1	PWR	1040	1973
	Zion-2	PWR	1040	1974
Slovačka	Bohunice-1	VVER	408	1981
	Bohunice-2	VVER	408	1981
	Bohunice-3	VVER	408	1985
	Bohunice-4	VVER	408	1986
Slovenija	Krško	PWR	632	1982
Španjolska	Almaraz-1	PWR	900	1981
	Almaraz-2	PWR	900	1984
	Asco-1	PWR	898	1983
	Asco-2	PWR	898	1986
	Cofrentes	BWR	955	1985
	Jose Cabrera (Zorita)	PWR	153	1969
	S. Maria de Garona	BWR	440	1971

Zemlja	Naziv elektrane	Tip elektrane	Snaga na pragu MW	Početak komerc. pogona
Švedska	Trillo -1	PWR	974	1988
	Vandellos -2	PWR	949	1988
	Barsebeck-1	BWR	600	1975
	Barsebeck-2	BWR	600	1977
	Forsmark-1	BWR	970	1980
	Forsmark-2	BWR	970	1981
	Forsmark-3	BWR	1090	1985
	Oskarshamn-1	BWR	442	1972
	Oskarshamn-2	BWR	605	1975
	Oskarshamn-3	BWR	1160	1985
	Ringhals-1	BWR	750	1976
	Ringhals-2	PWR	800	1975
	Ringhals-3	PWR	915	1981
	Ringhals-4	PWR	915	1983
Švicarska	Beznau-1	PWR	350	1969
	Beznau-2	PWR	350	1971
	Goesgen	PWR	940	1979
	Leibstadt	BWR	990	1984
	Muchleberg	BWR	332	1972
Tajvan	Chin Shan-1	BWR	604	1978
	Chin Shan-2	BWR	604	1979
	Kuosheng-1	BWR	948	1981
	Kuosheng-2	BWR	948	1983
	Maanshan-1	PWR	907	1984
	Maanshan-2	PWR	907	1985
Ukrajina	Černobil-1	RBMK	925	1978
	Černobil-2	RBMK	925	1979
	Černobil-3	RBMK	925	1982
	Južna Ukrajina-1	VVER	950	1983
	Južna Ukrajina-2	VVER	950	1985
	Južna Ukrajina-3	VVER	950	1989
	Južna Ukrajina-4	VVER	950	?
	Khmelintski-1	VVER	950	1988
	Khmelintski-2	VVER	950	?
	Khmelintski-3	VVER	950	?
	Khmelintski-4	VVER	950	?
	Rovno-1	VVER	361	1981
	Rovno-2	VVER	384	1982
	Rovno-3	VVER	950	1987
	Rovno-4	VVER	950	?
	Zaporožje-1	VVER	950	1985
	Zaporožje-2	VVER	950	1985
	Zaporožje-3	VVER	950	1987
	Zaporožje-4	VVER	950	1988
	Zaporožje-5	VVER	950	1989
	Zaporožje-6	VVER	950	?

Zemlja	Naziv elektrane	Tip elektrane	Snaga na pragu MW	Početak komerc. pogona
Velika Britanija	Bradwell A	GCR (magnox)	123	1962
	Bradwell B	GCR (magnox)	123	1962
	Calder Hall A	GCR (magnox)	50	1956
	Calder Hall B	GCR (magnox)	50	1957
	Calder Hall C	GCR (magnox)	50	1958
	Calder Hall D	GCR (magnox)	50	1959
	Chapelcross A	GCR (magnox)	48	1959
	Chapelcross B	GCR (magnox)	48	1959
	Chapelcross C	GCR (magnox)	48	1959
	Chapelcross D	GCR (magnox)	48	1960
	Dungeness A	GCR (magnox)	212	1965
	Dungeness B	GCR (magnox)	212	1965
	Dungeness B1	AGR	415	1985
	Dungeness B2	AGR	415	1989
	Hartlepool A1	AGR	510	1989
	Hartlepool A2	AGR	510	1989
	Heysham A1	AGR	510	1989
	Heysham B1	AGR	510	1989
	Heysham A2	AGR	615	1989
	Heysham B2	AGR	615	1989
	Hinkley Point A-A	GCR (magnox)	235	1965
	Hinkley Point A-B	GCR (magnox)	235	1965
	Hinkley Point B-A	AGR	560	1978
	Hinkley Point B-B	AGR	560	1976
	Hunterston B1	AGR	575	1976
	Hunterston B2	AGR	575	1977
	Oldbury A-A	GCR (magnox)	217	1967
	Oldbury A-B	GCR (magnox)	217	1968
	PFR Dounreay	FBR	234	1976
	Sizewell A-A	GCR (magnox)	210	1966
	Sizewell A-B	GCR (magnox)	210	1966
	Sizewell B	PWR	1188	1994
	Torness A	AGR	625	1988
	Torness B	AGR	625	1989
	Trawsfynydd A	GCR (magnox)	195	1965
	Trawsfynydd B	GCR (magnox)	195	1965
	Wylfa A	GCR (magnox)	438	1971
	Wylfa B	GCR (magnox)	438	1972

Kazalo

- adijabatska ekspanzija, 247
- aksijalne oscilacije snage zbog zatrovanja ksenonom, PWR, 76
- aktivacijski proizvodi, 334
 - fizikalne karakteristike aktivacijskih proizvoda, 334
- atmosferske emisije termoelektrana, 235
- brzi oplodni reaktor (LMBBR), sigurnosni problemi u pogonu, 204
- brzi oplodni reaktor (LMFBR), princip izvedbe postrojenja, 197
 - integralni (bazenski) tip postrojenja, 197
 - neintegralni tip postrojenja, 201, 203
- brzi oplodni reaktor (LMFBR), razvoj, 194
 - karakteristike izgrađenih postrojenja, 196
 - vodeće zemlje u razvoju brzih reaktora, 195
- brzi oplodni reaktor (LMFBR), integralna izvedba, 197, 198
 - apsopijske šipke, 198, 200
 - gorivni elementi, 199, 200, 202
 - izvedba reaktorskog postrojenja, 198, 199, 200, 201
 - jezgra reaktora, 197, 198, 199, 200
 - nuklearna elektrana Phenix, 197, 198
 - nuklearna elektrana Super Phenix, 199
 - rukovanje gorivom, 200, 201
- brzi oplodni reaktor (LMFBR), neintegralna izvedba, 201, 203
 - nuklearna elektrana SNR-300, 203
- brzi oplodni reaktori (LMFBR), princip rada, 193
 - faktor oplodnje, 193
 - recikliranje urana i plutonija, 195
 - udio nuklearnog goriva u cijeni proizvedene energije, 194
- brzi reaktori (FBLMR), razvoj, 4
- brzina pare nakon ekspanzije, 255
- Carnotov kružni proces, 247
- Chicago Pile 1 (CPI), 1
- cijena nuklearnog gorivnog ciklusa po jedinici proizvedene energije, 372
 - nivelirane jedinične cijene gorivnog ciklusa, 373
- cijene dijelova nuklearnog gorivnog ciklusa, 370
 - izrada gorivnih elemenata, 371
 - konverzija, 371
 - obogaćenje urana, 371
 - prerada ozračenog goriva, 371
 - uskladištenje istrošenog goriva, 372
 - vremenski pomak troškova gorivnog ciklusa, 370
 - vrijednost plutonija, 372
- cijene goriva, 369
 - granične za konkurentnost cijene energije, 377
 - plin, 369
 - ugljen, 369
 - uran, 369
- cijene proizvedene električne energije, 373
 - nuklearne elektrane, 374
 - termoelektrane na plin, 376
 - termoelektrane na ugljen, 375
- cjevovodi primarnoga kruga, PWR, 41
- Černobilj, međunarodni projekt, 240, 241
- Černobilj, udes na nuklearnoj elektrani, 150, 151
- defekt snage, PWR, 71, 72
 - razlika svježje i istrošene jezgre, 72
- determinističke analize sigurnosti, 214
 - diferencijalne jednadžbe održanja mase, momenta, energije, 215
 - kontrolni volumeni, spojnice, 215
 - korelacije, 215
 - numerički modeli, 215
 - računarski programi, 216
 - toplinski blokovi, 215
 - validacija računarskih programa, 216
- diskontna stopa, definicija, 354
 - granične vrijednosti za konkurentnost cijene energije, 378
 - vrijednosti u raznim zemljama, 373
- dobivanje urana, 279
 - granična cijena iskorištenja nalazišta, 279
 - raspored nalazišta u svijetu, 280
 - zalihe energije najbitnijih energenata, 280
 - zalihe urana, 280
 - "žuti kolač", 280
- drugi zakon termodinamike, 245
- efekt staklenika, 242
 - koncentracija stakleničkih plinova u atmosferi, 242

- posljedice globalnog zagrijavanja, 243
- staklenički plinovi, potencijal za globalno zagrijavanje, 243
- ekonomičnost energetskih objekata, metode za usporedbu, 363
- ekonomika nuklearnih elektrana, 363
- ekspanzija pare u turbini, 253
 - dobiveni rad ekspanzijom pare u turbini, 253
 - interni stupanj korisnog djelovanja turbine, 257
 - odvajanje kapljica vode tijekom ekspanzije, 267
 - prikaz procesa u h–s dijagramu, 269
- entalpija, 250
 - h–s dijagram za vodenu paru, 251
- entropija, 246
 - promjena entropije u kružnom procesu, 247
- Experimental Breeder Reactor (EBR), 4
- fizijski proizvodi, 334
 - cezij-137, 335
 - otpadni radioaktivni plinovi, 334
- fuzija, fizikalne osnove, 344
 - DT i DD reakcija, 344, 345
 - energije praga fuzijskih reakcija, 344
 - Lawsonov kriterij, 345
 - nuklearne reakcije fuzije, 344
 - plazma, 345
 - temperatura potrebna za fuziju, 345
 - vrijeme ograničenja plazme, 345
 - zaključno zračenje, 345
- fuzija, materijali potrebni za, 346
 - deuterij, 346
 - tritij, 346
- fuzija, razvoj primjene kontrolirane fuzije, 343
- fuzijska nuklearna elektrana, sigurnosni aspekti, 352
- fuzijski uređaji s inercijskim ograničenjem plazme, 354
 - fuzijsko gorivo, 354
 - laserski uređaji za fuziju, 355
 - princip rada uređaja, 354
- fuzijski uređaji s ograničenjem plazme magnetnim zrcalima, 354
- fuzijski uređaji, magnetno ograničenje plazme, 346
 - gustoća plazme, 347
 - stupanj kompresije plazme (faktor β), 346
 - tokamak, 346
 - zagrijavanje plazme, 347

- gorivne šipke, PWR, 29, 30
- gorivni element, kostur, PWR, 30, 31
- gorivni elementi, BWR, 123, 124, 125, 128
- gorivni elementi, PWR, 29, 30, 31
- gorivni elementi, raspored u jezgri, PWR, 33
- grafitom moderirani reaktori, razvoj, 1
- granični projektom predviđeni kvar, PWR, 49

- hidrološki i meteorološki uvjeti lociranja nuklearne elektrane, 360
 - atmosferska disperzija efluenta, 361
 - ekstremni meteorološki uvjeti, 361

- integralno reaktorsko postrojenje s pasivnom sigurnošću (SIR), 115, 116, 117
- investicijski troškovi elektrana, 365
 - nuklearne elektrane, 366
 - termoelektrane na plin, 366
 - termoelektrane na ugljen, 366

ITER, 348, 350

- izgorljivi apsorberi u jezgri, PWR, 66
 - raspored u jezgri reaktora, 67
 - raspored u gorivnom elementu, 68
- izrada gorivnih elemenata, 283

JET, 348

- jezgra reaktora, karakteristike, BWR, 131
 - raspodjela bitnih parametara duž rashladnog kanala, 132
- jezgra reaktora, PWR, 29

- katastrofalni kvarovi na energetskim objektima, 238, 239
 - usporedba energetskih objekata na osnovi posljedica od katastrofalnih kvarova, 239

kinetičke jednadžbe, 288

- kipući reaktor s grafitnim moderatorom (RBMK), 146, 147
 - karakteristike reaktora, 147
 - rashladni sustav, 147, 148
 - sigurnosni aspekti nuklearne elektrane s reaktorom tipa RBMK, 149, 150, 151
 - specifičnost izvedbe regulacijskih šipki, 150
 - sustav za zaštitno hlađenje jezgre, 151
- kipući reaktor s pasivnom sigurnošću (SBWR), 141, 142, 143
 - dimenzije reaktorske posude, 144
 - izolacijski kondenzator, 144

- karakteristike reaktorskog postrojenja, 142
- pasivni način hlađenja zaštitne posude, 145
- pasivni sustav za zaštitno hlađenje jezgre, 145
- zaštitni sustav reaktora, 144
- kipući reaktor s teškovodnim moderatorom, 152, 153
- kipući reaktori (BWR), karakteristike, 119, 120
- kipući reaktori kanalnog tipa, 145
- kipući reaktori (BWR), razvoj, 3
- kisele kiše, 241
- koeficijent reaktivnosti snage, PWR, 70
- komponente opreme tlakovodnih reaktora, prostorni smještaj, 15, 16
- komponente primarnoga kruga, učvršćenje, PWR, 40, 41
- kontrola i osiguranje kvalitete, sustav, 209
- konverzija koncentrata urana, 280
- konzervativni projekt, 209
- kružni procesi s vodenom parom, 249
 - dovod topline pri konstantnom tlaku (izobara), 249, 250
 - gornja i donja granična krivulja, 250
 - prikaz procesa u T–s dijagramu, 250
 - vlažnost pare, 249
- lociranje nuklearnih elektrana, 357
 - ekskluzivna zona, 358
 - gospodarski i kulturni uvjeti, 361
 - kontrolirano područje, 358
 - naseljenost oko lokacije, 358
 - područje zaštite od zračenja, 358
- lociranje nuklearnih elektrana, metode vrednovanja lokacija, 362
- Magnox reaktori, 2
- modeli nuklearnih postrojenja, 215, 216
 - fizički modeli, 216
 - matematički modeli, 215, 216, 217
- nadzor nad nenormalnim pogonskim događajima, 210
- nadzor nad opremom u tijeku pogona, 210
- napajanje nuklearne elektrane iz električne mreže, 329
 - sigurnost napajanja, 329
- napajanje vlastite potrošnje nuklearne elektrane Krško, 329
 - akumulatorske baterije i invertori, 332
 - dizel agregati u nuklearnoj elektrani, 330
 - interna trošila sigurnosne klase, 331
 - interna trošila izvan sigurnosne klase, 331
 - napajanje internih trošila na niskom naponu, 331
 - napajanje internih trošila na visokom naponu, 330
 - napajanje sigurnosnih sabirnica, 330, 331
 - raznovrsnost napajanja i fizička separacija, 331
 - razine napona internih trošila, 329
- napredni kipući reaktori (ABWR), ciljevi izvedbe, 139
 - poboljšana izvedba zaštitne posude, 140
 - poboljšani uvjeti za zaštitno hlađenje jezgre, 140
 - vjerojatnost ozbiljnog akcidenta, 140
 - ugrađena poboljšanja, 140
- napredni tlakovodni reaktori (APWR), karakteristike ugrađenih poboljšanja, 94, 95, 96, 97
 - osiguranje zaštitne posude, 99
 - sigurnosni kondenzator, 96, 97
 - sustav za zaštitno hlađenje jezgre, 95
 - vjerojatnost topljenja jezgre zbog internih kvarova, 98
- napredni tlakovodni reaktori s pasivnom sigurnošću, 103
- NET, 351, 352
- niskoaktivni otpad, 333
- nuklearne elektrane, pregled tipova, 8, 9, 10
- nuklearne elektrane, rasprostranjenost u svijetu, 11
- nuklearni akcidenti, rangiranje, 214, 221
 - granični projektom predviđeni kvar (DBA), 211
 - ozbiljni kvar (severe accident), 211
- nuklearni gorivni ciklus, elementi ciklusa, 279
- njemačka studija rizika, 220, 230
 - faze studije, 231
 - razlike rezultata faza A i B studije, 232, 233
 - rezultati studije, 231, 232
 - usporedba rizika stanovništva, 232
- objekti na lokaciji nuklearne elektrane, 54, 55, 56
- obogaćenje urana, 281, 282
 - funkcija vrijednosti separacijskog rada, 282
 - kemijska izmjena, 283
 - koncentracija U-235 u osiromašenom uranu, 281

- laserska pobuda, 283
- plinska difuzija, 281
- plinska mlaznica, 293
- plinske centrifuge, 283
- postupci obogaćenja, 281
- separacijski rad, 282
- ograničenje odnosa tlaka i temperature pri stavljanju tlakovodnog reaktora u pogon, 90, 91, 92
- ograničenje termohidrauličkih parametara tlakovodnog reaktora u pogonu, 90
- parametri tlakovodnog reaktora nakon graničnog kvara, PWR, 49
- parogeneratori, 34, 35
- parogeneratori, materijal cijevnog snopa, 34
- parogeneratori, sekundarna strana, 34
- parogeneratori, VVER, 35, 36
- plinom hlađeni reaktori s gorivom od prirodnog metalnog urana (tip magnox), 174
 - integralna izvedba reaktorskog postrojenja, 176, 177
 - karakteristike jezgre reaktora, 174
 - korozija čelika u atmosferi ugljik dioksida, 178
 - parametri plina, 174
 - reaktorska posuda, 175, 176, 177
- plinom hlađeni reaktori (GCR), razvoj, 173
- plinom hlađeni reaktori, sigurnosne karakteristike, 180
- plinom hlađeni reaktori, usavršeni (AGR), 178
 - gorivni elementi, 178
 - izmjene u odnosu na magnox reaktore, 178, 179
 - izvedba reaktorskog postrojenja, 180
 - parametri plinskog hladila, 179
- plinom hlađeni reaktori, visokotemperaturni (HTGR), 183
 - jezgra reaktora, 183, 184
 - karakteristike izvedenih postrojenja, 184
 - modulni tip izvedbe reaktora, 191
 - mogućnosti primjene visokotemperaturnog reaktora, 190
 - nuklearno gorivo, 184, 185
 - rashladni fluid, 184
 - reaktori s kuglastim gorivnim elementima, 187, 189
 - reaktori s prizmatičnim gorivnim elementima, 184, 185
 - sigurnost u pogonu, 189
- poboljšane izvedbe tlakovodnih reaktora, ciljevi, 92, 93
 - ekonomičnost usavršenih tlakovodnih reaktora, 93
 - napredni tlakovodni reaktori, 94
 - poboljšanje ekonomičnosti gorivnog ciklusa, 101, 102
 - reaktori s pasivnom sigurnošću, 103
 - regulacija tvrdoće neutronskog toka (spectral shift), 102
- poboljšani teškoviđni reaktor kanalnog tipa (CANDU 3), 168
- podmoderirani/nadmoderirani reaktor, 58, 59
- pomoćni sustavi reaktora, HWR–CANDU, 166
- pomoćni sustavi reaktorskog postrojenja, BWR, 136, 137, 138
 - primjer izvedbe pomoćnih sustava po projektu tvrtke ASEA, 137, 138, 139
 - sustav za obradu plinovitih radioaktivnih otpadaka, 137
 - sustav za zaštitno hlađenje jezgre, 137, 139
- povratne veze reaktora, 295
 - temperaturne, 297, 300
 - zatrovanje ksenonom, 308
- povratni i nepovratni toplinski procesi, 245
- pregrijanje pare u reaktoru, 261
- prerada odzračenog goriva, 285
 - miješano (MOX) gorivo, 287
 - postupak prerade goriva, 285
 - priprema visokoaktivnog otpada za odlaganje, 285, 286
 - radioaktivnost odzračenog goriva, 285
 - recikliranje goriva, 286
 - sadržaj izotopa plutonija u odzračenom gorivu, 287
 - sastav odzračenog goriva, 285
- prigušenje pare, 253
 - utjecaj prigušenja na vlažnost pare, 253
- prijenosna funkcija reaktora, 291
- primarni krug nuklearne elektrane, 13, 14
- programi regulacije nuklearne elektrane, 319
- promjena izotopnog sastava nuklearnog goriva u pogonu, PWR, 78, 79
 - maseni sadržaj uranovih i plutonijevih izotopa u funkciji odgora, 79
 - mogućnost korištenja plutonija iz istrošenog goriva u vojne svrhe, 81, 82
 - odnos mase fisibilnog i ukupnog plutonija, 82
 - sadržaj fisibilnih izotopa plutonija, 81, 82
- propulzija, primjena tlakovodnih reaktora, 13

- prostorni raspored (dispozicija) objekata nuklearne elektrane, 53
- pumpa primarna, brtvljenje na osovinu, PWR, 38
- pumpa primarna, karakteristike, PWR, 38, 39
- radioaktivne tvari u jezgri reaktora, količina, 206
- radioaktivni otpad iz pogona nuklearnih elektrana, 333, 334
- radioaktivni otpad, kategorije, 333
- radioaktivni otpad, rukovanje u nuklearnoj elektrani, 335
- ALARA princip, 335
 - prerada tekućeg radioaktivnog otpada, 335
- radioaktivni otpad, spremanje otpada, 338
- duboko skladištenje, 339
 - plitko skladištenje, 338
 - radioaktivni otpad oko rudnika urana Oklo (Gabon), 340
 - skladište Forsmark (Švedska), 339, 340
- radioaktivnost otpada iz pogona nuklearnih elektrana, 336
- broj bačava s radioaktivnim otpadom godišnje, 336
 - porijeklo otpada, 335, 336
 - volumen krutog radioaktivnog otpada, 336
- Rankineov kružni proces, 256
- sa zasićenom parom, 256
 - s pregrijanom parom, 260
 - termički stupanj djelovanja procesa, 258
- raspored gorivnih elemenata u svježoj jezgri po zonama obogaćenja, PWR, 79, 80
- doprinos proizvedenoj snazi po zonama kod svježe i istrošene jezgre, 82, 83
 - prikaz relativne snage i odgora, 83, 84
- RBMK (reaktor boljšoi močnosti kipjaščij), razvoj, 5
- reaktivnost ugrađena u apsorpcijske šipke, PWR, 88, 89
- reaktorska posuda, PWR, 20, 21, 22, 23, 24
- reaktorska posuda, unutarinja, PWR, 24, 25, 26, 27
- reaktorska posuda, VVER, 24, 26, 28, 29
- recirkulacija fluida u jezgri, BWR, 121, 122
- interna recirkulacijska pumpa, 122, 123
 - recirkulacijski omjer, 121
 - unutarnji recirkulacijski sustav, 124
 - utjecaj recirkulacije na snagu reaktora, 121
 - vanjski recirkulacijski sustav, 121, 123
- regenerativno zagrijavanje napojne vode, 261
- optimalni odnos ulazne i izlazne temperature zagrijača, 265
 - ovisnost iskoristivosti kružnog procesa o broju regenerativnih zagrijača, 265
 - poboljšanje iskorištenja Rankineovog kružnog procesa, 264
- regulacija nuklearne elektrane, 288
- regulacija reaktora, 315
- regulacija tlakovodnog reaktora, PWR, 324
- regulacija snage, 326
- regulacijske i zaustavne šipke, PWR, 84
- podjela apsorpcijskih šipki na regulacijske grupe, 85
 - pogonsko ograničenje uranjanja regulacijskih grupa, 86, 87
 - preklapanje regulacijskih grupa, 85, 86
- regulacijske šipke, PWR, 31, 32, 33
- regulacijski sklopovi, pogon, PWR, 32
- regulacijski štapovi, pogon, BWR, 128, 129, 130
- regulacijski štapovi, učinkovitost, BWR, 129
- dodatni sustav za brzu obustavu reaktora, 139
- reguliranje snage nuklearne elektrane, BWR, 133
- rizici od rada elektroenergetskih objekata, 233
- kratkoročne, srednjeročne i dugoročne posljedice rada termoelektrana, 234
 - statistički podaci o broju momentalnih i zakašnjelih smrtnih slučajeva zbog rada elektrana, 236
 - studije komparativnog rizika energetskih postrojenja, 235
 - usporedba rizika zbog rada termoelektrana i nuklearnih elektrana, 235, 236, 237, 238
 - usporedba termoelektrana i hidroelektrana, 233
 - vrednovanje energetskih objekata s aspekta rizika po okoliš, 235, 236
- rizici od rada postrojenja, 225
- rukovanje nuklearnim gorivom u elektrani, 284
- sadašnja vrijednost investicijskih troškova, 364, 365
- seizmički i geološki uvjeti lociranja nuklearne elektrane, 359
- akceleracija terena i objekata, 359
 - aktivni i neaktivni rasjedi, 360
 - intenzitet potresa, 359
 - magnituda potresa, 359
 - Mercallijeva skala, 359

- najviši potres za sigurnu obustavu pogona (SSE), 359, 360
- potres dozvoljen za normalni pogon (OBE), 360
- Richterova skala, 359
- udaljenost od tektonskih rasjeda, 360
- sekundarni krug nuklearne elektrane, PWR, 51, 52, 53
- separatori vlage u nuklearnoj elektrani, 267
 - optimalni tlak pare u separatoru vlage, 267
 - separacija vlage/pregrijanje pare u NE Krško, 267, 269
- sigurnosna kultura, 210
- sigurnosni izvještaj, 214
- sigurnost nuklearne elektrane u slučaju gubitka električkog napajanja, 332
- sigurnost nuklearne elektrane, obrana po dubini, 206
 - fizičke zaštitne barijere, 206, 207
 - INSAG-3, preporuke MAAE, 206
 - matrica nuklearnog goriva, 207
 - mjere za osiguranje funkcije fizičkih barijera, 207, 209
 - obloge gorivnog elemenata, 208
 - primarni rashladni krug, 208
 - zaštitno hlađenje reaktorske jezgre, 211
 - zaštitna posuda (kontejnment), 208, 212
- Sovjetski Savez (bivši), razvoj nuklearne energije u, 4
- specifični utrošak vodene pare u elektrani, 268
- srednjoaktivni otpad, 333
- standardizirane snage nuklearnih elektrana s tlakovodnim reaktorima, 14
- stupanj korisnog djelovanja nuklearne elektrane, 275, 276
 - razlika nuklearne elektrane i termoelektrane u zagrijavanju vodotoka, 276
- školovanje pogonskih kadrova, 210
- šupljine (void) u moderatoru, utjecaj na reaktivnost tlakovodnih reaktora, 69, 70
- tablice za vodenu paru, 251, 252
 - svojstva vode i pare na krivulji zasićenja, 252
- tehnologija obrade krutog radioaktivnog otpada, 338
- tekući apsorber u tlakovodnom reaktoru, 59
 - promjena koncentracije tijekom odgora, 60, 61
 - utjecaj na temperaturni koeficijent reaktivnosti moderatora, 63, 64

- tekući natrij, svojstva, 193, 194
- temperature primarnog i sekundarnog fluida u parogeneratoru, 272, 273
 - T-Q dijagram kod dva tlaka pare, 273
 - T-Q dijagram parogeneratora za slučaj malene i velike promjene temperature primarnog fluida, 272
- temperaturni koeficijent reaktivnosti goriva (Dopplerov koeficijent), PWR, 68
 - ovisnost o odgoru, 68
 - ovisnost o temperaturi, 68, 69
 - razlika kod svježe i istrošene jezgre, 69
- temperaturni koeficijent reaktivnosti moderatora, PWR, 58
 - ovisnost o koncentraciji bora, 64, 65
 - ovisnost o temperaturi, 65
 - razlika kod svježe i istrošene jezgre, 64, 65
- temperaturni koeficijenti reaktivnosti, BWR, 131, 132
 - utjecaj na prigušenje aksijalnih oscilacija snage, 133
- temperaturni koeficijenti reaktivnosti, PWR, 57, 58
- teškovodni reaktor s posudom pod tlakom, 169
 - reaktor nuklearne elektrane Atucha II, 170
 - usporedba s reaktorima s cijevima pod tlakom, 172
- teškovodni reaktori (HWR), karakteristike, 155
- teškovodni reaktori s cijevima pod tlakom (tip HWR-CANDU), 155
 - gorivni elementi, 156, 157
 - kalandrija, 156
 - parogenerator, 160
 - primarni rashladni krug, 162
 - rashladni sustav, 157, 158
 - regulacija reaktivnosti, 158
 - rukovanje gorivom, 159
 - sekundarni krug, 163
 - sigurnosni aspekti pogona nuklearne elektrane s CANDU reaktorom, 163, 166, 167
 - tlačne cijevi, 157
 - zaštitna posuda, 163, 165
- teškovodni reaktori (HWR), razvoj, 3
- TFTR, 348, 349
- tlačnik, 36, 37
- tlak pare ("vakuum") u kondenzatoru, 254
- tlak plazme, 346
- tlakovodni reaktor s pasivnom sigurnošću AP600, 103

- hlađenje zaštitne posude, 108, 109
- parametri nakon graničnog kvara, 107
- pasivni sustav za zaštitno hlađenje jezgre, 105, 106
- pojednostavljena izvedba i standardizacija, 109, 110
- smještaj primarnih komponenata, 103, 104
- tlakovodni reaktor s pasivnom sigurnošću PIUS, 111, 112
 - prikaz reaktorskog postrojenja, 113
 - princip djelovanja zaštitnog sustava, 111, 112
 - reaktorsko postrojenje za toplifikaciju SECURE, 114, 115
- tlakovodni reaktor, pomoćni tehnološki sustavi, 41, 42
 - djelovanje sustava u akcidentalnim uvjetima, 47
 - hlađenje nuklearnih komponenata, 46
 - odvođenje ostatne topline, 42, 43, 44
 - tuširanje unutrašnjosti zaštitne posude, 50, 51
 - volumna i kemijska kontrola, 44, 45, 46
 - zaštitno hlađenje jezgre, 47, 48
- tlakovodni reaktori (PWR), razvoj, 3
- tokamak uređaji, karakteristike, 348
- tokamak uređaji, tehnički problemi kod realizacije, 351
- topli i hladni spremnik, 245
- toplifikacija, primjena nuklearnih reaktora za, 274
 - sheme toplinskog postrojenja, 275
 - specijalne izvedbe reaktora za toplifikaciju, 274
- toplinska snaga nuklearnog reaktora, 271
 - temperature fluida u postrojenju, 271
- toplinski kružni procesi, 247
 - mehanički rad dobiven u kružnom procesu, 248
 - najveći rad koji se može dobiti iz kružnog procesa, 248
 - prikaz kružnog procesa u T-s dijagramu, 247
 - stupanje korisnog djelovanja kružnog procesa, 248
- toplinski procesi u nuklearnoj elektrani, 7
- trajanje gradnje i licenciranje nuklearnih elektrana, 367
- troškovi pogona i održavanja elektrana, 367
 - nuklearne elektrane, 368
 - termoelektrane na plin, 368
 - termoelektrane na ugljen, 368
- turboagregat u nuklearnoj elektrani, PWR, 53
- turbogeneratorsko postrojenje, BWR, 139
- učinkovitost regulacijskog sustava, PWR, 86
- unutarnja energija, 250
- visokoaktivni otpad, 333, 336
- visokoaktivni otpad, 336
 - aktinidi, 337
 - aktivacijski proizvodi, 337
 - fisijski proizvodi, 337
 - promjena radioaktivnosti s vremenom odležavanja, 337
 - radioaktivnost odzračenog goriva, 337
 - stabilizacija otpada, 338
 - volumen visokoaktivnog otpada, 338
- vjerojatnosne (probabilistične) analize sigurnosti, 219
 - metode analize rizika, 220
 - raspoloživost komponenata opreme, 223
 - razine probabilističnih analiza, 225
 - stabla događaja, 220
 - stabla kvarova, 223
 - unutarnji/vanjski inicijalni događaji, 221
 - vjerojatnosti oštećenja jezgre, 222
- vjerojatnost oštećenja jezgre reaktora, usporedba rezultata njemačke studije rizika s NUREG-1150, 232
- vlažna para, parametri, 251
- voda kao rashladni fluid i moderator, svojstva, 12
- vrijednost bora, 62
- VVER (vodovodnoj energetičeskij reaktor), razvoj, 5
- VVER, karakteristike, 18, 20, 21
- WASH-1400, studija rizika, 220, 225
 - ciljevi studije, 225
 - kategorije zdravstvenih posljedica zračenja, 227
 - koraci u obradi studije, 226
 - kritike studije, 230
 - rezultati studije, 228
 - ulazni podaci, 226
 - usporedba rizika, 229, 230
- zaštitna posuda kipućeg reaktora (BWR), 133, 134, 135, 136
 - bazeni za kondenzaciju pare u zaštitnoj posudi, 134
 - zaštitna posuda tipa Mark-I, 134
 - zaštitna posuda tipa Mark-II, 135
 - zaštitna posuda tipa Mark-III, 136

zaštitna posuda (kontejnment), 15, 16, 17
zaštitne mjere u okolišu nuklearne elektrane
(sklanjanje, evakuacija), 213
zaštitna posuda, štice posude, 212
– hvatač jezgre, 213
– kontrolirano spaljivanje vodika, 213
– kontrolirano ispuštanje plinova iz zaštit-
ne posude, 213

– unutarnje i vanjsko hlađenje zaštitne po-
sude, 212
zatrovanje reaktora ksenonom, PWR, 72, 73
– kod cikličke promjene snage, 76
– nakon ispada reaktora iz pogona, 74
– postizanje ravnotežne koncentracije, 73,
74
zatrovanje reaktora samarijem, 77