

# Usporedba efikasnosti nuklearnih elektrana

---

Hatvalić, Marko

Undergraduate thesis / Završni rad

2023

Degree Grantor / Ustanova koja je dodijelila akademski / stručni stupanj: **University of Zagreb, Faculty of Mechanical Engineering and Naval Architecture / Sveučilište u Zagrebu, Fakultet strojarstva i brodogradnje**

Permanent link / Trajna poveznica: <https://um.nsk.hr/um:nbn:hr:235:863236>

Rights / Prava: [In copyright](#) / [Zaštićeno autorskim pravom.](#)

Download date / Datum preuzimanja: **2024-12-19**

Repository / Repozitorij:

[Repository of Faculty of Mechanical Engineering and Naval Architecture University of Zagreb](#)



SVEUČILIŠTE U ZAGREBU  
FAKULTET STROJARSTVA I BRODOGRADNJE

# ZAVRŠNI RAD

Marko Hatvalić

Zagreb, 2023.

SVEUČILIŠTE U ZAGREBU  
FAKULTET STROJARSTVA I BRODOGRADNJE

# ZAVRŠNI RAD

Mentor:  
Doc. dr. sc. Mislav Čehil, dipl. ing.

Student:  
Marko Hatvalić

Zagreb, 2023.

Izjavljujem da sam ovaj rad izradio samostalno koristeći znanja stečena tijekom studija i navedenu literaturu.

Zahvaljujem se mentoru doc. dr. sc. Mislavu Čehilu, dipl. ing. na pomoći oko odabira teme i savjetima prilikom izrade završnog rada.

Marko Hatvalić



SVEUČILIŠTE U ZAGREBU  
FAKULTET STROJARSTVA I BRODOGRADNJE



Središnje povjerenstvo za završne i diplomske ispite  
Povjerenstvo za završne i diplomske ispite studija strojarstva za smjerove:

Procesno-energetski, konstrukcijski, inženjersko modeliranje i računalne simulacije i brodstrojarski

Sveučilište u Zagrebu Fakultet strojarstva i brodogradnje	
Datum	Prilog
Klasa: 602 – 04 / 23 – 6 / 1	
Ur.broj: 15 - 1703 - 23 -	

## ZAVRŠNI ZADATAK

Student: **Marko Hatvalić** JMBAG: **0119028840**

Naslov rada na hrvatskom jeziku: **Usporedba efikasnosti nuklearnih elektrana**

Naslov rada na engleskom jeziku: **Comparison of Nuclear Power Plants Efficiency**

Opis zadatka:

Nuklearna energija je oduvijek simbolizirala stabilnost opskrbe električnom energijom, a s obzirom na recentne događaje na tržištu električne energije gdje su cijene električne energije višestruko povećane i jako osciliraju, raste ponovno i interes za nuklearnom energijom kao stabilizirajućim faktorom.

Stoga je u radu potrebno:

1. Napraviti pregled raspoloživih tehnologija u nuklearnoj energiji,
2. Razmotriti prednosti i mane pojedinih tehnologija,
3. Napraviti matematičke modele odabranih tehnologija te
4. Usporediti termodinamičke efikasnosti pojedinih tehnologija.

U radu je potrebno navesti korištenu literaturu i eventualno dobivenu pomoć.

Zadatak zadan:

30. 11. 2022.

Zadatak zadao:

  
Doc. dr. sc. Mislav Čehil

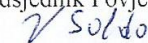
Datum predaje rada:

1. rok: 20. 2. 2023.  
2. rok (izvanredni): 10. 7. 2023.  
3. rok: 18. 9. 2023.

Predvideni datumi obrane:

1. rok: 27. 2. – 3. 3. 2023.  
2. rok (izvanredni): 14. 7. 2023.  
3. rok: 25. 9. – 29. 9. 2023.

Predsjednik Povjerenstva:

  
Prof. dr. sc. Vladimir Soldo

# SADRŽAJ

<b>SADRŽAJ</b>	<b>II</b>
<b>POPIS SLIKA</b>	<b>IV</b>
<b>POPIS TABLICA</b>	<b>V</b>
<b>POPIS OZNAKA</b>	<b>VI</b>
<b>POPIS KRATICA</b>	<b>VII</b>
<b>SAŽETAK</b>	<b>VIII</b>
<b>SUMMARY</b>	<b>IX</b>
<b>1 UVOD</b>	<b>1</b>
1.1 Razvoj nuklearne energetike . . . . .	4
1.2 Osnovni pojmovi . . . . .	13
1.2.1 Sastav i stabilnost atoma . . . . .	13
1.2.2 Energija elektrona . . . . .	14
1.2.3 Izotopi . . . . .	15
1.2.4 Radioaktivnost . . . . .	16
1.2.5 Energija veza nukleona u jezgri . . . . .	21
1.2.6 Udarni presjek za nuklearne reakcije . . . . .	22
1.2.7 Fisija . . . . .	25
1.2.8 Faktor multiplikacije, umnožavanja i moderacija . . . . .	27
<b>2 KLASIFIKACIJA NUKLEARNIH ELEKTRANA</b>	<b>28</b>
2.1 Tlakovodni reaktor hlađen običnom vodom (PWR) . . . . .	30
2.1.1 Reaktorska posuda . . . . .	32
2.1.2 Jezgra reaktora . . . . .	32
2.1.3 Parogenerator . . . . .	33
2.1.4 Regulator tlaka (tlačnik) . . . . .	33
2.1.5 Cirkulacijska pumpa rashladne vode reaktora . . . . .	35
2.1.6 Prednosti i nedostaci . . . . .	36
2.1.7 Tlakovodni reaktor hlađen teškom vodom (PHWR) . . . . .	37

---

2.2	Kipući reaktor (BWR) . . . . .	38
2.2.1	Prednosti i nedostaci . . . . .	40
2.3	Superkritični vodom hlađeni reaktor (SCWR) . . . . .	41
2.4	Brzi reaktor hlađen tekućim natrijem (SFR) . . . . .	43
2.4.1	Prednosti i nedostaci . . . . .	46
2.4.2	Olovom hlađen brzi reaktor (LFR) . . . . .	47
2.4.3	Reaktor hlađen rastaljenim solima (MSR) . . . . .	47
2.5	Visokotemperaturni plinom hlađeni reaktor (VHTR) . . . . .	48
2.6	Plinom hlađeni brzi reaktor (GFR) . . . . .	50
2.7	Modularni nuklearni reaktor . . . . .	51
<b>3</b>	<b>MATEMATIČKI MODELI</b>	<b>52</b>
3.1	Matematički model PWR . . . . .	55
3.2	Matematički model SFR . . . . .	60
<b>4</b>	<b>ZAKLJUČAK</b>	<b>63</b>
<b>5</b>	<b>LITERATURA</b>	<b>64</b>
<b>6</b>	<b>PRILOZI</b>	<b>66</b>

## POPIS SLIKA

1	Svjetska godišnja proizvodnja električne energija u nuklearnim elektranama [2]	1
2	Udio nuklearnih elektrana u svjetskoj proizvodnji struje [3]	2
3	Broj nuklearnih elektrana u svijetu [4]	3
4	Chicago pile 1 [6]	5
5	Chicago pile 1, pogled odozgo [5]	6
6	Zastupljenost različitih reaktora u nuklearnim elektranama, (31.12.2020) [9]	8
7	Shematski prikaz šest budućih koncepata reaktora [11]	10
8	Generacije nuklearnih reaktora [9]	12
9	Stabilnost nuklida u ovisnosti o omjeru broja neutrona i protona (pravac je $\frac{N}{Z} = 1$ ) [13]	16
10	Transformacija $^{87}\text{Br}$ u $^{86}\text{Kr}$ i $^{87}\text{Sr}$ uz emisiju neutrona [14]	18
11	Transformacija $^{60}\text{Co}$ u $^{60}\text{Ni}$ [15]	19
12	Energija veze po nukleonu u ovisnosti o masenom broju jezgre [16]	22
13	Ukupni udarni presjek za $^{238}\text{U}$ [17]	23
14	Ukupni udarni presjek i udarni presjek za fisiju $^{235}\text{U}$ [17]	24
15	Udarni presjek za fisiju $^{239}\text{Pu}$ [17]	24
16	Primjer jedne od mogućih fisija $^{235}\text{U}$ [18]	25
17	Model kapljice, faze fisije jezgre [17]	25
18	Distribucija fisijskih produkata [17]	26
19	Princip rada nuklearne elektrane [17]	28
20	Klasifikacija reaktora, odozgo prema dolje gorivo, moderator ili rashladni fluid i naziv	29
21	Primarni i sekundarni rashladni krug [19]	30
22	PWR, prostorni raspored komponenata s dva rashladna kruga, 1-parogenerator, 2-tlačnik, 3-pumpa, 4-reaktor [20]	31
23	Presjek tlakovodnog reaktora [20]	34
24	Parogenerator PWR nuklearne elektrane [20]	35
25	Cirkulacija rashladnog sredstva kod postrojenja s kipućeg reaktora [19]	38
26	Recirkulacija i dovod rashladnog sredstava kod kipućeg reaktora [21]	39
27	p-T dijagram rashladne vode reaktora (ulazno i izlazno stanje iz reaktora) za tipične operacijske parametre BWR, PWR, CANDU (ili PHWR), SCWR (US) s običnom vodom i SCW CANDU s teškom vodom [22]	42
28	SMR, integralni (bazenski) i neintegralni tip [23]	45



---

29	Dvije moguće izvedbe reaktorskog postrojenja i gorivnih elemenata za VHTR [25] . . . . .	49
30	Carnotov kružni proces . . . . .	52
31	Shema modela za usporedbu toplinskih iskoristivosti . . . . .	53
32	T-s dijagram za PWR model . . . . .	58
33	T-s dijagram za SFR model . . . . .	61

## POPIS TABLICA

1	Fizikalna svojstva elementarnih čestica . . . . .	13
2	Maseni sadržaj izotopa . . . . .	15
3	Glavni radioaktivni nizovi . . . . .	20
4	Uranov niz . . . . .	20
5	Parametri vode za primarni rashladni krug reaktora . . . . .	30
6	Proizvoljni fiksni parametri . . . . .	54
7	Ulazni parametri za PWR model . . . . .	56
8	Rezultati proračuna za PWR model . . . . .	59
9	Ulazni parametri za SFR model . . . . .	60
10	Rezultati proračuna za SFR model . . . . .	62

## POPIS OZNAKA

Oznaka	Jedinica	Opis
Z	-	Broj protona u jezgri
N	-	Broj neutrona u jezgri
A	-	Maseni broj
$\lambda$	1/s	Konstanta radioaktivnog raspada
$t_{1/2}$	s	Vrijeme radioaktivnog poluraspada
$N_0$	-	Broj nestabilnih jezgara
$\Delta E$	eV	Promjena energije sustava
$\Delta m$	kg	Promjena mase sustava
c	m/s	Brzina svjetlosti
$\sigma$	cm <sup>2</sup>	Mikroskopski presjek jezgre
$\Sigma$	cm <sup>-1</sup>	Makroskopski presjek jezgre
$k_f$	-	Efektivni multiplikacijski faktor
$k_\infty$	-	Multiplikacijski faktor neograničenog reaktora
$\eta$	-	Faktor umnožavanja neutrona
T	°C	Temperatura radnog fluida
$T_{dov}$	K	Temperatura dovođenja topline
$T_{odv}$	K	Temperatura odvođenja topline
$T_{RS}$	K	Temperatura rashladnog spremnika
$T_{OS}$	K	Temperatura ogrjevnog spremnika
$\eta_c$	-	Termodinamička efikasnost Carnotovog ciklusa
$P_r$	kW	Snaga reaktora
$P_{vt}$	kW	Snaga visokotlačnog dijela turbine
$P_{nt}$	kW	Snaga niskotlačnog dijela turbine
$P_{kond}$	kW	Snaga kondenzatne pumpe
$P_{nap}$	kW	Snaga napojne pumpe
$\Delta p$	MPa	Porast tlaka
p	MPa	Tlak radnog fluida
$\dot{m}$	kg/s	Maseni protok
h	kJ/kg	Specifična entalpija
$\Phi$	kW	Toplinski tok
$\eta_t$	-	Termodinamička efikasnost Rankineovog ciklusa

## POPIS KRATICA

<b>Kratika</b>	<b>Značenje</b>
NE	Nuklearna elektrana
CP-1	Chicago pile 1
PWR	Pressurized water reactor
PHWR	Pressurized heavy water reactor
BWR	Boiling water reactor
EBK	Experimental breeder reactor
EPR	European pressurized reactor
FBR	Fast breeder reactor
FNR	Fast neutron reactor
GIF	Generation IV international forum
GFR	Gas-cooled fast reactor
LFR	Lead-cooled fast reactor
MSR	Molten salt reactor
SFR	Sodium-cooled fast reactor
SCWR	Supercritical water cooled reactor
VHTR	Very high temperature reactor
IAEA	International atomic energy agency
GCR	Gas-cooled reactor
HWR	Heavy water reactor
RBMK	Reaktor boljši močnosti kipjaščij
AGR	Advanced gas-cooled reactor
HTGR	High temperature reactor
SMR	Small modular reactor
vSMR	Very small modular reactor
CANDU	Canada Deuterium Uranium
Euratom	European atomic energy community

## SAŽETAK

Rad je podijeljen na tri dijela. U prvom dijelu opisan je razvoj nuklearne energetike i tendencija budućeg razvoja kao i neki od osnovnih pojmova iz područja nuklearne energetike. U drugom dijelu izvršena je klasifikacija nuklearnih elektrana prema tipu reaktora. Obradeno je devet tipova reaktora u manjoj ili većoj mjeri. Ovdje je naglasak najviše stavljen na tlakovodni i kipući reaktor kao dva tipa reaktora koji su danas u najvećem broju zastupljeni u nuklearnim elektranama, natrijem hlađeni brzi reaktor također je nešto detaljnije opisan kao najviše razvijen predstavnik reaktora IV generacije. U trećem dijelu postavljeni su matematički modeli za proračun termodinamičkih efikasnosti parnog kružnog ciklusa tlakovodnog i natrijem hlađenog reaktora, naposljetku su izračunate i uspoređene termodinamičke efikasnosti.

Ključne riječi: nuklearna energija, nuklearne elektrane, nuklearni reaktor, fisija, termodinamička efikasnost

## SUMMARY

The work is divided into three parts. The first part describes the development of nuclear energy and the tendency of future development, as well as some of the basic terms in the field of nuclear energy. In the second part, nuclear power plants were classified according to reactor type. Nine reactor types were described to a greater or lesser extent. Here, the emphasis is mostly placed on pressurized water reactor and boiling water reactor as the two types of reactors that are represented in the largest number in nuclear power plants today, the sodium cooled fast reactor is also described in more detail as the most developed representative of generation IV reactors. In the third part, mathematical models for calculating the thermodynamic efficiencies of the steam cycle of pressurized water and sodium cooled reactors were set, and finally, the thermodynamic efficiencies were calculated and compared.

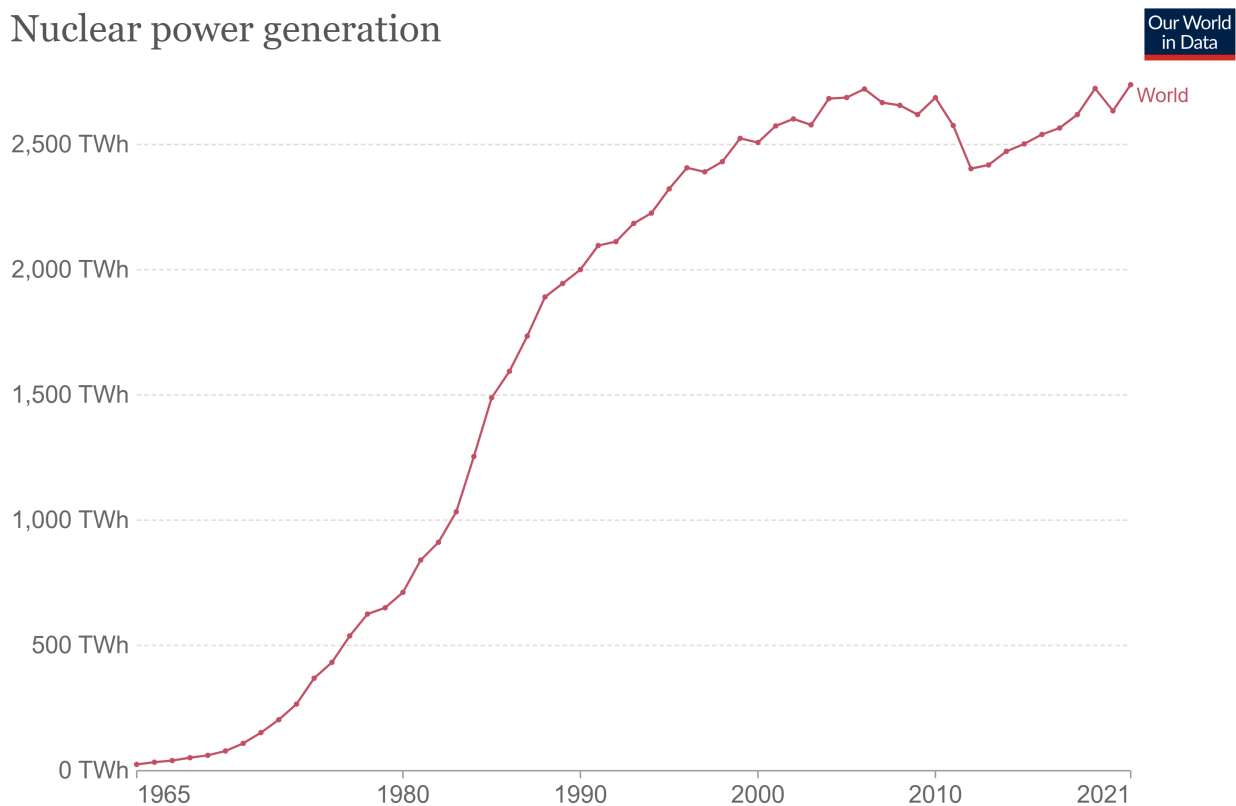
Keywords: nuclear energy, nuclear power plants, nuclear reactors, fission, thermodynamic efficiency

# 1 UVOD

Nuklearna energija je čista, sigurna, ne proizvodi CO<sub>2</sub> tijekom rada elektrane te pruža veliku gustoću dobivene energije po površini elektrane u odnosu na, recimo solarne panele i vjetroturbine. Za nuklearnu elektranu snage 1000 MW<sub>e</sub> potrebno je nešto manje od 2 km<sup>2</sup> površine, a za istu količinu energije potrebna je 75 puta veća površina solarnih panela i 360 puta veća površina polja vjetroturbina.

Procjenjuje se da je više od 60 Gt emisije CO<sub>2</sub> izbjegnuto radom nuklearnih elektrana od 1971. do 2018. godine. Danas, nuklearna energija izbjegava emisiju od oko 1,7 Gt CO<sub>2</sub> svake godine i daje važan doprinos čistoj energiji s udjelom od oko 28% u ukupnoj nisko-ugljičnoj proizvodnji struje.[1]

## Nuclear power generation



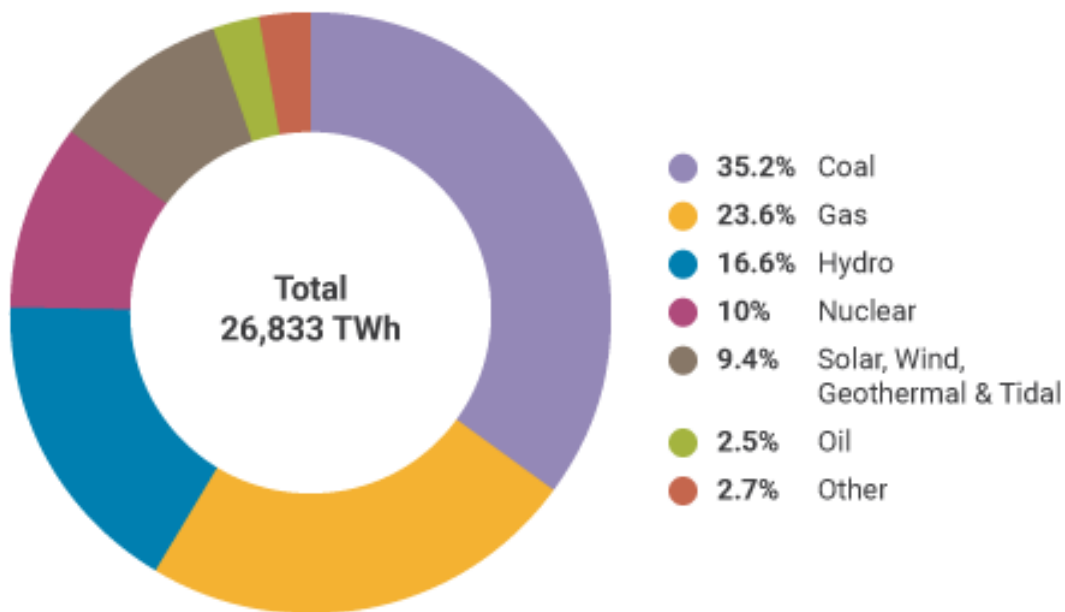
Source: Our World in Data based on BP Statistical Review of World Energy & Ember

OurWorldInData.org/energy • CC BY

Slika 1: Svjetska godišnja proizvodnja električne energija u nuklearnim elektranama [2]

Nuklearna energija nije opasna i devastirajuća kao što ju se često portretira, nuklearne nez-

gode, opasnosti i nedostatke treba staviti u kontekst i realno evaluirati. Potencijali za razvoj nuklearne energije u aspektu razvoja nuklearnih goriva, nuklearnih reaktora kao i procesa recikliranja nuklearnog goriva nisu potpuno iskorišteni. Nuklearna energija zaslužuje više pažnje u pogledu istraživanja i financiranja jer je trenutno jedini pouzdani, kontinuirani i čisti izvor energije koji, u kombinaciji s drugim obnovljivim izvorima, može zadovoljiti rastuće potrebe za električnom energijom. Napredni nuklearni reaktori (reaktori III+ generacije, mali modularni reaktori (SMR) i reaktori IV generacije) i inovativna primjena nuklearnih tehnologija mogu pružiti rješenja koja generiraju ekonomski rast i podupiru integraciju rastućeg broja intermitentnih obnovljivih sustava (solari i vjetar)[1].



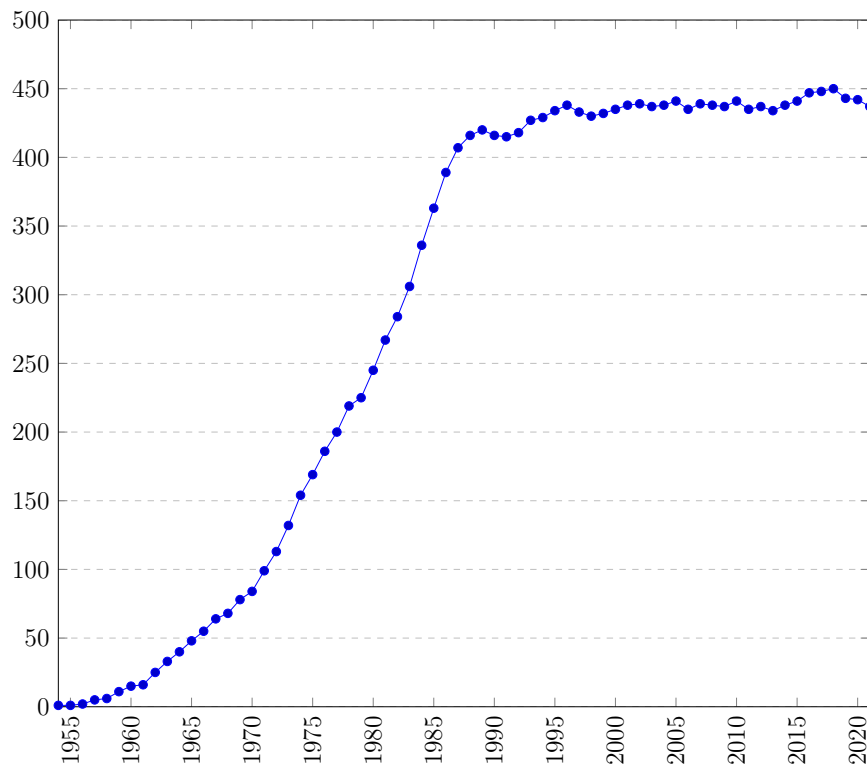
Source: IEA

Slika 2: Udio nuklearnih elektrana u svjetskoj proizvodnji struje [3]

Danas je u svijetu aktivno 438 nuklearnih elektrana (Slika 3.) ukupne snage 394 798 MW<sub>e</sub>. Godine 2021. u nuklearnim elektranama ukupno je proizvedeno je 2653 TWh električne energije (Slika 1.) što čini oko 10% ukupne svjetske proizvodnje (Slika 2.). Nuklearne elektrane s 10% proizvode više električne energije od zajedno svih obnovljivih izvora energije (izuzev hidroenergije). Prema dostupnim podacima iz veljače 2023. godine, u izgradnji je 58 nuklearnih elektrana. Prema predviđanjima, u svijetu će do 2040. godine biti ugašeno 123 nuklearnih elektrana, a 308 novih bit će priključeno na mrežu.[3]



U skladu s navedenim trendovima, moguće je anticipirati da će i u budućnosti nuklearne elektrane igrati važnu i neospornu ulogu u proizvodnji električne energije i održivom razvoju.



Slika 3: Broj nuklearnih elektrana u svijetu [4]

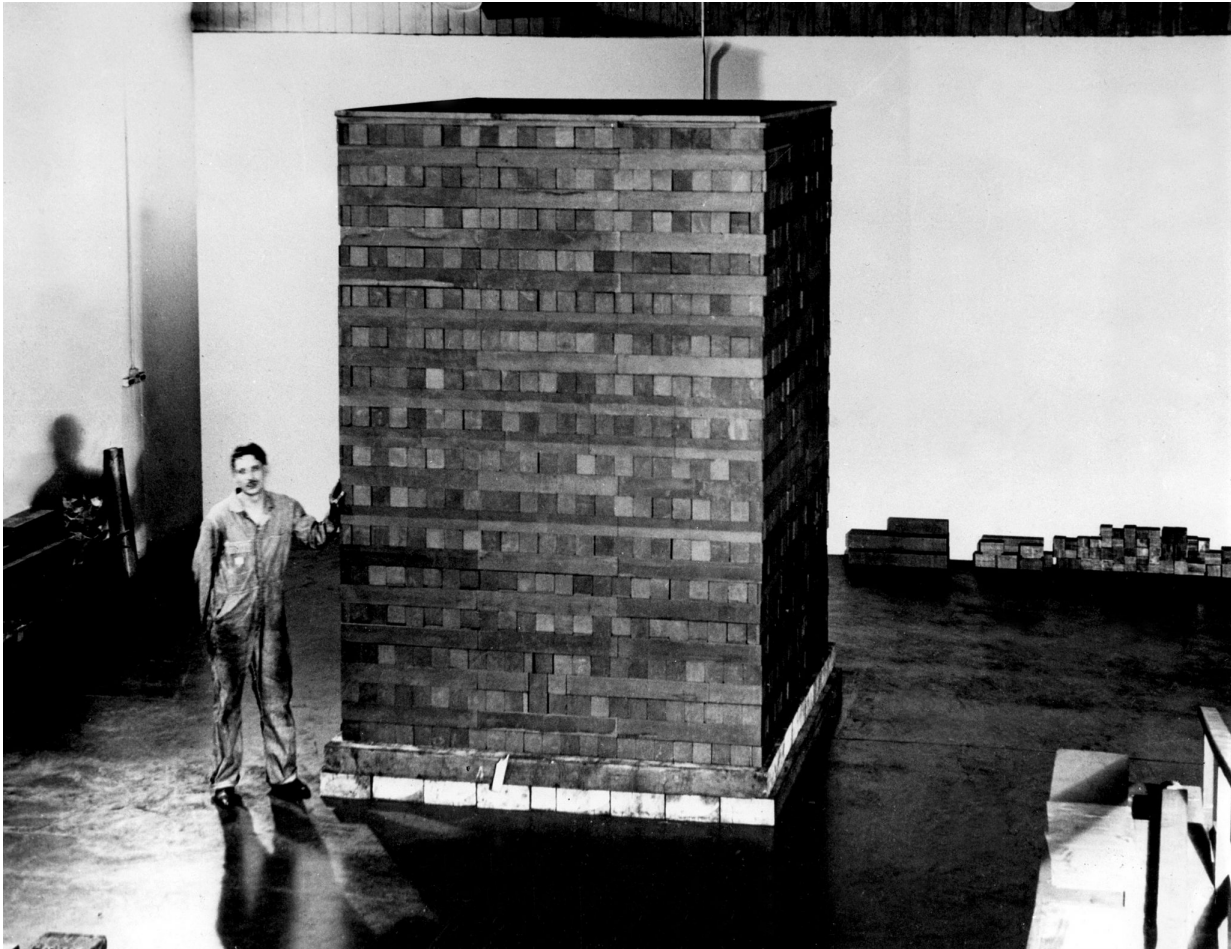
U ovome radu nudi se pregled i analiza nekih od dostupnih nuklearnih tehnologija zajedno s opisima elementarnih pojmova u nuklearnoj energetici i povijesnim kontekstom.

## 1.1 Razvoj nuklearne energetike

Razvoj nuklearne energetike započeo je pionirskim radovima mnogih znanstvenika u razdoblju od 1895. do 1945. godine. Martin Klaproth, njemački kemičar, otkrio je uran 1789 godine. Francuski fizičar Antoine Henri Becquerel otkrio je 1896. godine pojavu radioaktivnog zračenja uočivši da uranova ruda emitira nepoznato zračenje koje djeluje na fotografsku ploču. Izvor i svojstva tog zračenja detaljno su ispitali Pierre i Marie Curie. Nakon otkrića da neke uranove rude zrače mnogo jače nego što bi se to dalo zaključiti po njihovom sadržaju urana 1898. godine bračni par Curie uspijeva kemijskim putem utvrditi postojanje novih radioaktivnih elemenata, koje su prozvali radij (lat. radius-zraka) i polonij (lat. Polonia-Poljska, u počast domovine Marie Curie Skłodowski).

E. Rutherford 1899. godine otkriva da se zračenje radija sastoji od najmanje dvije komponente koje se različito apsorbiraju u materiji. Prvu komponentu, koja je jako ionizirala zrak, nazvao je  $\alpha$ -zrakama. Za drugu, prodorniju komponentu konstatirao je da se ponaša slično katodnim zrakama i nazvao je  $\beta$ -zrakama. 1900. godine francuski fizičar P. Villard otkrio je među zrakama radija jednu novu, još prodorniju komponentu, tzv.  $\gamma$ -zrake. Dublji uvid u prirodu tih triju vrsta zraka dalo je tek ispitivanje u magnetskom polju.  $\alpha$ -zrake savijaju se kao pozitivno nabijene čestice,  $\beta$ -zrake kao negativne, dok se  $\gamma$ -zrake ponašaju poput tvrdih rendgenskih zraka i nesmetano prolaze kroz magnetsko polje. Na temelju magnetske analize kao i eksperimenata s torijem objasnili su E. Rutherford i F. Soddy (1902. godine) prirodu radioaktivnog zračenja i dali kvantitativna pravila za radioaktivni raspad[5].

Engleski kemičar F. Soddy 1911. godine otkriva da prirodno radioaktivni elementi imaju različite izotope istih kemijskih svojstava. 1932. godine engleski fizičar James Chadwick otkriva neutron. Iste godine britanski i irski fizičari Cockcroft i Walton ostvaruju transformaciju jezgre bombardiranjem protonima. Nadalje, 1935. godine američki fizičar Enrico Fermi otkriva da se puno više različitih izotopa može dobiti korištenjem neutrona umjesto protona za bombardiranje jezgri. Otkriće i ispravno tumačenje nuklearne fisije pripada njemačkim kemičarima O. Hahnu i F. Strassmannu (1938. godina).[3]

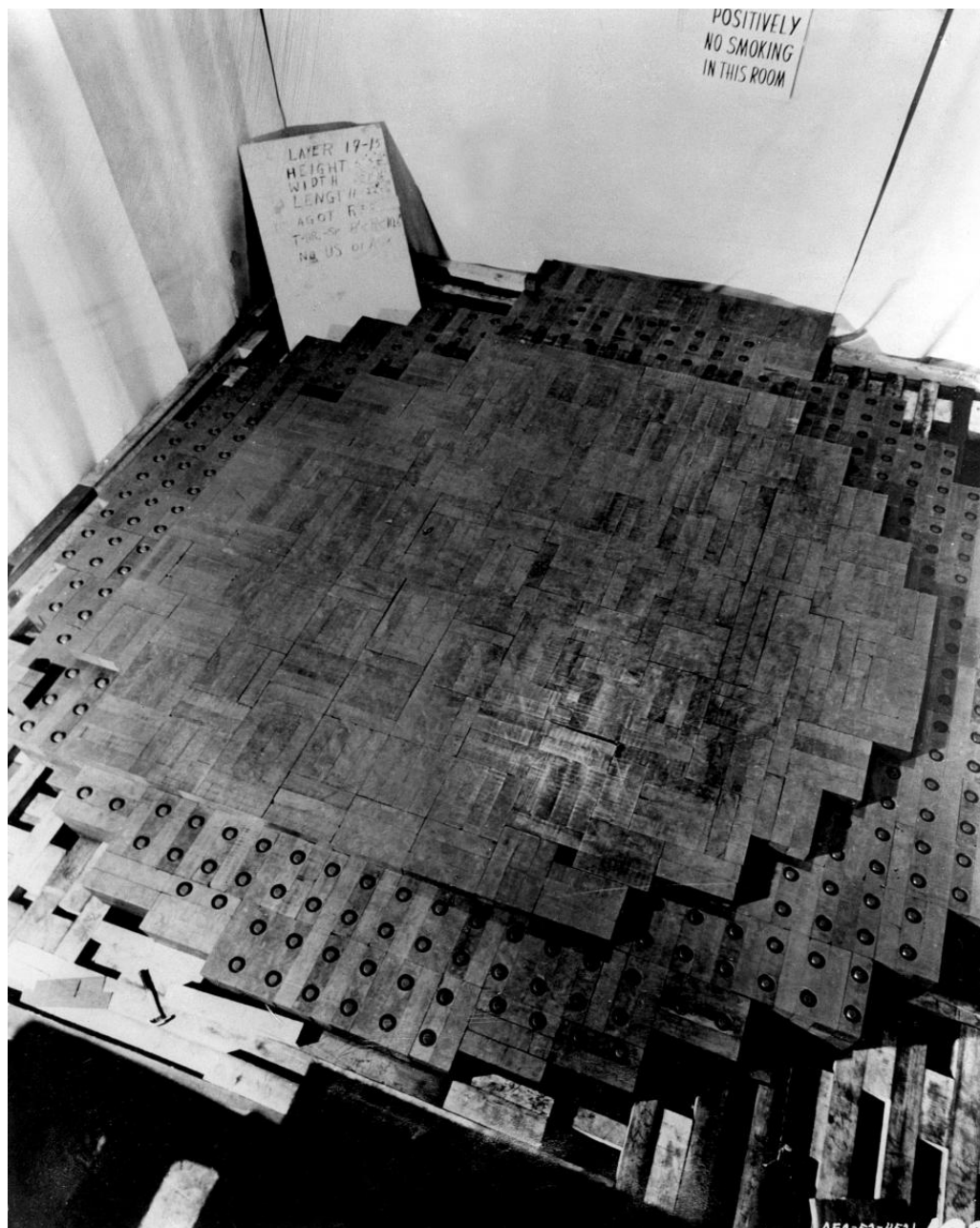


Slika 4: Chicago pile 1 [6]

Ti su radovi rezultirali realizacijom prve samoodržavajuće lančane reakcije ( $k_{ef(max)} \approx 1,0006$ ) 2.12.1942 u reaktoru izgrađenom na Sveučilištu u Chicagu. Eksperiment je trajao 28 minuta i izvršen je mirno, u skladu s očekivanjima. Arthur Compton, jedan od sudionika toga povijesnog i veoma tajnog eksperimenta odmah je nakon njegova završetka uputio dogovoren telegraf Centru za istraživanje i razvoj na Harvardu. Poruka je glasila :”Talijanski je navigator stigao u novi svijet”. ”kako je zatekao domoroce” slijedilo je pitanje. ”Vrlo prijateljski” odgovorio je Compton. Grupu istraživača i tehničara na izgradnji reaktora vodio je fizičar Enrico Fermi.[7]

Reaktor (poznat pod nazivom Chicago pile 1, skraćeno CP-1) bio je izgrađen od blokova grafita s umetnutim šipkama od prirodnog urana, nije imao sustav hlađenja niti zaštitni štit protiv radijacije (izgled reaktora CP-1 prikazan je na Slikama 4. i 5.). Reaktor CP-1 sastojao se od 6 tona prirodnog urana, 50 tona oksida prirodnog urana i 400 tona grafita. Prirodni uran i

grafit jedini su materijali s kojima se kod prirodnog izotopnog sastava može ostvariti samoodržavajuća lančana reakcija (odnosno kritičnost). Izgradnja CP-1 reaktora bila je inicirana u sklopu Manhattan projekta kojem je primarna zadaća bila izrada atomske bombe.[8]



Slika 5: Chicago pile 1, pogled odozgo [5]

Znanstvenici su već na početku Manhattan projekta spoznali da fisibilni materijal potreban za gradnju nuklearnog oružja mora sadržavati što više teških izotopa cijepivih s neutronima

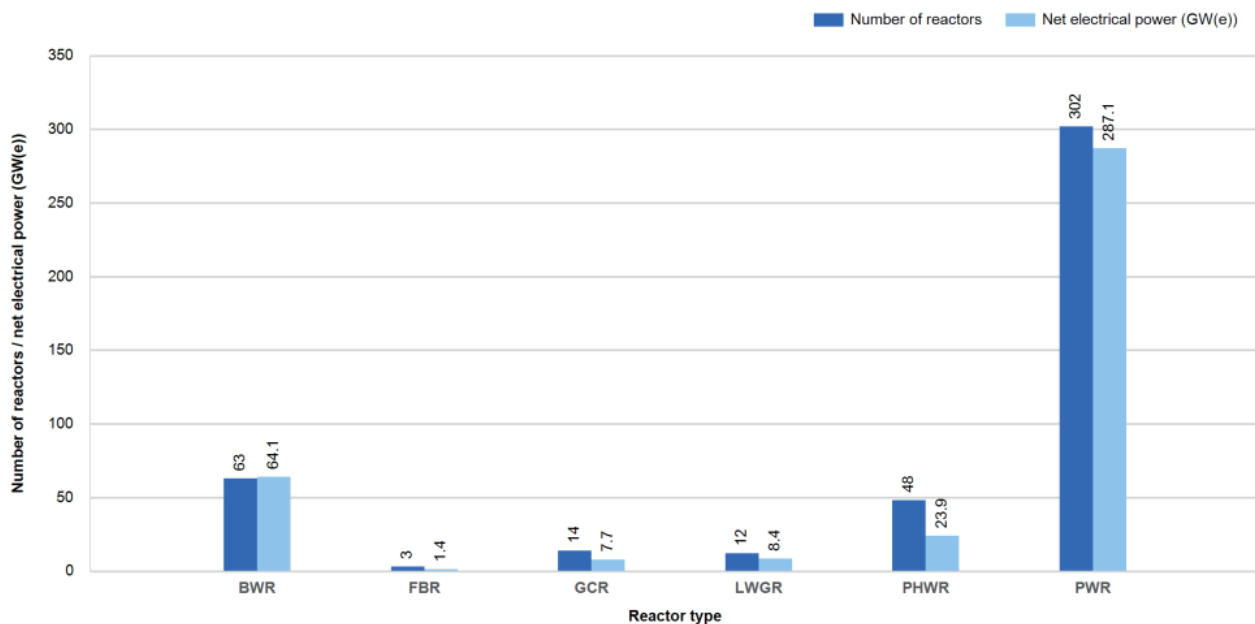
svih energija, a znali su i da su takvi materijali fisibilni izotop urana ( $^{235}\text{U}$ ) i fisibilni izotopi plutonija (primarno  $^{239}\text{Pu}$ ). Zato se, nakon uspješnih eksperimenata s prvim grafitnim reaktorima tipa CP-1, gradi u SAD-u već u jesen 1944. godine serija grafitnih reaktora kojima je isključiva namjena bila proizvodnja plutonija. Prvi grafitni reaktori hladili su se pretežito zrakom. Gradnja reaktora većih snaga zahtijevala je i njihovo učinkovitije hlađenje. U Europi je prvi put ostvarena ideja da se otpadna toplina iz reaktora za proizvodnju plutonija iskoristi u energetici. Ti su reaktori kao gorivo upotrebljavali šipke metalnog urana u oblozi od legure magnezija (od toga dolazi i njihov naziv-magnox reaktori), a bili su hlađeni s  $\text{CO}_2$ . Prva nuklearna elektrana s magnox reaktorom NE Calder Hall u Engleskoj snage  $60 \text{ MW}_e$ , puštena je u pogon 1956. godine. Ipak, prva nuklearna elektrana za proizvodnju električne energije puštena je u pogon u Moskvi 1954. godine. Takva elektrana koristila je grafitni reaktor hlađen vodom, snaga elektrane iznosila je  $5 \text{ MW}_e$ . [8]

Reaktorski fizičari Wigner i Winberg još u 1940-im godinama predložili primjenu reaktora sa slabo obogaćenim uranom hlađenog i moderiranog vodom pod tlakom za proizvodnju energije. Upravo je takav tlakovodni reaktor (PWR- Pressurized Water Reactor) prihvaćen za propulziju brodova i podmornica američke ratne mornarice. Kompaktnost i stabilnost bili su glavne karakteristike tlakovodnog reaktora koje su ga predodredile za takvu primjenu. Prva nuklearna podmornica (Nautilus) s PWR reaktorom porinuta je u more 1955. godine, a prva nuklearna elektrana (NE Shippingport, snage  $60 \text{ MW}_e$ ) dovršena je u blizini Pittsburga u SAD-u 1956. godine, koristeći reaktor koji je inicijalno bio zamišljen za pogon nosača aviona. Tlakovodni reaktori danas su najzastupljeniji u nuklearnim elektranama (Slika 6.) , iza njih slijede BWR (Boiling Water Reactor) reaktori i PHWR (Pressurized Heavy-Water Reactor) reaktori. [8]

Paralelno ispitivanjima s PWR reaktorima ispitane su i karakteristike reaktora s kipućom vodom u jezgri (BWR reaktor). 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 BWR reaktorom izgrađeno je 1954. godine u ispitnom laboratoriju Idaho (SAD). [8]

Raspolaganje s obogaćenim uranom i plutonijem već je pri završetku drugog svjetskog rata omogućilo gradnju istraživačkih verzija brzih oplodnih reaktora (FBR-Fast Breeder Reactor, ponegdje i FNR-Fast Neutron Reactor). 1946. godine u istraživačkom centru Los Alamos (New Mexico, SAD) pušten je u pogon prvi takav reaktor. Snaga reaktora bila je  $10 \text{ kW}_t$ , a 1949. godine povećana je na  $25 \text{ kW}_t$ . Gorivo reaktora bilo 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  $1400 \text{ kW}_t$ . Takav je reaktor imao jezgru iz  $^{235}\text{U}$ , oplodni materijal prirodni uran, a za rashladni fluid leguru natrija i kalija. Postrojenje EBR bilo je zapravo mala nuklearna elektrana. Rashladni fluid izlazne temperature  $622 \text{ K}$  ( $349 \text{ °C}$ ) grijao je neaktivirani natrij u drugoj zatvorenoj petlji. Sekundarni rashladi krug natrija predavao je toplinu parogeneratoru gdje se stvarala pregrijana para temperature  $560 \text{ K}$  ( $287 \text{ °C}$ ) i tlaka  $2,8 \text{ MPa}$ . Para je pokretala turboagregat snage  $200 \text{ kW}$ . To je bio prvi primjer generacije električne energije iz nuklearne energije u svijetu. Osnovni razvojni i tehnološki problemi gradnje FBR reaktora znatno su riješeni već ovim postrojenjem. Usprkos tome, FBR reaktori se kasnije nisu razvijali ni približno brzo kako se u početku očekivalo. Cijene urana i potrebne investicije za gradnju postrojenja uvjetovale su da se FBR reaktori gradili u puno manjoj mjeri nego ostali tipova reaktora.[8]



Slika 6: Zastupljenost različitih reaktora u nuklearnim elektranama,(31.12.2020) [9]

U zadnje vrijeme, interes za gradnjom i daljnjim istraživanjem FBR reaktora kontinuirano raste tako da se tijekom sljedeća dva desetljeća očekuje povećanje broja eksperimentalnih kao i komercijalnih nuklearnih elektrana koje koriste FBR reaktore (npr. Francuska planira pogoniti polovicu svojih nuklearnih elektrana FBR reaktorima do 2050. godine, duga polovica rezervirana je za EPR (Evolutionary Power Reactor, koji je napredna verzija PWR reaktora). Treba naglasiti da FBR reaktori iskorištavaju gorivo puno efikasnije nego ostali tipovi reaktora i to

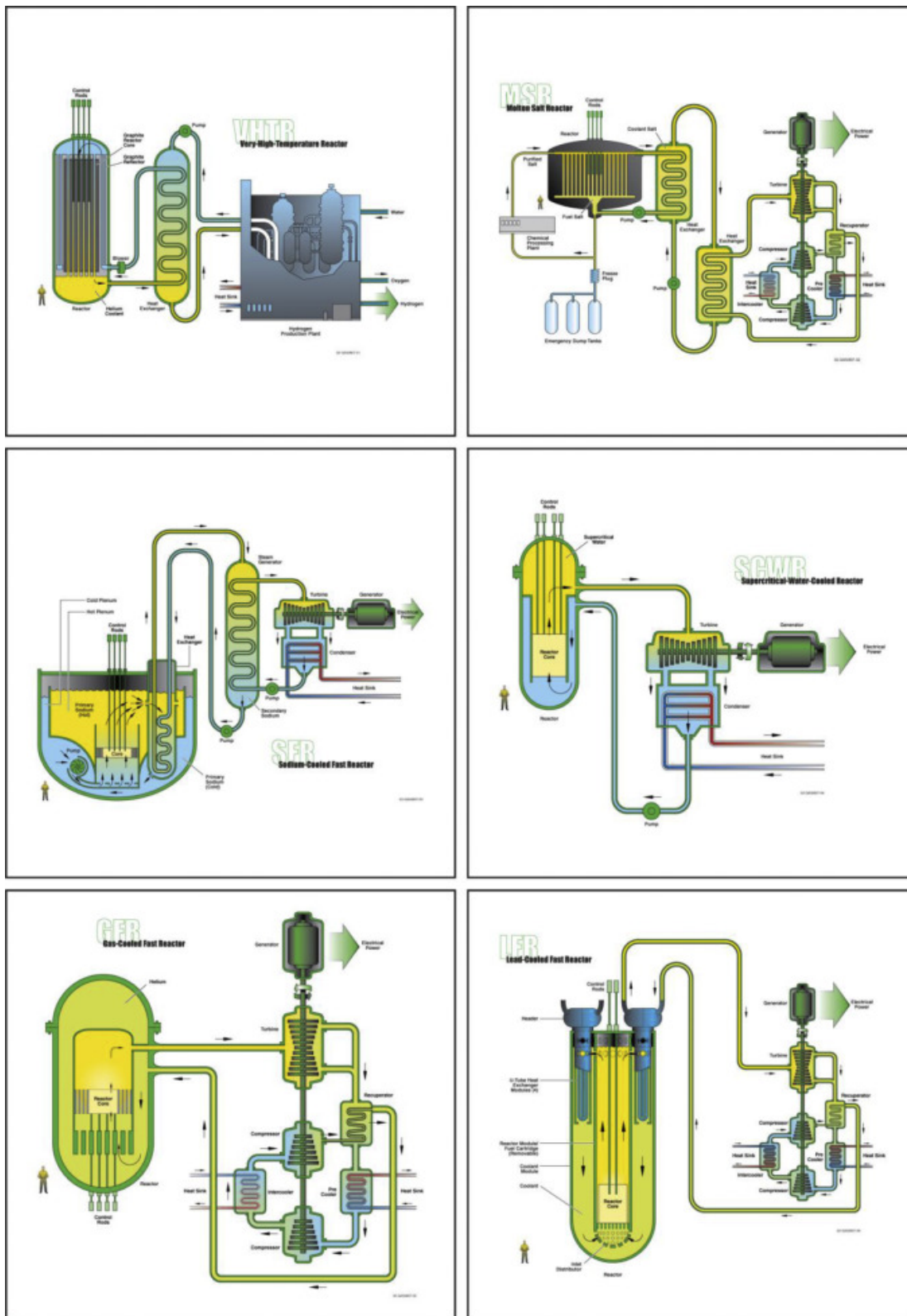
za faktor 60.

U siječnju 2000. godine oformljen je GIF (Generation IV International Forum) od strane 9 država (danas uključuje 14 država) s namjerom da se izvrše istraživanja i razvoj potrebni za komercijalizaciju reaktora IV generacije. Godine 2002. GIF je definirao četiri ključne osobine na kojima će se temeljiti IV generacija reaktora, to su:

- Sigurnost i pouzdanost
- Otpornost na proliferaciju i fizička zaštita (zaštita od terorizma)
- Ekonomska kompetitivnost (podizanje toplinske iskoristivosti)
- Održivost (zatvoreni ciklusi nuklearnog goriva s recikliranjem)

Godine 2002. , GIF je na temelju višekriterijske analize od 100 koncepata reaktora identificirao šest (Slika 7.) koji bi zadovoljili četiri gore navedena kriterija. Izabrani su sljedeći:

- Plinom hlađeni brzi reaktor (GFR- Gas Cooled Fast Reactor), sa zatvorenim ciklusom goriva.
- Olovom hlađeni brzi reaktor (LFR- Lead Cooled Fast Reactor), sa zatvorenim ciklusom goriva.
- Reaktor s rastaljenim solima (MSR- Molten Salt Reactor), s primjenom termalnih i brzih neutrona te zatvorenim ciklusom goriva
- Natrijem hlađeni brzi reaktor (SFR- Sodium Cooled Fast Reactor), sa zatvorenim ciklusom goriva .
- Superkritični vodom hlađeni reaktor (SCWR- Supercritical Water Cooled Reactor), s primjenom termalnih i brzih neutrona te sa zatvorenim ili otvorenim ciklusom goriva.
- Visokotemperaturni reaktor (VHTR- Very High Temperature Reactor), s primjenom termalnih neutrona te otvorenim ciklusom goriva.[10]



Slika 7: Shematski prikaz šest budućih koncepata reaktora [11]

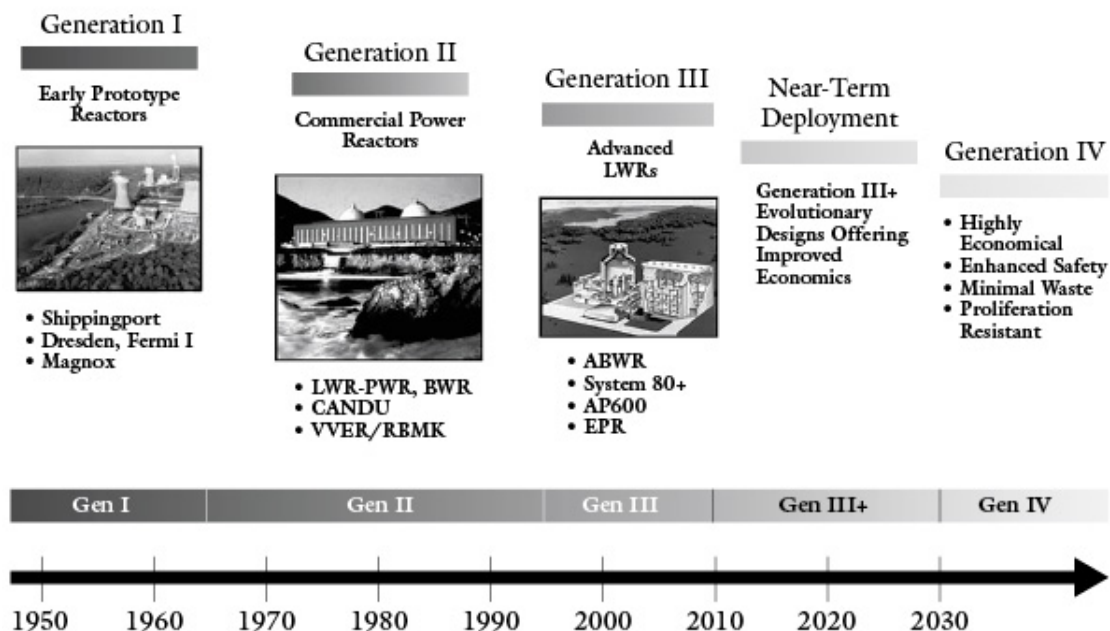


Koncepti nuklearnih reaktora obično su kategorizirani po generacijama (Slika 8.), tako da imamo nuklearne reaktore generacije I, II, III, III+ i IV. Glavne osobine koje karakteriziraju razvoj i implementaciju nuklearnih reaktora ocrtavaju relevantne razlike između različitih generacija reaktora. Sadašnja analiza postojećih koncepata reaktora fokusira se na šest ključnih osobina reaktora. To su isplativost, sigurnost, zaštita i neproliferacija, prikladnost priključivanja na električnu mrežu (Grid appropriateness) i plan komercijalizacije (Commercialization roadmap).[10]

Tri generacije (II,III i III+) sustava nuklearnih reaktora, izvedenih iz dizajna originalno razvijenih za potrebe propulzije plovniha objekata u kasnim 1940-tim godinama, danas su u pogonu diljem svijeta. U Nastavku slijede bitne karakteristike pojedinih generacija reaktora.

- Generacija I odnosi se na prototipske reaktore koji su pokrenuli civilnu primjenu nuklearne energetike. Ovakvi reaktori (razmjerno malih snaga) bili su građeni u 1950-tim i 1960-tim godinama. Zadnja elektrana pogonjena reaktorom generacije I NE Wylfa (Wels) ugašena je, nakon 44 godine rada, 2015. godine
- Generaciji II pripadaju reaktori koji su bili dizajnirani da budu ekonomični i pouzdani. Operacijski životni vijek takvih reaktora je oko 40 godina (frekvencija oštećenja jezgre reaktora II generacije navodno je jedno oštećenje na svakih 100 000 godina rada). Ovdje spadaju PWR, CANDU (kanadski tip teškovodnih nuklearnih reaktora), BWR, AGR (Advanced Gas-cooled Reactor) i VVER (sovjetski tip tlakovodnih reaktora) reaktori. U operacijski rad stupaju u kasnim 1960-tim godinama i čine veliku većinu reaktora današnjice u pogonu. Sigurnosne značajke uključuju elektroničke ili mehaničke operacije koje se aktiviraju automatski i koji, u većini slučajeva, mogu biti inicirani od strane operatora nuklearnog reaktora.
- Reaktori III generacije zapravo su reaktori II generacije poboljšani implementacijom novih tehnologijama. Poboljšanja su izvršena na području tehnologije goriva, termalne učinkovitosti, modularne konstrukcije, sigurnosnih sustava (osobito korištenje pasivnih umjesto aktivnih sustava) i standardizacije dizajna. Operacijski životni vijek takvih elektrana je također povećan i iznosi tipično 60 godina, potencijalno i više. Sedam reaktora III generacije danas je u pogonu diljem svijeta.

- Generacija III+ reaktora donosi daljnja značajna poboljšanja generacije III. Razvoj je započeo 1990-tih godina te su najznačajnija poboljšanja izvršena implementacijom pasivnih sigurnosnih značajki koje ne zahtijevaju aktivnu kontrolu ili intervenciju operatora, nego se umjesto toga oslanjaju na gravitaciju ili prirodnu konvekciju za anuliranje ili ublažavanje abnormalnih pojava. Reaktori generacije III+ ostvaruju veću iskoristivost goriva te time reduciraju potrošnju goriva i produkciju nuklearnog otpada u odnosu na reaktore III generacije. Danas je u pogonu pet nuklearnih elektrana koje utiliziraju tehnologiju III+ generacije reaktora.
- IV generacija nuklearnih reaktora posjeduje sve značajke kao i reaktori III+ generacije s time da pružaju veće temperature izlazne pare (time i veću efikasnost nuklearne elektrane), još veću iskoristivost goriva (veću za faktor 60), dugoročna rješenja za menadžment nuklearnog otpada kao i proširenje primjene nuklearne energetike na proizvodnju vodika, proizvodnju topline za industrijske potrebe i desalinizaciju. Reaktori IV generacije još su u eksperimentalnoj fazi s planom prve komercijalne upotrebe negdje poslije 2030. godine.[10]



Slika 8: Generacije nuklearnih reaktora [9]

## 1.2 Osnovni pojmovi

U nastavku su opisani samo najpotrebniji pojmovi za potrebe shvaćanja nuklearne energije (reaktorske fizike i radioaktivnosti).

### 1.2.1 Sastav i stabilnost atoma

Kvantno-mehanički model je suvišan za potrebe razumijevanja fundamentalnih pojava u nuklearnoj tehnici i energetici te je dovoljno smatrati da su jezgre čestice sastavljene samo od dviju vrsta elementarnih čestica: protona i neutrona. Oko pozitivno nabijene jezgre kruže po određenim putanjama negativno nabijene čestice elektroni (Bohrov model atoma). Osnovna fizikalna svojstva tih elementarnih čestica prikazana su u Tablici 1. U nuklearnim reakcijama mogu se pojaviti i druge subatomske čestice poput pozitrona (ista fizikalna svojstva kao i elektron samo s pozitivnim nabojem), neutrina i antineutrina (čestice bez naboja i mase mirovanja s vrlo malo interakcijom s materijom). U nuklearnoj fizici koriste se pojmovi nuklidi i nukleoni. Nukleoni su čestice od kojih se sastoji atomska jezgra (protoni i neutroni). Atomi koji se karakteriziraju sadržajem protona i neutrona u jezgri označavaju se kao nuklidi. Simbol za nuklide je  ${}^A_ZX_N$  gdje je X oznaka kemijskog elementa, Z broj protona u jezgri, N broj neutrona u jezgri i A maseni broj koji je jednak zbroju protona i neutrona. Budući da broj protona u jezgri u potpunosti određuje kemijski element, simbol za nuklide može se pojednostaviti u  ${}^AX$ . [12]

Tablica 1: Fizikalna svojstva elementarnih čestica

Naziv čestice	Simbol	Električni naboj	Masa u mirovanju
proton	p	$+1,60219 \cdot 10^{-19} \text{ C}$	$1,67261 \cdot 10^{-27} \text{ kg}$
elektron	e	$-1,60219 \cdot 10^{-19} \text{ C}$	$9,1095 \cdot 10^{-31} \text{ kg}$
neutron	n	0	$1,67492 \cdot 10^{-27} \text{ kg}$

Putanje elektrona sistematiziraju se u ljuske i podljuske, gledano od unutarne prema vanjskoj, obilježavaju s K, L, M, N, ..., pri čemu svaka ljuska može sadržavati ograničen broj elektrona (K ljuska dva elektrona, L ljuska 8 elektrona, M ljuska 18 elektrona,...). Kemijski elementi čiji atomi sadrže dovoljan broj elektrona za popunjavanje vanjske ljuske su kemijski stabilni (npr. plemeniti plinovi He, Ne, Ar). Kemijski nestabilni elementi koji imaju nepopunjenu

vanjsku ljusku poput alkalnih metala (Li, Na, K,...) i halogenih elemenata (F, Cl, Br,...) vrlo su reaktivni te imaju afinitet da međusobno stupaju u kemijske reakcije.[12][7]

Valencija kemijskih elemenata proporcionalna je afinitetu atoma da kompletira ljuske u elektronskom plaštu (veća kemijska stabilnost). Element je onoliko valentan koliko elektrona prima ili ispušta za kompletiranje vanjske ljuske.

U aspektu stabilnosti atomskih jezgara najvažnije su nuklearne sile i elektrostatska (Coulombova) sila. Sila gravitacije između dva spojena nukleona je oko  $10^{37}$  puta slabija od nuklearne sile, stoga je irelevantna za stabilnost jezgre. Nuklearne sile ključne su za stabilnost atomskih jezgara, jer bez njih jezgre ne bi mogle postojati zbog djelovanja odbojnih elektrostatskih sila između protona. Neke od osobina nuklearnih sila su:

- Djeluju na udaljenostima koje su reda veličine kao i promjer jezgre ( $10^{-15}$  m)
- Višestruko nadvladavaju odbojnu elektrostatsku silu između nukleona
- Pokazuju svojstvo zasićenja, što znači da porastom broja nukleona nuklearna sila ostaje ista. Elektrostatska sila, s druge strane, pokazuje svojstvo zasićenja, odnosno s povećanjem broja protona raste i utjecaj elektrostatske sile.

Kod lakih se jezgara stabilnost postiže kod omjera neutrona i protona  $\frac{N}{Z} \approx 1$ . Stabilnost težih jezgri uvjetovana je odnosom  $\frac{N}{Z} > 1$ , jer su potrebne jače nuklearne sile za kompenzaciju elektrostatskih odbojnih sila. Na stabilnost jezgre utječu još:

- Jezgre s parnim brojem protona i neutrona generalno su stabilnije od onih jezgri koje imaju jedan od ta dva broja neparan, a osobito od onih jezgri kod kojih su oba ta broja neparna. U prirodi postoji samo pet stabilnih nuklida kod kojih je broj protona i neutrona neparan.[7]
- Atomske jezgre koje sadrže 2, 8, 20, 50, 82 protona i/ili 2, 8, 20, 50, 82, 126 neutrona izrazito su stabilne. Ovakav raspored protona i/ili neutrona poznat je u nuklearnoj fizici pod terminom "magičan broj".[7]

### 1.2.2 Energija elektrona

Zbog sile koje djeluje između električki nabijenim česticama (prema Coulombovu zakonu, sila između nabijenih čestica proporcionalna je produktu naboja i obrnuto proporcionalna kvadratu njihove udaljenosti), svaka nabijena čestica u električnom polju ima potencijal vršenja rada. Rad koji se treba utrošiti da se elektron pomakne u elektrostatskom polju nasuprot

potencijalnoj razlici od 1 V definira se kao jedan elektronvolt (kratica eV). Elektronvolt se koristi za definiranje jedinice energije u nuklearnoj energetici ( $1 \text{ eV} = 1,60219 \cdot 10^{-19} \text{ J}$ ).[7]

### 1.2.3 Izotopi

Broj protona u jezgri atoma i odgovarajući broj elektrona određuju prirodu kemijskog elementa. Kemijski elementi koji imaju isti broj protona i elektrona ali različiti broj neutrona stoga su kemijski jednakih, ali fizikalno različitih svojstava. Atomi koji sadrže isti broj protona i elektrona, a različiti broj neutrona nazivaju se izotopi. Izotopi mogu biti stabilni i radioaktivni (nestabilni).[12]

Većina kemijskih elemenata u prirodi su smjese prirodnih izotopa, koji su stabilni ili radioaktivni. 83 kemijska elementa javljaju se u prirodi u obliku 287 izotopa, od kojih je 271 stabilan, a ostali su oni od radioaktivnih izotopa koji imaju period poluraspada veći od starosti Zemlje. pri čemu elementi s atomskim brojem  $Z$  većim od 83 imaju samo radioaktivne izotope (izuzev tehnecija ( $Z=43$ ) i prometija ( $Z=61$ )). Nuklearnim reakcijama mogu se proizvesti umjetni radioaktivni izotopi gotovo svih elemenata, pa je danas poznato oko 2500 vrsta izotopa.[7][8] Jedna od karakteristika kemijskih elemenata je podatak o relativnom masenom sadržaju njegovih prirodnih stabilnih ili dugoživućih izotopa. Maseni sadržaj izotopa nekih elemenata je prikazan je u Tablici 2.[12]

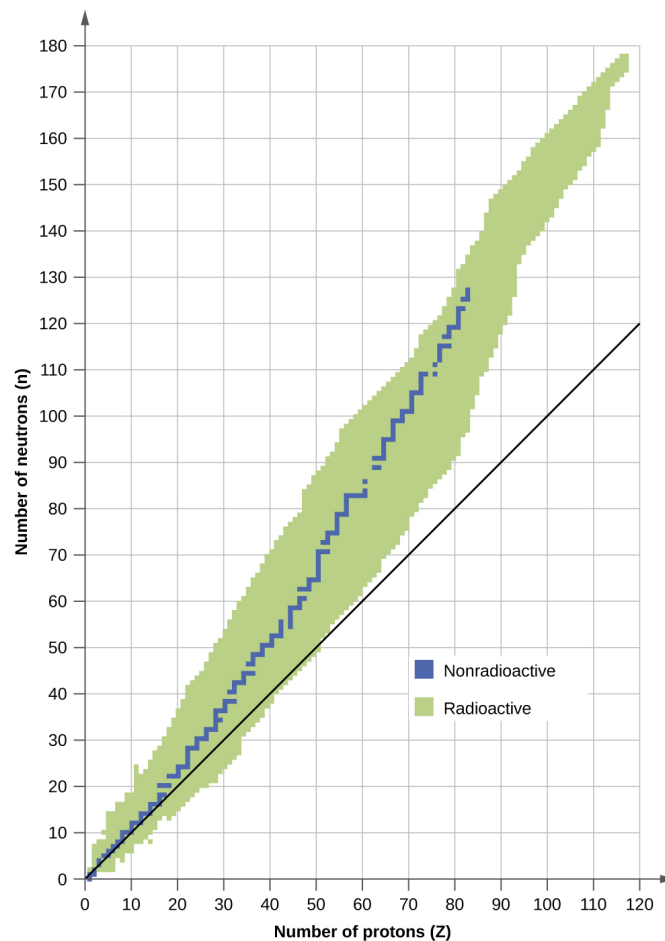
Tablica 2: Maseni sadržaj izotopa

Naziv kem. elementa	Oznaka izotopa	Maseni sadržaj
vodik	$^1\text{H}$	99,985%
	$^2\text{H}$	0,015 %
bor	$^{10}\text{B}$	19,8%
	$^{11}\text{B}$	80,2%
uran	$^{234}\text{U}$	0,06%
	$^{235}\text{U}$	0,712%
	$^{238}\text{U}$	99,228%
kisik	$^{16}\text{O}$	99,759%
	$^{17}\text{O}$	0,037%
	$^{18}\text{O}$	0,204%

Za nuklearnu energetiku najvažniji su izotopi urana, plutonija i vodika.

### 1.2.4 Radioaktivnost

Nuklidi koji se nalaze van područja stabilnosti (Slika 9.) ili koji se nalaze u pobuđenom stanju (s unutrašnjom energijom višom od osnovne energetske razine) su nestabilni. Od posebne su važnosti za nuklearnu energetiku radioaktivni nuklidi koji se nalaze lijevoj strani od područja stabilnosti, tj. oni koji imaju višak neutrona u odnosu na stabilno područje. Kod nestabilnih nuklida postoji prirodna aspiracija da se unutrašnjim transformacijama i/ili emisijama suvišnih čestica vrata u područje stabilnosti. Taj proces poznat je kao radioaktivnost. Radioaktivnim raspadima nestabilne (odnosno pobuđene) jezgre postupno prelaze u stanje stabilnosti.[7][12]



Slika 9: Stabilnost nuklida u ovisnosti o omjeru broja neutrona i protona (pravac je  $\frac{N}{Z} = 1$ ) [13]

Vjerojatnost da će se neka nestabilna jezgra raspasti ovisi o vremenu i prirodi te jezgre. Ako promatramo  $N$  istovrsnih nestabilnih jezgra, uočiti ćemo da je broj raspada u jedinici vremena proporcionalan broju jezgara  $N$  (što se može formulirati i postavkom da je vjerojatnost raspada nestabilne jezgre u svakom vremenskom intervalu konstantna). Konstanta proporcionalnosti, koja daje odnos između broja prisutnih i broja raspadnutih jezgara u nekom vremenskom intervalu  $\Delta t$ , a karakterizira svaku vrstu nestabilnih nuklid, je konstanta radioaktivnog raspada  $\lambda$ . Broj raspada u  $N$  nestabilnih atomskih jezgara u jedinici vremena bit će  $\lambda N$ . Veličina  $\lambda N$  određuje aktivnost radioaktivnog materija.[7]

Na osnovu toga, neposredno se može postaviti zakon radioaktivnog raspada, koji određuje broj raspada  $dN$  za  $N$  nestabilnih jezgara u vremenu  $dt$ ;

$$dN = -\lambda N dt \quad (1.1)$$

Integracijom od 0 do  $t$  dolazi se do poznatog izraza za vremensku promjenu količine nestabilnih jezgara  $N(t)$ :

$$N(t) = N_0 e^{-\lambda t} \quad (1.2)$$

gdje je  $N_0$  broj nestabilnih jezgara u vremenu  $t = 0$ .

Vrijeme potrebno da se polovica početno prisutnih radioaktivnih jezgara raspadne označava se kao vrijeme radioaktivnog poluraspada  $t_{1/2}$ . iz jednadžbe (1.2) proizlazi:

$$t_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} \quad (1.3)$$

Vremena poluraspada radioaktivnih jezgara variraju od neznatnog dijela sekunde do više milijardi godina. Broj raspada u jedinici vremena,  $\frac{dN}{dt} = -\lambda N$ , naziva se aktivnost radioaktivnog raspada. Mjerna jedinica za radioaktivnost u SI sustavu jedinica je jedan radioaktivni raspad u sekundi. Ime jedinice je bekerel ( $Bq=1/s$ ) po francuskom fizičaru A.H Becquerelu.[7]

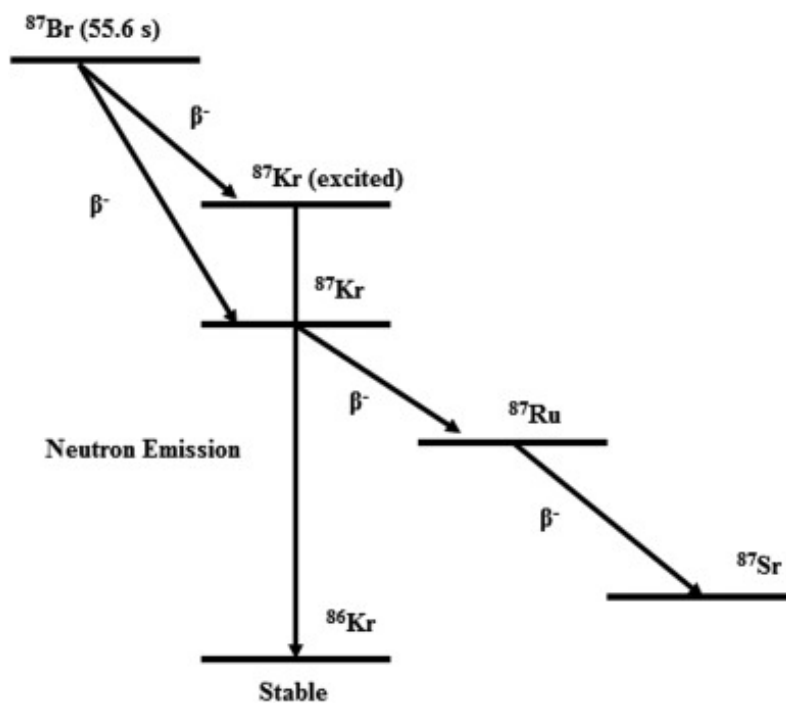
Općenito, postoje tri vrste zračenja:  $\alpha$ ,  $\beta$  i  $\gamma$ . Proučavajući elemente koji su  $\alpha$ ,  $\beta$  ili  $\gamma$  aktivni, Rutherford i Soddy postavili su pravila (prirodnog) radioaktivnog zračenja:

- $\alpha$ - raspadom umanjuje se maseni broj ( $A$ ) radioaktivnog elementa za 4 jedinice, a njegov redni broj ( $Z$ ) za 2 jedinice.
- $\beta$ - raspadom ne mijenja se maseni broj radioaktivnog elementa, a redni broj mu se povećava za jedan.

- $\gamma$ - raspadom ne mijenja se ni maseni ni redni broj elementa.[5]

Stabilnost teških atomskih jezgara uvjetovana je većim odnosom broja neutrona i protona nego kod lakših jezgara. Pri fisiji, fisijski fragmenti, tj. novonastale lakše jezgre, zadržavaju praktički isti odnos neutrona i protona kao i teške jezgre prije raspada, a taj im odnos ne omogućava stabilnost. Kako bi ostvarili svoju potrebu za stabilnošću, takve jezgre smanjuju broj neutrona jednom od sljedećih nuklearnih reakcija:

- Emisijom neutrona. Nuklearne reakcije emisije neutrona prisutne su samo kod nekih visoko pobuđenih nuklida nastalih u fisijama teških jezgara. Iz tih nuklearnih reakcija nastaju tzv. zakašnjeni neutroni, koji su od velikog značaja za nuklearnu tehniku. Primjer jedne takve reakcije je transformacija izotopa kriptona  $^{87}\text{Kr}$  u  $^{86}\text{Kr}$  (Slika 10.)



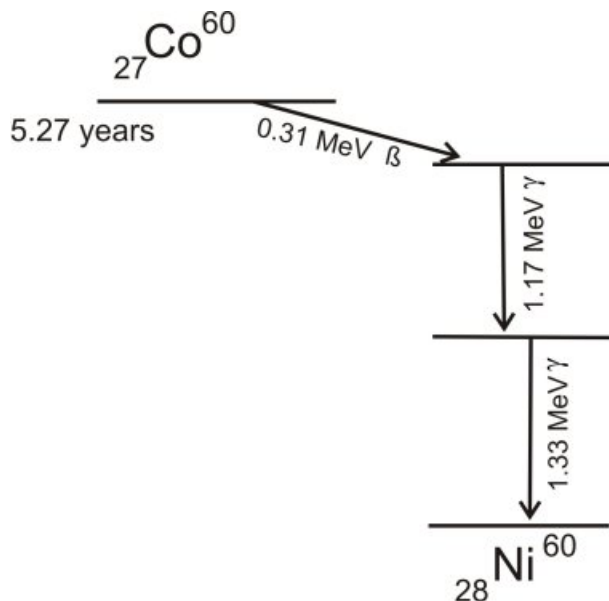
Slika 10: Transformacija  $^{87}\text{Br}$  u  $^{86}\text{Kr}$  i  $^{87}\text{Sr}$  uz emisiju neutrona[14]

- Pretvorba neutrona u proton  $\beta$  raspadom. Emisijom elektrona ( $\beta$  raspad) i neutrina (točnije antineutrina  $\bar{\nu}$ ) iz jezgre, neutron se pretvara u proton prema nuklearnoj reakciji:

$$n = p^+ + \beta^- + \bar{\nu} \quad (1.4)$$



Ovakva nuklearna reakcija pretvorbe mnogo je češća nego neposredna emisija neutrona iz jezgre, jer traži mnogo manje energije. Kao primjer nuklearne reakcije pretvorbe neutrona u proton može se navesti raspada nuklida  $^{60}\text{Co}$  (Slika 11.).[7]



Slika 11: Transformacija  $^{60}\text{Co}$  u  $^{60}\text{Ni}$  [15]

Emisije materijalnih čestica iz nuklearnih jezgara redovito prate i promjene unutrašnjih energetske razina u jezgri, što se očituje u emisijama  $\gamma$ -zraka pri čemu se ne mijenja priroda kemijskog elementa. Energija emitiranog  $\gamma$ -zračenja ovisi o razlici energija između pobuđenog i osnovnog energetske stanja jezgre. Moguća energetska stanja u jezgri imaju točno određene energije, a učestalost pojave pojedinih energetske stanja određuje se statističkim zakonima.[7]

Raspadi teških jezgara ne događaju se u jednom koraku, nego se formiraju tzv. radioaktivni nizovi kod kojih je prvi ("roditelj") u nizu nuklid s najdužim vremenom poluraspada. Prirodni teški radioaktivni elementi pripadaju jednom od četiri radioaktivna niza: (uranov, torijev, aktinijev i neptunijev niz) s karakteristikama navedenim u Tablici 3.

"Roditelj" neptunijeva niza ima mnogo kraće vrijeme poluraspada nego što je geološka starost zemlje (oko  $4 \cdot 10^9$  god), pa se elementi koji pripadaju tom nizu ne mogu više pronaći u prirodi. Vremena poluraspada elemenata pojedinih radioaktivnih nizova veoma su različita. Tako je kod uranovog niza najduže vrijeme poluraspada  $4,5 \cdot 10^9$  god., a najkraće  $1,64 \cdot 10^{-4}$  s. Uranov niz prikazan je u Tablici 4.[7]

Tablica 3: Glavni radioaktivni nizovi

	”Roditelj” niza	Vrijeme poluraspada
uranov niz	$^{238}\text{U}$	$4,5 \cdot 10^9$ god
torijev niz	$^{232}\text{Th}$	$1,32 \cdot 10^{10}$ god
aktinijev niz	$^{235}\text{U}$	$7,1 \cdot 10^8$ god
neptunijev niz	$^{238}\text{Np}$	$2,2 \cdot 10^6$ god

Tablica 4: Uranov niz

Nuklid	Emitirana čestica	Vrijeme poluraspada
$^{238}\text{U}_{92}$	$\alpha$	$4,5 \cdot 10^9$ god
$^{234}\text{Th}_{90}$	$\beta$	24,1 dana
$^{234}\text{Pa}_{91}$	$\beta$	1,18 min
$^{234}\text{Pa}_{91}$	$\beta$	6,7 h
$^{234}\text{U}_{92}$	$\alpha$	$2,5 \cdot 10^5$ god
$^{230}\text{Th}_{90}$	$\alpha$	$8 \cdot 10^4$ god
$^{226}\text{Ra}_{88}$	$\alpha$	1620 god
$^{222}\text{Rn}_{86}$	$\alpha$	3,82 dana
$^{218}\text{Po}_{84}$	$\alpha, \beta$	3,05 min
$^{214}\text{Pb}_{82}$	$\beta$	26,8 min
$^{218}\text{At}_{85}$	$\alpha$	2,0 s
$^{214}\text{Bi}_{83}$	$\alpha, \beta$	19,7 min
$^{214}\text{Po}_{84}$	$\alpha$	$1,64 \cdot 10^{-4}$ s
$^{210}\text{Tl}_{81}$	$\beta$	1,32 min
$^{210}\text{Pb}_{82}$	$\beta$	19,4 god
$^{210}\text{Bi}_{83}$	$\alpha, \beta$	5 dana
$^{210}\text{Po}_{84}$	$\alpha$	198,3 dana
$^{206}\text{Tl}_{81}$	$\beta$	4,2 min
$^{206}\text{Pb}_{82}$	<i>stabilan</i>	

### 1.2.5 Energija veza nukleona u jezgri

Odvajanje nukleona iz jezgre zahtijeva utrošak energija. Protoni, kao pozitivno nabijene čestice, imaju višu potencijalnu barijeru za izlazak iz jezgre i zbog toga su za jezgru jače vezani nego neutroni pa je i energija za njihovo odvajanje iz jezgre veća.

Pri formiranju jezgre dolazi do oslobađanja energije jednake energiji što bismo je morali utrošiti za njezinu dezintegraciju. Općenito, svaka promjena u prirodi kod koje se oslobađa energija rezultira većom energetsom stabilnošću. Promjena energije sustava prati i odgovarajuća promjena njegove mase, tzv. defekt mase. Einsteinova specijalna teorija relativnosti daje kvantitativan izraz za relaciju između pretvorbe mase i energije:[7]

$$\Delta E = \Delta mc^2 \quad (1.5)$$

gdje je  $\Delta E$  promjena energije sustava,  $\Delta m$  promjena mase sustava i  $c$  brzina svjetlosti u vakuumu ( $2,9979 \cdot 10^8$  m/s).

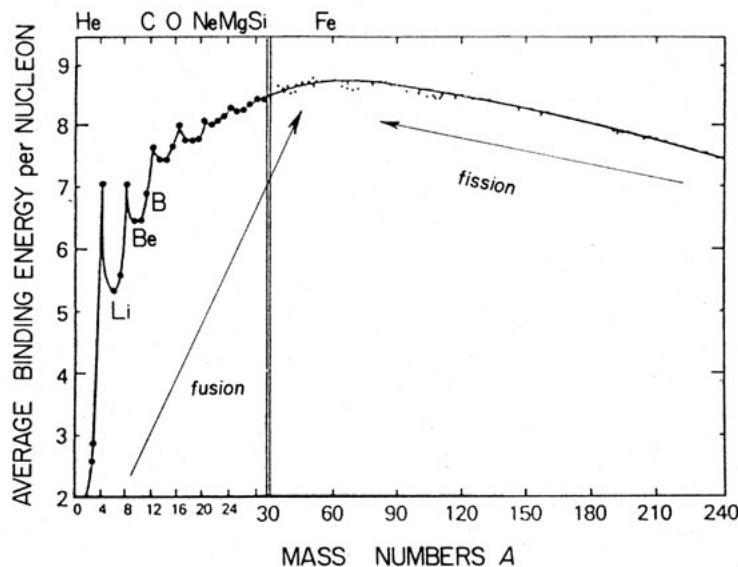
Budući da je atomska jezgra stabilniji sustav od sustava pojedinačnih nukleona koji je čine, pri njezinu formiranju dolazi do smanjenja mase sustava prema jed. (1.5). Defekt mase koji nastaje pri formiranju jezgre dobiva se kao razlika zbroja masa svih nukleona ( $\Sigma m_{nu}$ ) koji čine jezgru i mase nastale jezgre ( $m_j$ ). Oslobođena energija pri formiranju jezgre jednaka je:[7]

$$\Delta E = (\Sigma m_{nu} - m_j)c^2 \quad (1.6)$$

Energija koja se oslobađa pri formiranju jezgre iz pojedinačnih nukleona (ili energija koju treba utrošiti da se jezgra razbije na njezine sastavne dijelove) definira se kao energija veza nukleona u jezgri. Ako tu energiju opisanu jed. (1.6), podijelimo s brojem nukleona u jezgri ( $A$ ) dobivamo prosječnu energiju veze po nukleonu. Prosječna energija veze po nukleonu (izražena u MeV) u funkciji atomske mase jezgre prikazana je na Slici 12.

Najstabilnije jezgre su masenog borja 60 (jezgre izotopa željeza, nikla, mangana, kroma, bakra, cinka) jer je kod njih najviša energija veze po nukleonu. Lakše ili teže jezgre od njih su manje stabilne. Maksimalna vrijednost energije veze po nukleonu je oko 8,8 MeV, za uran iznosi približno 7,7 MeV. Energija se može dobiti samo onim nuklearnim reakcijama iz kojih nastaju stabilnije jezgre, tj. jezgre koje imaju veće energije veze po nukleonu od jezgara koje stupaju u nuklearne reakcije. Radi oslobađanja potencijalne energije sadržane u atomskim jezgrama primjenjuju se dva tipa nuklearnih reakcija:[7]

- Nuklearne reakcije cijepanja (fisije) teških jezgara.
- Nuklearne reakcije spajanja (fuzije) lakših jezgara.



Slika 12: Energija veze po nukleonu u ovisnosti o masenom broju jezgre [16]

### 1.2.6 Udarni presjek za nuklearne reakcije

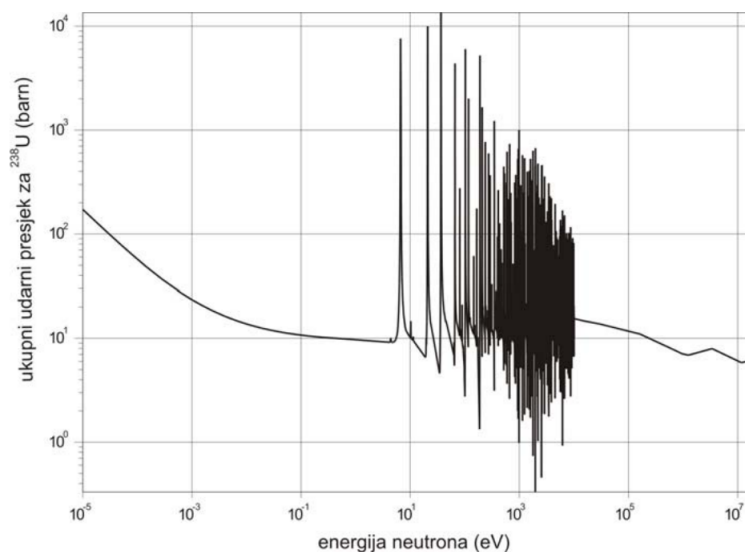
Vjerojatnost nastanka neke nuklearne reakcije za određeni set parametara definira se kao udarni presjek. Za nuklearnu energetiku važni su udarni presjeci za nuklearne reakcije s neutronima, takvi presjeci ovise o energiji neutrona, tipu nuklearne reakcije i vrsti nuklida (odnosno jezgre). Izotopi istog kemijskog sastava mogu za iste nuklearne reakcije imati izrazito različite udarne presjeke. Geometrijski presjeci atomskih jezgri reda su veličine  $10^{-24}$   $\text{cm}^2$ , ta je vrijednost u nuklearnu fiziku bila uvedena (koristi se i danas) kao mjerna jedinica udarnih presjeka pod nazivom "barn". [12]

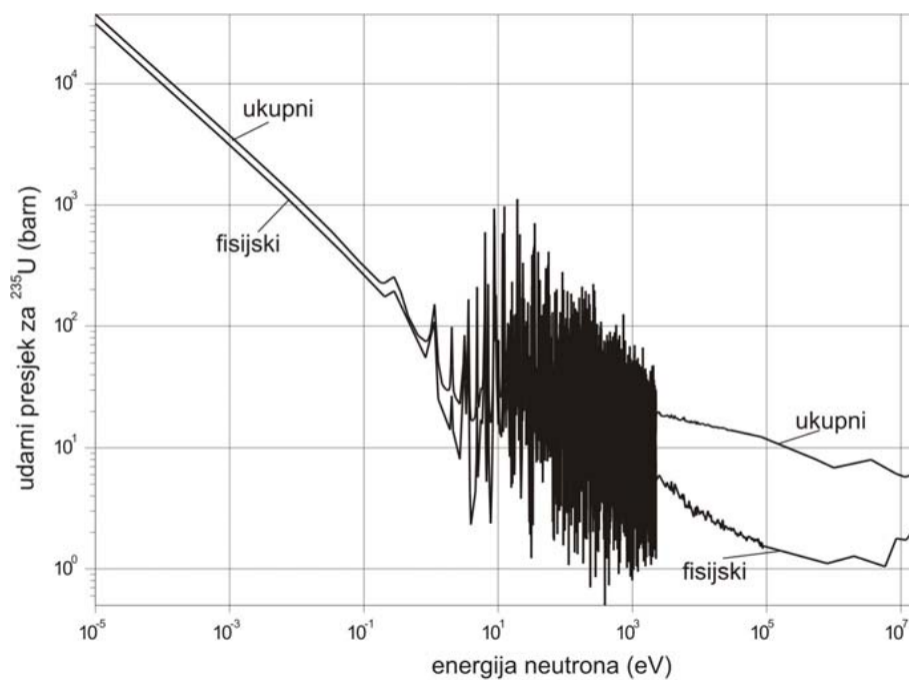
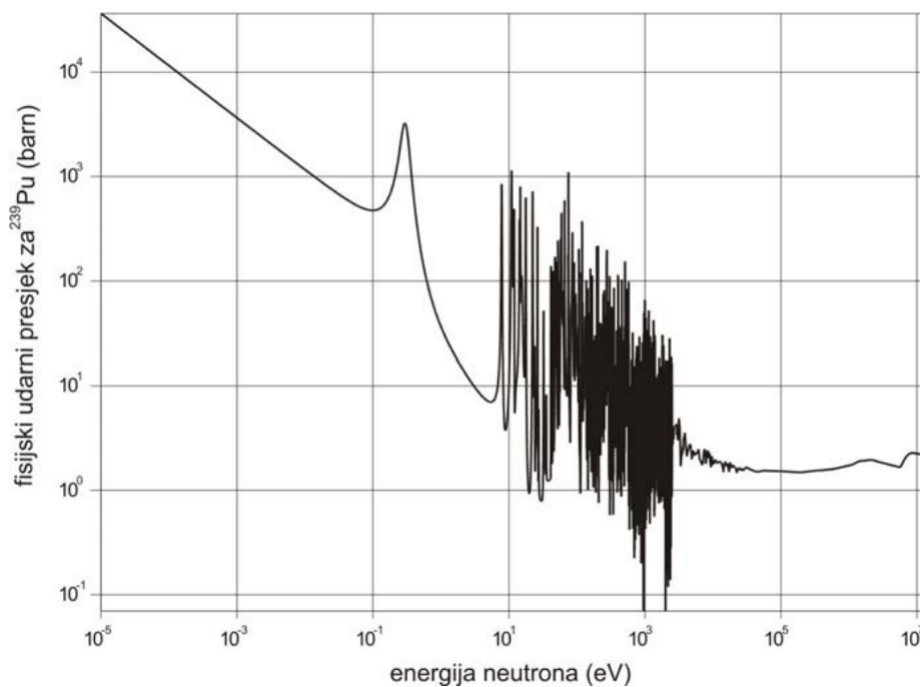
Razlikujemo mikroskopski udarni presjek koji se u nuklearnoj fizici označava s  $\sigma$  (presjek jedne jezgre) i makroskopski udarni presjek  $\Sigma$  koji predstavlja zbroj udarnih presjeka svih jezgara u  $\text{m}^3$  materijala. [7]

U ovisnosti o energiji neutrona, definiraju se četiri vrste udarnih presjeka:

- Udarni presjek za apsorpciju neutrona. Kod mnogih nuklida, osobito kod onih s masenim brojem iznad 100, ovisnost apsorpcijskog presjeka o energiji neutrona može se podijeliti u tri područja:
  - 1) područje niskih energija (reda 0,1 eV ili niže). U tom području udarni presjek za apsorpciju neutrona obrnuto je proporcionalan brzini neutrona ( $\sigma \approx 1/v$ ), naziva se još i "1/v područje"

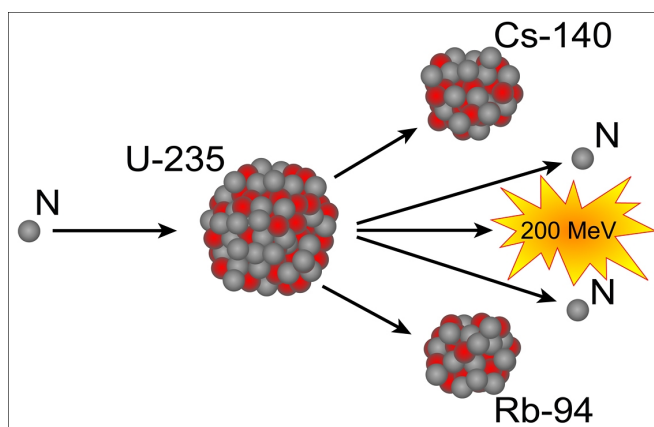
- 2) rezonantno područje (energije neutrona između 0,1 eV i 1000 eV). Karakterizirano je naglim povećanjem apsorpcijskog presjeka kod nekih diskretnih energija neutrona. Kod nekih nuklida (kadmij) rezonancija se javlja kod jedne energije, a kod drugih se javlja kod cijelog niza određenih energija (primjer Slika 13.)
  - 3) područje viših energija neutrona (iznad 1000 eV). Udarni se presjeci za apsorpciju neutrona smanjuju kod energija reda 1 MeV ili više.
- Udarni presjek za elastični sudar. Kod većine elementa je malen i ne ovisi bitno o energiji neutrona. Za sve je nuklide taj udarni presjek malen (ispod  $10 \cdot 10^{-28} \text{m}^2$ ) i istog je reda veličine kao geometrijski presjek jezgre.
  - Udarni presjek za neelastični sudar. Nastupa kod viših energija neutrona, ta energija mora biti dovoljna za pobudu jezgre. Za energije neutrona koje su niže od energije pobude jezgre, udarni presjek je jednak nuli.
  - Udarni presjek za fisiju. Ovisnost o energiji neutrona tog presjeka gotovo je jednaka kao i kod udarnog presjeka za apsorpciju neutrona (tri energetska područja područja). Dani su primjeri (Slika 14. i 15.) udarnih presjeka za  $^{235}\text{U}$  i  $^{239}\text{Pu}$ , kao dva najvažnija fisibilna izotopa u nuklearnoj energetici.[12]

Slika 13: Ukupni udarni presjek za  $^{238}\text{U}$  [17]

Slika 14: Ukupni udarni presjek i udarni presjek za fisiju  $^{235}\text{U}$  [17]Slika 15: Udarni presjek za fisiju  $^{239}\text{Pu}$  [17]

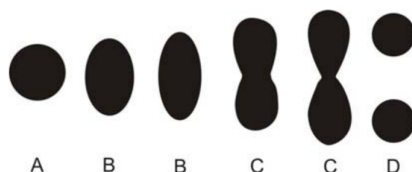
### 1.2.7 Fisija

Nuklearna reakcija fisije, kojom se proizvodi toplina u nuklearnim reaktorima, nastaje kada se jezgra, pobuđena apsorpcijom (naletom) neutrona, raspada na dva dijela. Proces fisije praćen je emisijom lakih čestica (najčešće neutrona) i oslobađanjem velikih količina energije (fisijom nuklida  $^{235}\text{U}$  oslobađa se energija oko 200 MeV, za snagu od 1 W potrebno je oko  $3,12 \cdot 10^{10}$  fisija /s). Fisija općenito obuhvaća i neke procese s lakim atomima, ali se najčešće susreće kod teških jezgri, gdje je i otkrivena. Izlaganjem urana neutronima izotop  $^{235}\text{U}$  (0,7 % u prirodnom uranu) postiže probuđeno stanje prilikom apsorpcije neutrona i dijeli se na dva dijela (Slika 16.) uz emisiju od 2,5 neutrona u prosjeku.[5]



Slika 16: Primjer jedne od mogućih fisija  $^{235}\text{U}$  [18]

Mehanizam fisije atoma može se ukratko objasniti modelom jezgre u obliku kapljice (Slika 17.). Energija unesena u jezgru oslobađanjem energije veze nukleona unosi poremećaj u ravnotežu sila koja djeluju u jezgri, što dovodi do njezinih oscilacija i deformacije. U jezgri djeluju površinske napetosti (nuklearna sila između površinskih nukleona), koja nastoji jezgri dati kružni oblik, i elektrostatska odbojna sila, koja nastoji razdvojiti atom, između protona u jezgri. Kod teških jezgara, s velikim brojem protona i jakim odbojnim silama, deformacija jezgre može dovesti do polarizacije naboja i razbijanja jezgre na dvije polovice.[7]

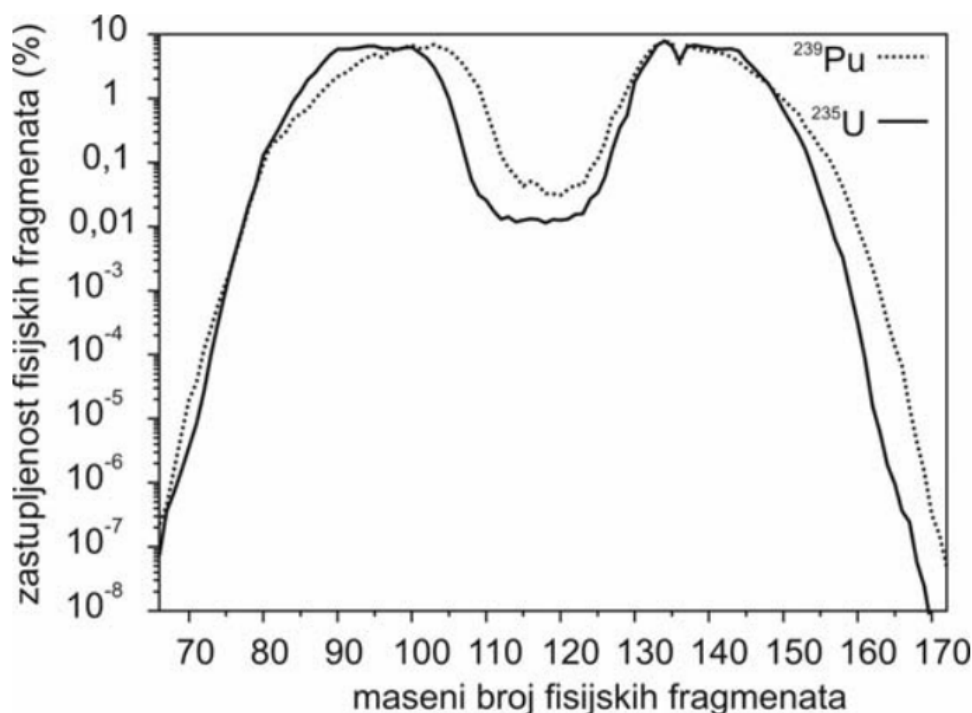


Slika 17: Model kapljice, faze fisije jezgre [17]

Fisijski proizvodi, kao pozitivno nabijeni nuklidi, moraju svladati energiju aktivacije (tj. energiju potrebnu za cijepanje jezgre) prije nego se razdvoje. Uvjeti za fisiju nastaju kada je oslobođena energija veza plus kinetička energija zahvaćenog neutrona veća od energije aktivacije, tek tada se oslobađa energija fisije.[7]

Uvjeti za nastanak fisije nisu isti u svim izotopima urana i plutonija. Razlika je u potrebnoj energiji neutrona za izazivanje fisije. Kod apsorpcije neutrona u uranovom izotopu  $^{235}\text{U}$ , energija aktivacije manja je od oslobođene energije veza. Suprotno, kada izotop  $^{238}\text{U}$  apsorbira neutron, oslobođena energija veza nije dovoljna za izazivanje fisije, jer je energija aktivacije veća za oko 1,1 MeV (prema mjerenjima) od oslobođene energije veza. Može se zaključiti kako je nuklid  $^{235}\text{U}$  podložan fisiji s neutronima bez kinetičke energije, dok je za fisiju nuklida  $^{238}\text{U}$  potreban neutron s kinetičkom energijom koja odgovara razlici između energije aktivacije i oslobođene energije veza.[7]

Jezgre fisibilnih atoma mogu se cijepati na 30 do 40 različitih načina, što znači da se među proizvodima fisije može naći 60 do 80 različitih fisijskih fragmenata. Na Slici 18. prikazana je distribucija fisijskih produkata za fisije  $^{235}\text{U}$  i  $^{239}\text{Pu}$ . Kod fisije  $^{235}\text{U}$  najviše fisijskih fragmenata ima masene brojeve između 95 i 140 (zastupljeni su s oko 6,6% u ukupnom broju fisijskih fragmenata).[7]



Slika 18: Distribucija fisijskih produkata [17]



### 1.2.8 Faktor multiplikacije, umnožavanja i moderacija [8]

Efektivni faktor multiplikacije  $k_f$  predstavlja odnos broja generiranih i apsorbiranih neutrona (odnosno dobivenih i izgubljenih) u jedinici vremena u reaktoru. U nuklearnoj energetici koristi se još i multiplikacijski faktor  $k_\infty$  neograničenog reaktora. Taj se pojam odnosi na reaktor bez bijega neutrona, odnosno na reaktor s konstantnim tokom neutrona u prostoru. Odnos  $k_f/k_\infty$  određuje utjecaj bijega neutrona na kritičnost reaktora.

Faktor umnožavanja neutrona u procesu fisije atoma  $\eta$  važan je parametar za karakterizaciju nuklearnog goriva. Predstavlja broj fisijskih neutrona koji se dobiva po apsorbiranom neutronu u nuklearnom gorivu. Taj faktor uvijek je manji od broja neutrona dobivenih u fisiji, jer svaka apsorpcija neutrona u nuklearnom gorivu ne dovodi do fisije. Naprimjer, faktor  $\eta$  za prirodni uran u termičkom području (područje termalnih energija neutrona) iznosi 1,31, što znači da se reproducira 31 % više neutrona nego što ih se izgubi apsorpcijom. Samo-održavajuću lančanu reakciju moguće je ostvariti u prirodnom uranu samo kod onih energija neutrona koje odgovaraju termalnim. Tome je tako jer je udarni presjek za fisiju izotopa urana  $U^{235}$  u termičkom području oko 217 puta veći od udarnog za apsorpciju neutrona u prirodnom uranu  $U^{238}$  što nadvladava mali sadržaj izotopa (0,7 %)  $^{235}U$  u prirodnom uranu.

Samoodrživa lančana reakcija u uranu može ostvariti pod jednim od sljedeća dva uvjeta:

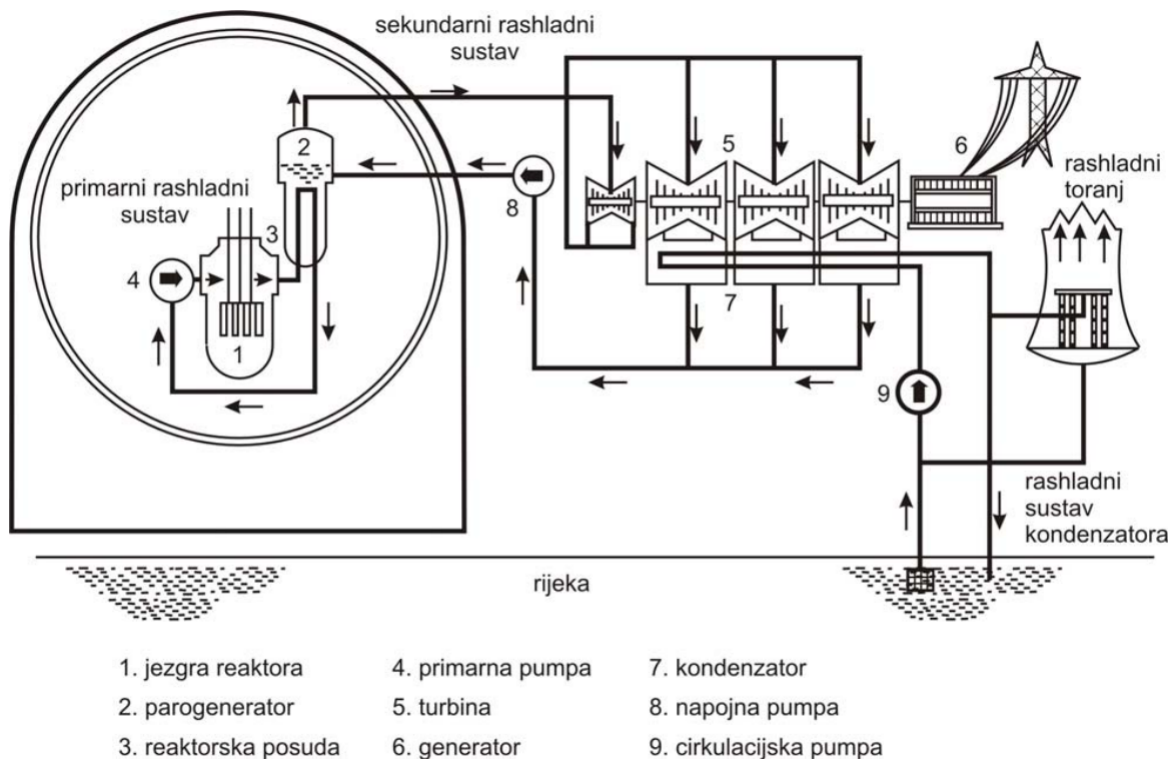
- Postojanje načina za efikasno usporavanje fisijskih neutrona do termičkih energija (tj. usporavanje neutrona uz što manje gubitaka), ukoliko kao fisijski materijal koristimo prirodni ili slabo obogaćeni uran. Efikasnim usporavanjem neutrona može se stvoriti slični uvjeti kao da fisijski neutroni imaju energije termičkih neutrona.
- Upotreba visoko obogaćenog urana. Kod takvog je nuklearnog goriva povećana vjerojatnost zahvata neutrona u izotopu  $^{235}U$ , čime se kompenzira učinak apsorpcije termičkih neutrona u izotopu urana  $^{238}U$ .

Proces usporavanja brzih (fisijskih) neutrona do termičkih energija zove se moderacija, a materijal u kojem usporavaju moderator. Moderacija se vrši pomoću sudara jezgri atoma moderatora s neutronima, što je izvedivo kada materijal moderatora ima određena svojstva po pitanju atomske mase i udarnih presjeka za elastične sudare.

## 2 KLASIFIKACIJA NUKLEARNIH ELEKTRANA

Klasifikacija nuklearnih elektrana odnosi se zapravo na klasifikaciju nuklearnih reaktora. Kod nuklearnih elektrana razlikujemo primarno postrojenje, koje se odnosi na reaktor, elemente primarnog kruga i pomoćne sustave reaktora te sekundarno postrojenje, kojemu pripada turbinsko i električno postrojenje (Slika 19.). Sekundarni krug ili postrojenje principijelno je isto kod svih nuklearnih elektrana.

Sažeta podjela reaktora prema rashladnom fluidu, moderatoru i nuklearnom gorivu dana je na Slici 20.

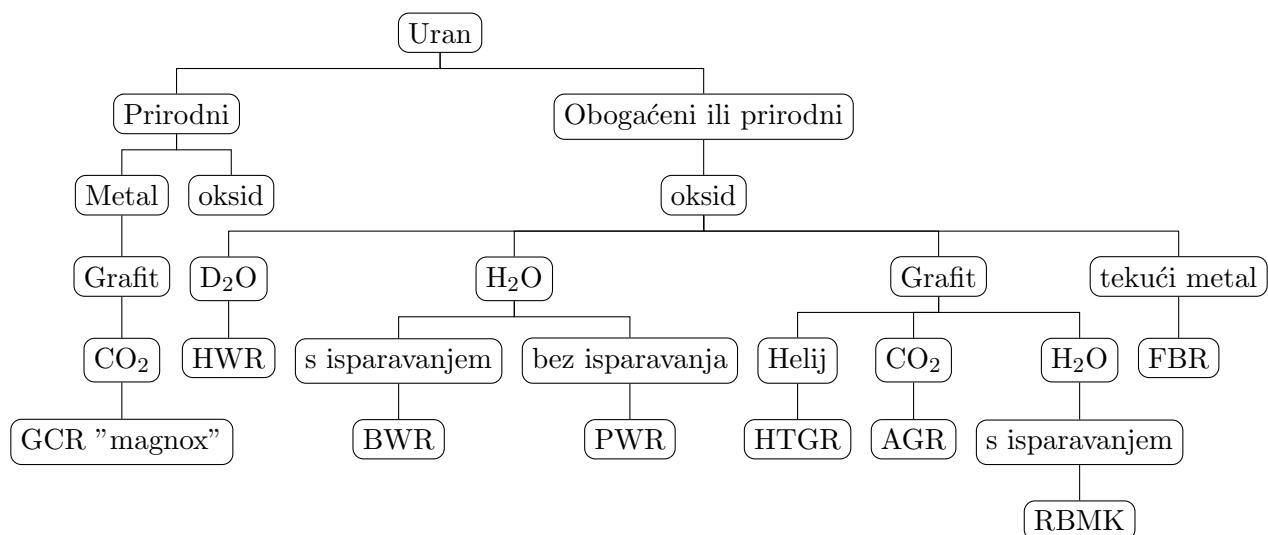


Slika 19: Princip rada nuklearne elektrane [17]

Podjela reaktora može se izvršiti prema:

- Energiji neutrona koji izazivaju pretežni broj fisija. Ovdje razlikujemo:
  - brze reaktore, kod kojih je većina fisija izazvana s neutronima čija energija nije značajno niža od energije fisijskih neutrona. Takvi reaktori ne koriste moderaciju te moraju koristiti obogaćeni uran ili plutonij (sadržaj fisijskog izotopa u gorivu mora biti minimalno 20% ).

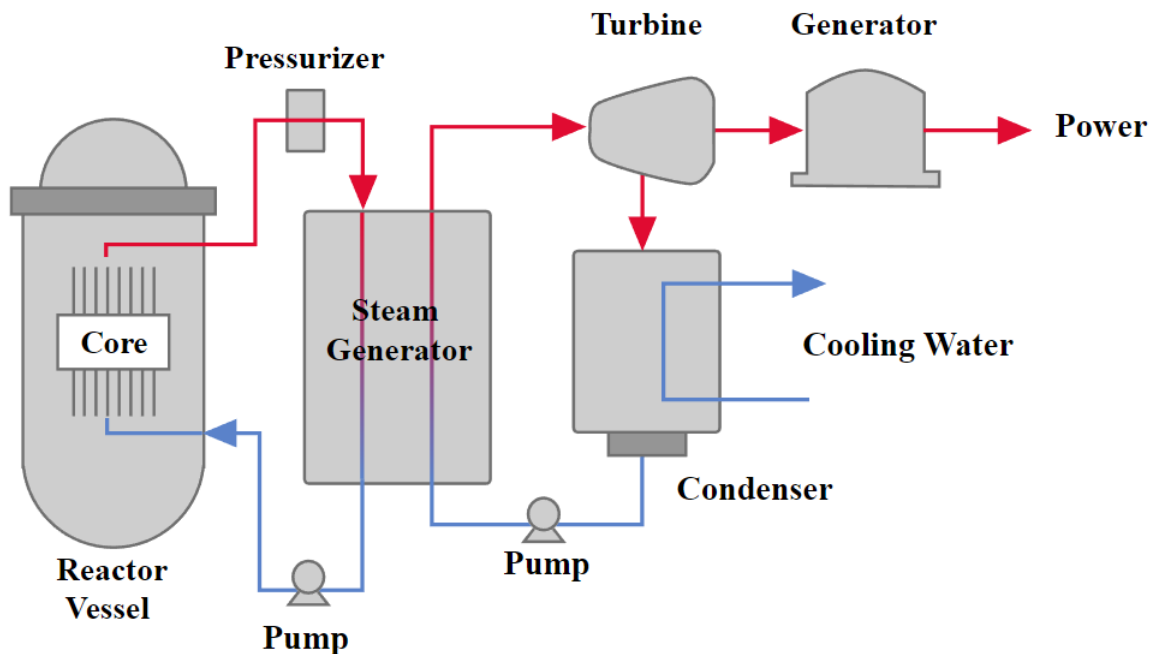
- termičke reaktore, kod kojih je većina fisija izazvana s usporenim (termičkim) neutronima. Takvi reaktori moraju, da bi ostvarili samoodrživost lančane reakcije, koristiti moderator jer koriste kao gorivo prirodni ili slabo obogaćeni uran ( $3-5\%$   $^{235}\text{U}$ ).
- Vrsti moderatora. Termički reaktori koji koriste moderaciju za postizanje kritičnosti jezgre reaktora mogu biti moderirani: grafitom i običnom ili teškom vodom ( $\text{D}_2\text{O}$ )
- Vrsti rashladnog fluida. Mogu se koristiti: obična ili teška voda pod tlakom, smjesa vode i pare, plin (Helij,  $\text{CO}_2$ ) kod termičkih reaktora moderiranim grafitom i tekući metali kod brzih reaktora
- Vrsti nuklearnog goriva. Svaki koncept reaktora zahtijeva točno određeno nuklearno gorivo kako bi samoodrživost nuklearne reakcije bila moguća, što opet ovisi o distribuciji udarnih presjeka fisije ili apsorpcije neutrona za određena goriva. Materijal nuklearnog goriva može biti prirodni uran  $^{238}\text{U}$  s raznim razinama obogaćenja urana  $^{235}\text{U}$ , plutonij  $^{239}\text{Pu}$  ili uran  $^{233}\text{U}$ .
- Namjeni. Reaktori prema namjeni mogu se podijeliti na: energetske, istraživačke i reaktore za proizvodnju fisijskog materijala.



Slika 20: Klasifikacija reaktora, odozgo prema dolje gorivo, moderator ili rashladni fluid i naziv

## 2.1 Tlakovodni reaktor hlađen običnom vodom (PWR) [8]

Nuklearne elektrana s tlakovodnim reaktorima posjeduju dva odvojena rashladna kruga u primarnom postrojenju. Prvi rashladni krug (primarni) povezuje reaktor s parogeneratorom dok se drugi (sekundarni) krug odnosi na vezu između parogeneratora i turbine (Slika 21.). Nuklearni reaktor, kao izvor topline, zagrijava vodu koja cirkulira u zatvorenoj petlji sastavljenoj od parogeneratora, primarne pumpe, tlačnika i primarnih cjevovoda. Voda je u primarnom rashladnom krugu cijelo vrijeme u stanju pothladaenja.



Slika 21: Primarni i sekundarni rashladni krug [19]

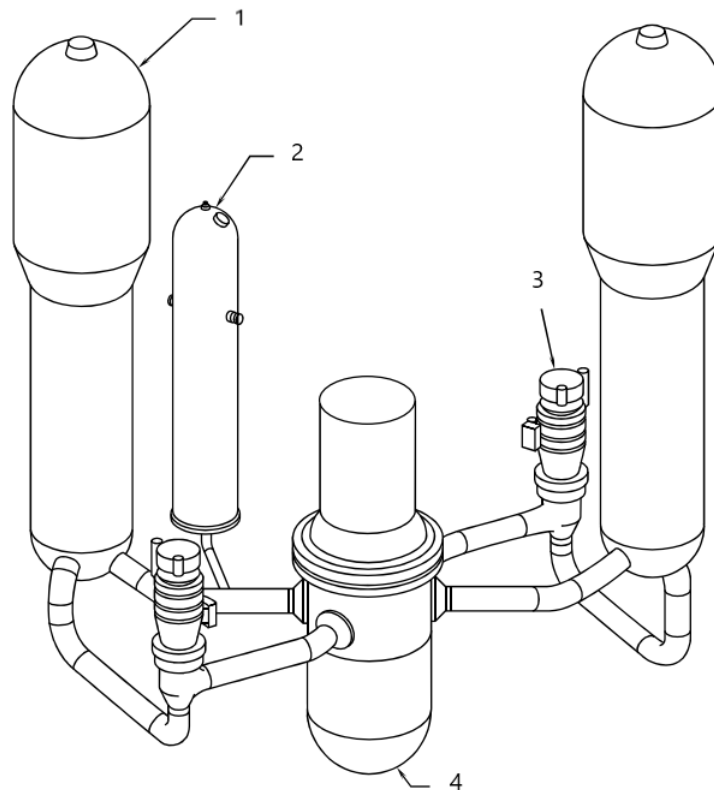
Tipični parametri rashladne vode u reaktoru dani su Tablici 5.

Tablica 5: Parametri vode za primarni rashladni krug reaktora

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 <sup>3</sup> /s

Toplinski stupanj djelovanja nuklearne elektrane funkcija je prosječne temperature vode u primarnom krugu, stoga je poželjeno da ta temperatura bude što viša.

Snaga reaktora ovisi o veličini jezgre odnosno broju gorivnih elemenata (šipki). Reaktori se, iz razloga standardizacije komponenata primarnog kruga, proizvode u područjima snage 600 do 700, 800, 900 do 1000 i 1200 do 1500 MW<sub>e</sub>. U ovisnosti o snazi reaktora, hlađenje jezgre reaktora može se izvršiti različitim brojem rashladnih krugova, pri čemu svaki rashladni krug odgovara s 300 do 400 MW<sub>e</sub> snage elektrane (ili za otprilike 1000 MW<sub>t</sub>). Parogeneratori i pumpe u svakom su rashladnom krugu istih karakteristika, dok postoji uvijek samo jedan regulator tlaka (tlačnik) jer su rashladni krugovi hidraulički povezani u reaktoru (Slika 22.). Navedene komponente primarnog postrojenja smještaju se u veliku zaštitnu posudu, tzv. kontejnment. U slučaju najvećeg projektom predviđenog kvara, slučaj loma jednog od primarnih cjevovoda (kada bi nastupio nagli pada tlaka u sustavu i voda bi isparila iz primarnog kruga), zaštitna posuda može podnijeti tlak od 0,3 do 0,4 MPa koji bi nastao nakon što ga ispuni vodena para (zajedno s dijelom radioaktivnih nuklida).



Slika 22: PWR, prostorni raspored komponenata s dva rashladna kruga, 1-parogenerator, 2-tlačnik, 3-pumpa, 4-reaktor [20]

### 2.1.1 Reaktorska posuda

Reaktorska posuda obuhvaća jezgru reaktora (gorivne, zaustavne i regulacijske šipke i mehanizme za njihovo upravljanje) te rashladnu vodu. Promjeri reaktorskih posuda ovise o snazi reaktora i kreću se u granicama od 3,5 do 5,5 m. Sastoji se od dva dijela: donjeg s polukružnim ili elipsoidnim dnom i poklopca koji je s donjim dijelom povezan vijčanim spojem. Pri vrhu donjeg dijela posude izvedeni su izlazi za cjevovode. Težina posude, ovisno o izvedbi, varira između 300 do 450 tona. Glavne funkcije reaktorske posude, pored osiguravanja integritet reaktora, su:

- Podržavanje i učvršćenje gorivnih elemenata
- vođenje rashladnog fluida kroz jezgru
- vođenje i učvršćenje regulacijskih i zaustavnih šipki
- vođenje detektora neutronske toku u jezgri

Za izvršavanje tih funkcija upotrebljava se zasebna unutarnja posuda koja je ovješena za unutarnju prirubnicu reaktorske posude, što joj osigurava neometanu termičku ekspanziju. Rashladni fluid pri ulasku u reaktorsku posudu najprije struji kroz prstenasti prostor između unutarnje posude i reaktorske posude, nakon toga prolazi kroz perforirano dno unutarnje posude, ulazi u jezgru gdje preuzima toplinu i struji paralelno gorivnim šipkama prema vrhu reaktorske posude i dalje prema parogeneratoru.

### 2.1.2 Jezgra reaktora

Jezgra reaktora obuhvaća sve materijale (gorivne, regulacijske i zaustavne šipke, rashladni fluid (moderator)) i sklopove potrebne za održavanje samoodržive lančane reakcije, njezinu regulaciju i odvod generirane topline (Slika 23.).

Gorivna šipka sastoji se od cijevi cirkonijeve legure (obloga gorivnog elementa) promjera 9,5 mm, debljine stijenke oko 0,6 mm te dužine oko 3.6 m ispunjene tabletama  $UO_2$ . Obloga gorivnog elementa ima primarno funkciju da spriječi prodora fisijskih nusproizvoda u rashladni fluid. Mala apsorpcija neutrona, otpornost prema koroziji i visoka temperatura tališta čine upravo cirkonij pogodnim za izradu obloga gorivnih šipki. Zračnost između tableta  $UO_2$  i unutarnje stijenke obloge goriva puni se helijem radi boljeg vođenja topline. Gorivne šipke implementirane su u gorivni element kvadratnog poprečnog presjeka dimenzija oko  $200 \times 200$  mm mase 500 do 700 kg. Gorivni element može biti tipa  $16 \times 16$  (ukupno 256 šipki) ili  $17 \times 17$  u koji ulazi 20 i 24 regulacijskih šipki respektivno. Regulacijske šipke su cijevi od nehrđajućeg

čelika ispunjene legurom koja u masenim postocima sadrži 80 % srebra, 15% indija i 5% kadmija. Takav sastav regulacijskih šipki omogućuje apsorpciju neutrona termičkih i epitermičkih energija. Regulacijske šipke posložene su u fiksne sklopove i ne mogu se pojedinačno pomicati unutar gorivnog elementa. Broj regulacijskih sklopa ovisi o snazi reaktora i kreće se u rasponima od 28-35% broja gorivnih elemenata (primjerice, reaktori snage 900 do 1500 MW<sub>e</sub> imaju od 160 do 200 gorivnih elemenata i 50 do 70 regulacijskih sklopova, NE Krško ima 121 gorivni element i 33 regulacijskih sklopova). Zaustavni i regulacijski sklopovi ne mogu se pokretati pojedinačno već se svi zaustavni sklopovi pokreću odjednom (i to samo prilikom pokretanja i obustavljanja pogona elektrane), a regulacijski sklopovi pokreću se odvojeno u četiri skupine.

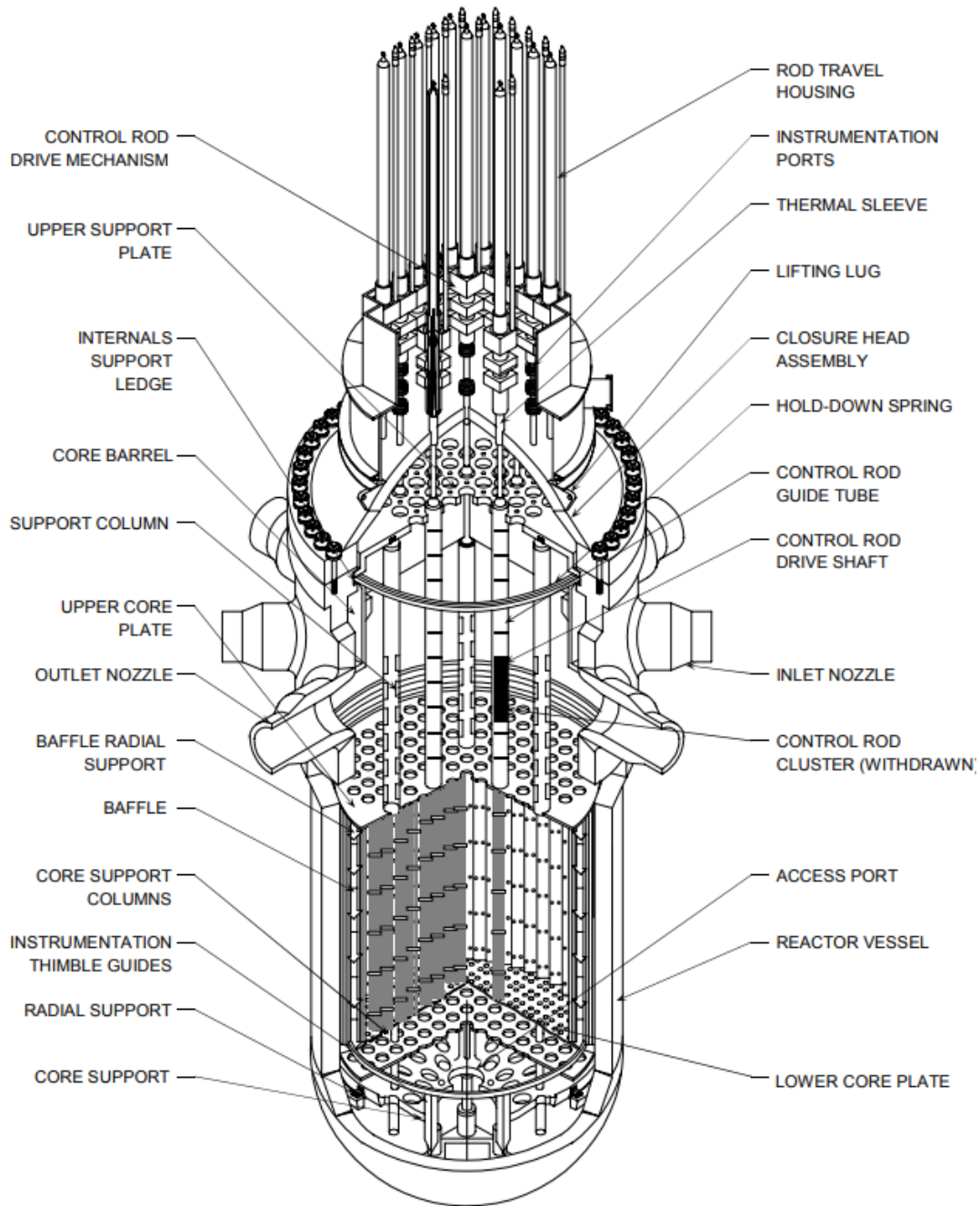
### 2.1.3 Parogenerator

Parogenerator, odnosno izmjenjivač topline prikazan je na Slici 24., izvršava prijenos topline s primarnog rashladnog kruga na sekundarni (turbinski) krug. Primarni fluid iz reaktora prolazi kroz cijevni snop, a sekundarni fluid cirkulira u plaštu izmjenjivača. Sekundarni fluid je vrela voda s ulaznom temperaturom nešto nižom od temperature zasićenja, koja se u parogeneratoru se dogrijava i isparava.

Kod nuklearne elektrane s tlakovodnim reaktorom ogrjevna površina izmjenjivača iznosi oko 4000 m<sup>2</sup>. Primarni fluid ulazi u donji dio komore parogeneratora, prolazi kroz cijevni snop i izlazi ponovo kroz donji dio komore. Sekundarni fluid tlaka oko 6 MPa struji i isparava između cijevnog snopa. Smjesa vode i pare diže se konvekcijom prema gornjem dijelu cijevnog snopa gdje odlazi u primarni separator vlage a zatim i u sušionik pare (sekundarni separator vlage) kako bi sadržaj vlage bio zadovoljavajući za očuvanje turbinskih lopatica. Para koja izlazi iz parogeneratora je gotovo suhozasićena s tlakom oko 6 MPa. Parogenerator je visok oko 21 m, promjera 3,5 i 4,5 m na donjem i gornjem dijelu respektivno, masa parogeneratora bez fluida iznosi oko 300 t.

### 2.1.4 Regulator tlaka (tlačnik)

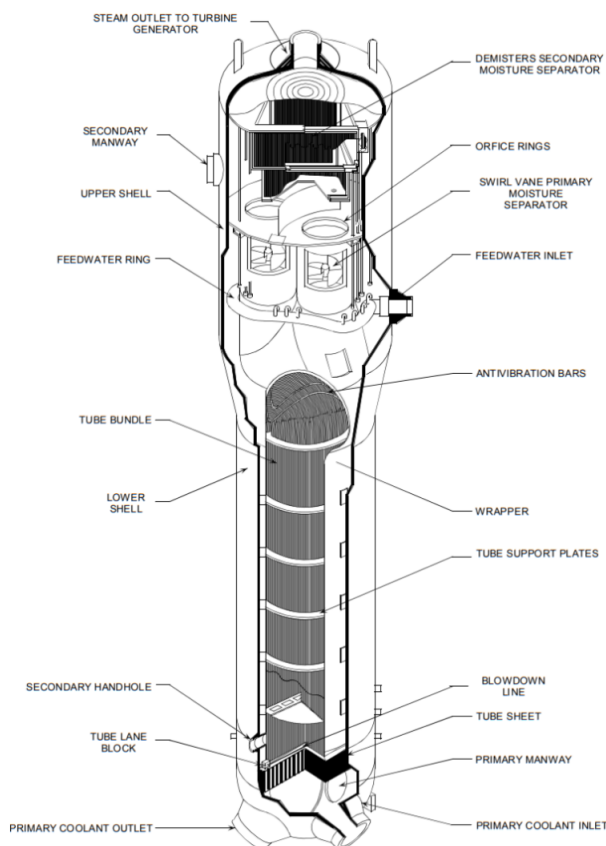
Tlačnik ima funkciju sličnu kompenzacijskoj posudi. Pri brzim prijelaznim pojavama rada nuklearne elektrane kada se smanjuje odvod vode iz primarnog kruga dolazi do povećanja specifičnog volumena, temperature i tlaka vode. Kako bi se takve pojave ublažile koristi se električni bojler (tlačnik), spojen na cjevovod primarnog kruga, kod kojeg tlak pare iznad razine vode elastično održava tlak u primarnom krugu. Ekspanzijom vode povećava se visina vode u tlačniku (60% tlačnika je zauzeto vodom pri normalnom radu elektrane) te se para unutar njega tlači što dovodi do postepenog povećanja tlaka u primarnom krugu. Tlak se



Slika 23: Presjek tlakovodnog reaktora [20]

može regulirati ubrizgavanjem vode u parni prostor tlačnika uslijed čega dolazi do kondenzacije pare ili smanjenjem snage električnih grijača. U suprotnom, pri konstrikciji vode uslijed njenog hlađenja, voda iz tlačnika ulazi u optjecaj primarnog kruga, a tlak u tlačniku opada što dovodi do dodatnog isparavanja vode u tlačniku, čime se ublažava pada tlaka. Taj se učinak dodatno





Slika 24: Parogenerator PWR nuklearne elektrane[20]

stimulira pojačanjem snage grijača. Kod sporog zagrijavanja ili hlađenja primarnog kruga (prilikom pokretanja ili obustavi rada elektrane) volumen vode u primarnom krugu regulira se ispuštanjem ili dodavanjem vode iz pomoćnog sustava reaktora.

### 2.1.5 Cirkulacijska pumpa rashladne vode reaktora

Kod tlakovodnih reaktora pumpe su centrifugalne jednostupanjske, protoka oko  $6,5 \text{ m}^3/\text{s}$ , snage pogonskog motora 6 do 7 MW i razlike tlaka fluida oko 0,9 do 1 MPa. Visina im iznosi oko 8,5 m, a masa oko 100 tona.

Pumpa rashladne vode reaktora mora biti konstruirana na način da najmanje moguće propušta rashladni fluid kroz spoj između impelera i vratila pumpe, budući da rashladni fluid sadrži određen stupanj radioaktivnosti. Takav zahtjev zadovoljava se primjenom brtvljenja protutlakom. U prostor oko vratila između motora i impelera pumpe ubrizgava se nekontaminirana voda pod tlakom većim nego u primarnom krugu. Jedan dio vode prodire u primarni rashladni krug, a drugi dio na suprotnu stranu gdje se brtvi s tri serijski postavljene brtve. Donji radi-

jalni ležaj pumpe izrađen je od grafita, a podmazuje se ubrizganom vodom (klasična maziva su nedopuštena zbog kontaminacije rashladnog fluida). Osim navede izvedbe pumpe rashladne vode reaktora, primjenjuju se još i tzv. oklopljene pumpe. Kod takvih pumpi brtvljenje je riješeno na način da je rotor elektromotora čahuricom odvojen od statora i potopljen u istom fluidu kao i impeler pumpe.

### 2.1.6 Prednosti i nedostaci

Kao neke od prednosti primjene tlakovodnih reaktora u nuklearnim elektranama mogu se navesti:

- Dobra svojstva vode kao moderatora (sposobnost usporavanja neutrona kod vode je najveća u usporedbi s drugim moderatorima).
- Dobra moderacija neutrona kod vode omogućava gradnju reaktora s malim volumenom moderatora u jezgri i time gušćim pakiranjem gorivnih šipki.
- Gusto pakiranje gorivnih šipki dopušta da se u reaktoru postigne velika gustoća termalne snage (reda  $100 \text{ MW}_t/\text{m}^3$ ).
- Upotreba obogaćenog urana dopušta da se gorivne šipke mogu izmjenjivati u duljim vremenskim intervalima (jedna do dvije godine).

Neki od nedostataka su:

- Relativno visoka vrijednost udarnog presjeka za apsorpciju termičkih neutrona kod vode.
- Niska temperatura vrelišta vode, što zahtijeva primjenu visokih tlakova u primarnom rashladnom krugu kako bi se postigla što veća temperatura u svrhu postizanja prihvatljivog stupnja djelovanja kružnog ciklusa.
- Zbog velikog udarnog presjeka vode za apsorpciju neutrona nužna je upotreba slabo obogaćenog urana (3% do 5% sadržaja  $^{235}\text{U}$ ), što je ekonomski nepovoljnije. Primjerice, kod reaktora hlađenim teškom vodom i reaktora hlađenog plinom (magnox tip), kod kojih je udarni presjek moderatora za apsorpciju neutrona vrlo malen, moguća je upotreba prirodnog urana.

### 2.1.7 Tlakovodni reaktor hlađen teškom vodom (PHWR)

Tlakovodni reaktor hlađen teškom vodom principijelno je sličan tlakovodnom reaktoru hlađenim običnom vodom. Razlike u izvedbi se temelje na svojstvima teške vode u pogledu udarnih presjeka i moderacije. Teška voda ima manju sposobnost usporavanja neutrona nego obična voda, što znači da će gustoća neutronskog toka biti veća, a to zahtjeva i rjeđe pakiranje gorivnih elemenata. Veći razmak između gorivnih elemenata određuje i manju gustoću snage i veće dimenzije jezgre i reaktorske posude za danu snagu. S druge strane, teška voda posjeduje znatno manju vrijednost udarnog presjeka za apsorpciju termičkih neutrona u odnosu na običnu vodu, što znači da se kao nuklearno gorivo može koristiti uran manjeg stupnja obogaćenja, pa čak i prirodni uran. Dvije izvedbe reaktora hlađenim teškom vodom su: reaktor s cijevima pod tlakom rashladnog fluida (tzv. kanalski tip) i reaktor s reaktorskom posudom pod tlakom (sličan tlakovodnom reaktoru s običnom vodom).

Kanalski tip reaktora hlađenim teškom vodom primjenjuje horizontalnu izvedbu reaktorske posude. U cijevnom snopu su gorivni elementi (sastavljeni od snopa gorivnih šipki) kroz koje struji teška voda pod tlakom (oko 11 MPa). Takve cijevi s gorivnim elementima u reaktorskoj posudi uronjene su u moderator (isto teška voda), gdje je tlak nešto viši od atmosferskog. Teška voda (pod tlakom) izlazi iz cijevnog snopova koji je priključen na cijevni kolektor iz kojeg dalje ide prema parogeneratoru u kojem sekundarni fluid (obična voda) isparava. Ulazna i izlazna temperatura u reaktoru je oko 270 i 310 °C respektivno. U parogeneratoru se proizvodi zasićena para masenog sadržaja pare oko 0,75 koja se prije odvođenja u visokotlačni dio turbine, kao i kod tlakovodnih reaktora hlađenim običnom vodom, najprije provodi kroz separatore vlage. Prije ulaska u niskotlačni dio turbine, para se ponovo provodi kroz separator vlage i nakon toga pregrijava.

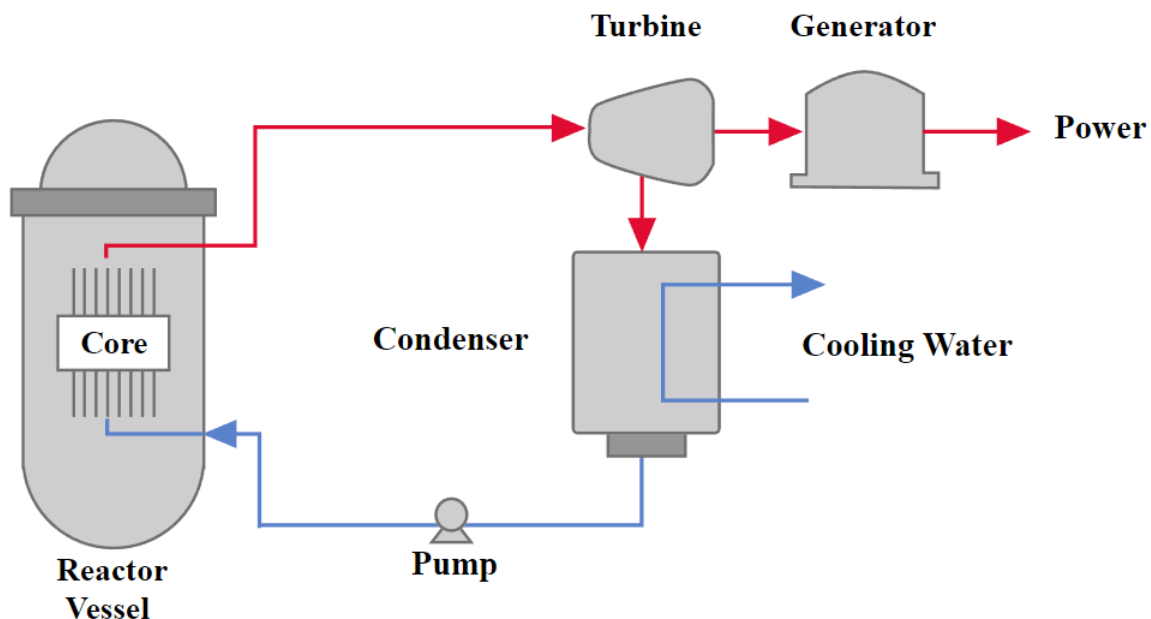
Reaktor s reaktorskom posudom pod tlakom hlađen teškom vodom primjenjuje tehnologiju sličnu tlakovodnom reaktoru hlađenim običnom vodom. Unutar reaktorske posude nalazi se posuda s moderatorom kroz koju prolaze vertikalne cijevi s gorivnim elementima kroz koje cirkulira rashladni fluid (isto teška voda). Tlak u posudi s moderatorom i tlak u reaktorskoj posudi su jednaki (oko 11 MPa). U posudi moderatora cirkulira teška voda koja se hladni u posebnom vanjskom krugu. Prosječna temperatura moderatora je oko 300 °C, dok je prosječna temperatura rashladnog fluida koji struji kroz vertikalne cijevi moderatorske posude oko 440°C. Na sekundarnoj strani parogeneratora proizvodi se zasićena para tlaka oko 5,5 MPa, daljnje odvijanje kružnog procesa analogno je kao i kod tlakovodnih reaktora hlađenim običnom vodom.[8]

Ukratko, prednosti i nedostaci ovakvih izvedbi reaktora hlađenim teškom vodom, u odnosu

na obične tlakovodne reaktore, su respektivno, mogućnost upotrebe prirodnog urana kao nuklearnog goriva te manja gustoća snage reaktora, lošije sigurnosne karakteristike i cijena teške vode.

## 2.2 Kipući reaktor (BWR)

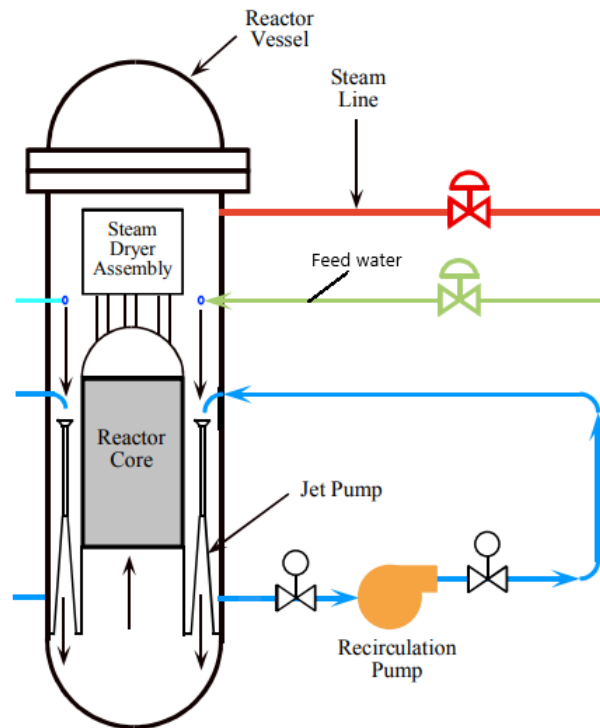
Jezgra kipućeg reaktora simultano izvršava i funkciju parogeneratora, tako da reaktorska posuda preuzima kompletnu funkciju primarnog kruga (Slika 25.). U skladu s time, unutar reaktorske posude nalaze se i primarni i sekundarni separatori vlage kao i sustav za unutarnju recirkulaciju rashladnog sredstva (mješavina vode i pare). Takav raspored komponenata po-drazumijeva i znatno veće dimenzije reaktorske posude. Tlak pare u kipućem reaktoru iznosi 6 do 7 MPa, a temperatura napojne vode oko 490 K (217 C°)



Slika 25: Cirkulacija rashladnog sredstva kod postrojenja s kipućeg reaktora [19]

Regulacijske šipke su kod kipućeg reaktora križnog poprečnog presjeka i, kako je gornji dio reaktorske posude okupiran sa separatorima vlage, u posudu ulaze odozdo.

Cirkulacije vode u jezgri ostvaruje se i održava vodenim sisaljka (ejektorima) napajanim vanjskim cirkulacijskim krugom. Vodene sisaljke smještene su po obodu prstenastog prostora između unutarnje posude jezgre i reaktorske posude. Postavljene su u parovima, od kojih je svaki napajan jednom tlačnom cijevi iz pumpe preko razdjelnika. Broj parova sisaljki ovisi o snazi reaktora i varira između 8 i 12.[8]



Slika 26: Recirkulacija i dovod rashladnog sredstava kod kipućeg reaktora [21]

Ulaz napojne vode u reaktor je iznad, a izlaz ispod razine jezgre reaktora. Sustavom recirkulacije obuhvaća se jedna trećina ukupnog protoka kroz reaktor, druge dvije trećine odnose se na napojnu vodu koja nakon turbine i kondenzatora ulazi u reaktorsku posudu iznad jezgre reaktora (Slika 26.). Kako kod kipućeg reaktora postoji razmjerno velika razlika temperatura ulaznog i izlaznog fluida iz jezgre, tako jedna od mogućih izvedbi kipućeg reaktora može biti ona s prirodnom cirkulacijom fluida kroz jezgru, pri čemu je moguće odvesti svu generiranu toplinu i pri punoj snazi reaktora (reaktor s pasivnim hlađenjem jezgre u svim uvjetima). Kod standardnih izvedbi kipućih reaktora prirodnom se cirkulacijom može odvesti oko 30 % nominalne termalne snage reaktora.

Što se tiče gorivnih elemenata kipućeg reaktora, oni nisu bočno otvoreni s radijalnim miješanjem fluida između susjednih gorivnih šipki (kao kod tlakovodnih reaktora), nego su zatvoreni u kasete (tzv. kasete). Kasete učvršćuju gorivni element i omogućavaju regulaciju protoka kroz gorivni element pomoću kalibriranih prigušnica. Gorivni elementi je kvadratnog presjeka i tipično sadrže  $7 \times 7$  ili  $8 \times 8$  šipki, a promjer im je nešto veći nego kod tlakovodnih reaktora i iznosi oko 12 mm.

Kao gorivo za pogon kipućih reaktora, slično kao i kod tlakovodnih reaktora, koristi se slabo obogaćeni uran (2-3 %  $^{235}\text{U}$ ).[8]

### 2.2.1 Prednosti i nedostaci

Kipući reaktori imaju znatno više nedostatka nego tlakovodni. Njihova daljnja primjena i razvoj u nuklearnoj energetici danas je uglavnom napuštena (osim u Kanadi, gdje je u fazi revidiranja, napredna BWR tehnologija za izradu dva mala modularna reaktora s prirodnom cirkulacijom i pasivnim sigurnosnim sustavom) tako da u budućnosti, gledajući strateške planove razvoja nuklearnih reaktora, vrlo vjerojatno neće igrati značajniju ulogu u nuklearnoj energetici.

Kao neki od nedostataka mogu se navesti:

- Reaktorska posuda kipućeg reaktora velikih je dimenzija zbog svoje kompaktne konstrukcije (unutar reaktorske posude su sustav za recirkulaciju i separatori vlage). Takve dimenzije posude otežavaju transport, a ispitivanje i djelomično sastavljanje moraju se izvršavati na gradilištu. Kao primjer, mogu se navesti dimenzije reaktorske posude reaktora snage  $1200 \text{ MW}_e$  čija je visina oko 22 m, promjer 6 m, a masa oko 885 tona.
- Dio fisijskih nusproizvoda (aerosoli i plinovi) dopijeva u turbinu gdje se talože i povećavaju radioaktivnost turbine (što implicira implementaciju biološkog štita u turbini). Dio komponenata reaktorske posude (pumpe za recirkulaciju, ejektor i separatori vlage) nalaze se blizu aktivnog dijela reaktora čime se otežava njihovo održavanje.
- Regulacijske šipke ulaze u jezgru reaktora s donje strane što onemogućuje korištenje gravitacije (kao pasivne sigurnosne značajke), pri brzom obustavi rada reaktora, za njihovo uvlačenje u jezgru (nasuprot tlakovodnim reaktorima gdje se to koristi).
- Gustoća snage u jezgri otprilike je dvostruko manja ( $50 \text{ MW}_t/\text{m}^3$ ) nego kod tlakovodnih reaktora, što je još jedan od razloga velikih dimenzija jezgre i reaktorske posude.
- Pozitivan koeficijent reaktivnosti šupljina (dio jezgre nije pod vodom, nego je taj prostor ispunjen parom), što znači da povećanjem temperature jezgre reaktora raste i njegova snaga (kod tlakovodnih reaktora je suprotno).

Prednosti:

- Izostanka parogeneratorskog otklanja jedan od značajnih izvora kvarova u nuklearnoj elektrani.
- Tlak unutar reaktorske posude znatno je manji nego kod tlakovodnog reaktora.
- Mogućnost prirodne cirkulacije omogućuje korištenje pumpi manjih snaga recirkulacijskog sustava.

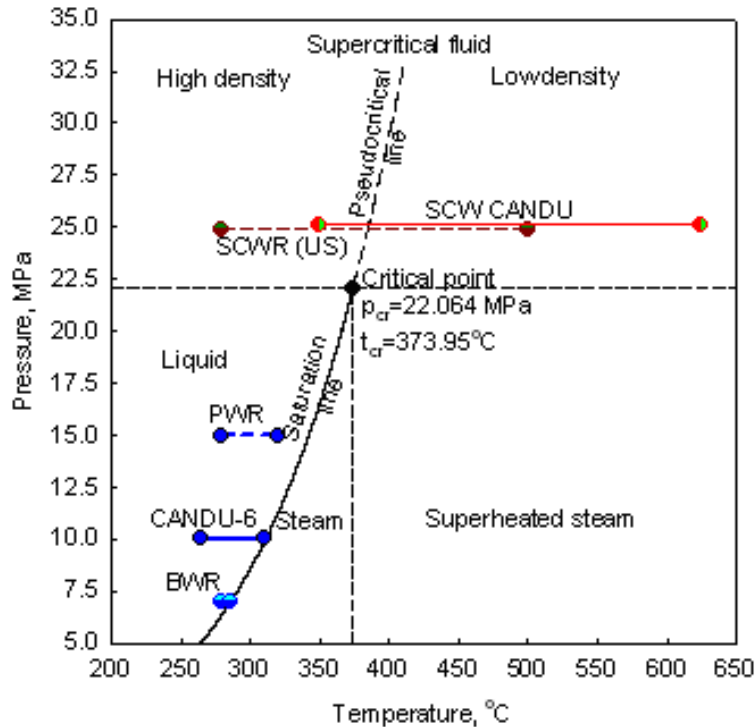
## 2.3 Superkritični vodom hlađeni reaktor (SCWR)

SCWR (SuperCritical Water cooled Reactor) ili superkritični vodom hlađeni reaktor, jedini je reaktor izabran od strane međunarodne inicijative GIF koji koristi vodu kao rashladno sredstvo reaktora. Dizajn takvog reaktora temelji se na iskorištavanju i spajanju tehnologija kipućeg i tlakovodnog reaktora. Voda u reaktoru se održava iznad kritične točke (22,1 MPa i 374 °C), točnije na tlakovima oko 25 MPa i temperatura na ulazu u reaktor oko 280°C te na izlazu od 500 do potencijalno 625°C (Slika 27.). Postizanje viših temperatura znači i mogućnost postizanja viših termodinamičkih efikasnosti kružnog ciklusa u rasponu od 0,45 do 0,5, usporedno, kod kipućih i tlakovodnih reaktora termodinamičke efikasnosti kreću se u rasponu od 0,3 do 0,35. SCWR tehnologija je trenutno u fazi razvoja te do sada postoje samo eksperimentalni operativni reaktori takve vrste.

Zamišljeno je da SCWR reaktori imaju pojednostavljeni sustav protoka fluida u kojemu bi parogeneratori i separatori vlage bili eliminirani. Nadalje, moguća je i implementacija, zbog postizanja visokih temperatura na izlazu iz reaktora, sustava za proizvodnju vodika termoke-mijskim putem ili direktno visokotemperaturnom elektrolizom.

Paralelno se razvijaju (razmatraju) dvije konceptualno različite verzije SCWR tehnologije. Prva verzija uključuje veliku reaktorsku posudu pod tlakom (kao kod PWR reaktora) i direktno strujanje fluida iz reaktora u turbinu (kao kod BWR reaktora), takva verzija SCWR reaktora označava se u literaturi kao PV( Pressure Vessel). Druga verzija podrazumijeva izvedbu reaktora sličnu kao kod kanalskog tipa reaktora hlađenim teškom vodom, odnosno izvedbu s cijevima pod tlakom (PT verzija, PT-Pressure Tubes). SCWR tehnologija može koristiti termičke i brze neutrone za ostvarivanje pretežnog broja fisija. Također, postoje verzije koje koriste tešku ili običnu vodu kao moderator.

Vezano uz način prijenosa entalpije iz reaktora do turbine, SCWR reaktori mogu koristiti direktno unošenje "pare" iz reaktora u turbinu, ovim načinom izbjegava se upotreba parogeneratora , što predstavlja značajno pojednostavljenje konstrukcije nuklearne elektrane i smanjenje troškova izgradnje. Takva izvedba reaktora s direktnim optjecajem fluida može postići i najviši stupanj termodinamičke efikasnosti za neke zadane ulazne parametre. Nedostatak ovakve izvedbe je u tome što se određeni stupanj radioaktivnosti iznosi van reaktora, tj. u turbinu. Da bi se to izbjeglo, postoje SCWR izvedbe koje koriste parogeneratore, s takvim načinom izvedbe povećava se zaštita od radioaktivnosti, ali zato smanjuje maksimalna temperatura na ulazu u turbinu, a s time i termodinamička efikasnost.



Slika 27: p-T dijagram rashladne vode reaktora (ulazno i izlazno stanje iz reaktora) za tipične operacijske parametre BWR, PWR, CANDU (ili PHWR), SCWR (US) s običnom vodom i SCW CANDU s teškom vodom [22]

Za sekundarni krug postoje varijante koje uključuju jedno ili dva međupregrijavanja ili ciklus bez međupregrijavanja. Usprkos povećanoj termodinamičkoj efikasnosti koja proizlazi iz korištenja dva međupregrijavanja, najveći broj SCWR izvedbi koristi jedno međupregrijavanje koje daje najpovoljniji odnos ekonomskih ulaganja i povećanja termodinamičke iskoristivosti, tj. takva izvedba je najisplativija. Upotrebom jednog međupregrijavanja postiže se termodinamička efikasnost od oko 0,5, što je ekvivalentno vrijednostima termodinamičkih efikasnosti koje se postižu kod modernih natkritičnih termoelektrana.

SCWR tehnologija nudi potencijalno visoko stupnjeve djelovanja elektrana koje bi koristile takvu tehnologiju. Međutim, kombinacija visokih tlakova i temperatura zajedno s fizijskim procesima implicira korištenje zahtjevnije konstrukcije reaktora kao i daljnju optimizaciju materijala za njegovu gradnju. Kanada, Japan i Euratom zajednica (države članice Europske unije plus Švicarska i Ujedinjeno Kraljevstvo), USA i Rusija trenutno rade na razvoju različitih verzija SCWR tehnologije.[22]



## 2.4 Brzi reaktor hlađen tekućim natrijem (SFR)

SFR (Sodium-cooled Fast Reactor) je tip reaktora koji koristi brze neutrone (energija iznad 0,1 MeV) za izazivanje pretežnog broja fisija, a u skladu s time kod takvog reaktora nestaje i potreba za upotrebom moderatora. Reaktori kod kojih se fisije ostvaruju djelovanjem neusporanih neutrona, općenito se nazivaju brzi reaktori. U slučaju da takvi reaktori produciraju više fisibilnog materijala (nuklearnog goriva) nego što ga konzumiraju, odnosno ako im je faktor konverzije veći od jedan, kaže se da su brzi oplodni reaktori (FBR-Fast Breeder Reactor). Kao oplodni materijal koristi se najčešće nefisibilni izotop  $^{238}\text{U}$  (iako se može koristiti i torij  $^{232}\text{Th}$  kojeg u prirodi ima znatno više nego  $^{238}\text{U}$ ), a kao nuklearno gorivo visokoobogaćeni uran (više od 20% izotopa  $^{235}\text{U}$ ) ili plutonij  $^{239}\text{Pu}$ .

Hlađenje reaktora izvršava se tekućim natrijem, budući da natrij posjeduje slabo svojstvo usporavanja neutrona. Korištenje natrija kao rashladnog sredstva pruža još neke pogodnosti:

- Rashladno sredstvo može se držati na atmosferskom tlaku, jer temperatura vrelišta natrija iznosi 1156 K (883°) što je više od maksimalne radne temperature rashladnog fluida u reaktoru.
- Izmjena topline je efikasnija zbog visoke toplinske vodljivosti natrija
- Omogućava se stvaranje veće temperature pare na ulazu u turbinu, posljedično i veće efikasnosti elektrane.

ali i nedostatke:

- Pri izlaganju neutronima nastaje iz  $^{23}\text{Na}$  radioaktivni  $^{24}\text{Na}$ , čije je vrijeme poluraspada 15 h.
- Natrij je vrlo reaktivan, zapaljiv je na zraku i burno reagira s vodom (nastaje vodik, što može dovesti do eksplozije).
- Na sobnoj temperaturi natrij je krut, tako da rashladni fluid treba grijati kada je reaktor van pogona.
- Protok tekućeg natrija izaziva koroziju i eroziju metalnih površina. [8]

Zbog nepostojanja moderatora, jezgra reaktora hlađenog tekućim natrijem posjeduje visoku gustoću snage (najveću od svih dostupnih dizajna reaktora) koja iznosi oko  $390 \text{ MW}_t/\text{m}^3$ .

Maksimalna radna temperatura rashladnog medija jezgre kreće se, ovisno o dizajnu reaktora, od 500 do 550 °C, što omogućuje postizanje relativno visoke termodinamičke efikasnosti ( $\approx 0,4$ ), usporedno, kod termičkih reaktora termodinamička efikasnost iznosi oko 0,3. Gledano iz sigurnosnog aspekta, takva radna temperatura tekućeg natrija osigurava dovoljnu temperaturnu rezervu ( $\approx 350$  C) u odnosu na temperaturu vrelišta natrija ( $\approx 900$  °C) .

Jedna od pogodnosti brzog reaktora hlađenim tekućim natrijem, i općenito brzih reaktora, je mogućnost odgora (pretvorbe) transuranskih elementa velikih vremena poluraspada poput americija, neptunija i kirija, čime se reducira produkcija radioaktivnog otpada. Općenito, brzi reaktori imaju sposobnost da energetski potencijal nuklearnog goriva iskorištavaju oko 60 puta više nego termički reaktori (koji utiliziraju samo oko 1 % energetskog potencijala nuklearnog goriva).

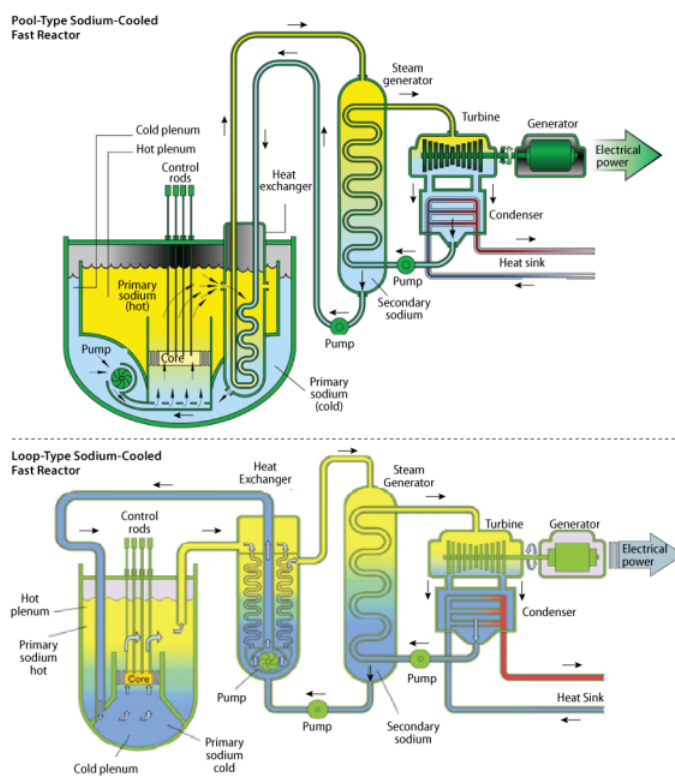
Za razliku od termalnih reaktora, brzi reaktori se mogu implementirati u sustave sa zatvorenim gorivnim ciklusom, što uključuje postrojenja za recikliranje i obogaćivanje istrošenog goriva iz reaktora. Teoretski je proces recikliranja moguće izvršavati praktički neograničeno dugo, jer se postojeće zalihe iskorištenog goriva od termičkih reaktora također mogu iskoristiti u zatvorenom ciklusu obrade nuklearnog goriva, pri čemu se odlažu i skladište samo visoko radioaktivni fisijski nusprodukti. Otvoreni gorivni ciklus, koji se primjenjuje kod termičkih reaktora, upotrebljava nuklearno gorivo samo jednom, nakon čega se takvo gorivo trajno odlaže. Zatvorni gorivni ciklus, jednom kada stupi u komercijalnu upotrebu, mogao bi proširiti zalihe nuklearnog goriva i potencijalno smanjiti radioaktivnost nuklearnog otpada s milijun na 10 000-1 000 godina. Nedostatak gorivnog zatvorenog gorivnog ciklusa se očrtava u separaciji  $^{239}\text{Pu}$  iz korištenog goriva koje predstavlja značajan proliferacijski rizika, tj. opasnost od nekontrolirane produkcije nuklearnog oružja. Kao rezultat toga SAD koristi samo otvoreni ciklus goriva od sredine 1970-tih (iako su se istraživanje i razvoj recikliranja goriva u manjoj mjeri nastavila, a budućnosti, razvojem tehnologije zaštite protiv proliferacije, može se očekivati i primjena takvih tehnologija u SAD-u).[23]

Ukratko, gledajući raspored i dizajn gorivnih šipki odnosno jezgre reaktora, jezgra reaktora u radijalnom presjeku sastoji se od aktivnog dijela koji se sadrži dvije zone goriva miješanih oksida ( $\text{UO}_2 + \text{PuO}_2$ ), gdje unutarnja zona sadrži niže, a vanjska više obogaćenje nuklearnog goriva. U aktivnom dijelu smještene su regulacijske i zaustavne šipke, a oko aktivnog dijela (ako se radi o homogenoj jezgri) postavlja se oplodni dio ( $^{238}\text{U}$ ) s namjerom što veće apsorpcije izbjeglih neutrona iz jezgre. Kod heterogene jezgre oplodni dio raspoređuje se i po aktivnom dijelu jezgre. U aksijalnom smjeru gorivni element ima sličnu strukturu kao i jezgra u radijalnom smjeru. U sredini se nalazi gorivo, a s obje se strane nalazi oplodni materijal. Na dnu i vrhu gorivnog elementa nalazi se neutronska zaštita. Gorivni elementi su bočno zatvoreni

te se njihovo hlađenje osigurava aksijalnim protokom natrija kroz prigušnice za reguliranje protoka. Nuklearno gorivo i oplodni materijal mogu se premještati zakretanjem ekscentričnih čepova na poklopcu reaktorske posude.[8]

SFR tehnologija danas je najrazvijenija od svih predloženih IV generacije, s najviše dostupnih podataka o pogonskim i sigurnosnim značajkama reaktora prikupljenih kroz više od 390 godina operativnog rada reaktora [3]. Reaktori hlađeni natrijem mogu se inkorporirati u elektrane raspona snaga 50 do 300 MWe (SMR-Small Modular Reactor) i od 300 do 1500 MW<sub>e</sub>.

Izvedbe reaktora hlađenim natrijem mogu biti integralnog (bazenskog) ili neintegralnog tipa (slika 28.). Bazenski tip reaktora podrazumijeva izvedbu kod koje se komponente primarnog kruga (pumpa i izmjenjivač topline) nalaze u reaktorskoj posudi. Treba napomenuti da se iz sigurnosnih razloga, odnosno da bi se otklonila mogućnost reakcije radioaktivnog natrija iz reaktorske posude s vodom, primarni izmjenjivač hladi također natrijem. Neintegralni tipa reaktora odnosi se na izvedbu kod koje su i pumpa i izmjenjivač topline izvan reaktorske posude, slično kao i kod tlakovodnog reaktora.



Slika 28: SMR, integralni (bazenski) i neintegralni tip [23]

### 2.4.1 Prednosti i nedostaci

Osim ranije navedenih nedostataka koje proizlaze iz upotrebe tekućeg natrija kao rashladnog sredstva (burna reakcije natrija sa zrakom i s vodom). Nedostaci reaktora hlađenim tekućim natrijem još su, uglavnom sigurnosne prirode, primjerice:

- U slučaju pregrijavanja jezgre (ili kod taljenja jezgre) uslijed čega dolazi do deformacije gorivnih elemenata odnosno do promjene geometrije jezgre, zbog neprisutnosti moderatora, postoji mogućnost zadržavanja kritičnosti jezgre (uz čak mogućnost povećane reaktivnosti jezgre). Takva tzv. sekundarna kritičnost nije moguća kod termičkih reaktora.
- Ako se u jezgri pojavi visoka temperatura, može doći do isparavanja natrija, čime se smanjuje broj apsorbiranih neutrona u natriju i povećava reaktivnost (reaktivnost se povećava i kod normalnog rada, kada se zagrijavanjem smanjuje gustoća natrija a time i sposobnost apsorpcije neutrona). Kaže se da reaktor ima pozitivan koeficijent reaktivnosti šupljina (kao i kipući reaktori).
- Vrijeme trajanja ciklusa neutrona u reaktoru mnogo je kraće nego kod termičkih reaktora, pa promjene reaktivnosti uzrokuju vrlo brzo povećanje snage reaktora.[8]

Kao prednosti mogu se navesti:

- Atmosferski tlak unutar reaktorske posude smanjuje mogućnost od puknuća cjevovoda ili propuštanja rashladnog sredstva.
- Natrij omogućuje veliku temperaturnu rezervu za isparavanje od oko 400 °C u odnosu na PWR sustave gdje je temperaturna rezerva iznosi oko 15 °C. Također, tekućim natrijem se ostvaruje oko 100 puta efektivniji prijenos topline u odnosu na vodu.
- Mogućnost hlađenja reaktora prirodnom cirkulacijom tekućeg natrija (pasivna sigurnosna značajka) u slučaju gubitka električne energije ili kvara na prisilnom cirkulacijskom sustavu.
- Korištenje brzih neutrona za izazivanje pretežnog broja fisija povećava iskorištavanje energetskog potencijala goriva za 60 puta u odnosu na termičke reaktore. Korištenje recikliranja istrošenog goriva zajedno s faktorom konverzije (odnos oplodnje) oko 1.3, brzim reaktorima omogućuje proširenje ekonomski raspoloživih zaliha nuklearnih sirovina te smanjenje ovisnosti od dugoročnog uvoza energije.

### 2.4.2 Olovom hlađen brzi reaktor (LFR)

LFR (Lead-cooled Fast Reactor) sličan je po svojoj izvedbi SFR-u, za izazivanje pretežnog broja fisija koriste se neutroni visokih energija s mogućnošću odgora transuranskih elemenata i primjene zatvorenog gorivnog ciklusa. Raspon temperatura rashladnog sredstva na izlazu iz reaktora (od 480 do 550 °C, a potencijalno do 800 °C) te postizive termodinamičke efikasnosti (0,4 do 0,45) su slične kao i kod reaktora hlađenim tekućim natrijem. Zbog korištenja olova (umjesto natrija) kao rashladnog sredstva reaktora, eliminira se moguća neželjena kemijska interakcija rashladnog sredstva s vodom i zrakom. Olovo ima i višu temperaturu vrelišta nego natrij (oko 1750 °C za olovo i 900 °C za natrij), što također omogućuje primjenu atmosferskog tlaka unutar reaktorske posude. Problem s olovom je što ima visoku temperaturu tališta (oko 330 °C), što zahtijeva upotrebu grijača za sve dijelove sustava reaktorskog postrojenja koje sadrže olovo. Olovo ima slabo svojstvo moderacije i apsorpcije neutrona, ali i visoke vrijednosti udarnih presjeka za elastične sudare, što dozvoljava da se gorivni elementi međusobno dalje razmjeste i poveća poprečni presjek protoka olova kroz jezgru, odnosno smanji brzina strujanja, a time i korozija materijala reaktora. Opasnost od korozije materijala reaktorske posude je parametar koji limitira maksimalne izlazne temperature iz reaktora.[24]

### 2.4.3 Reaktor hlađen rastaljenim solima (MSR)

MSR (Molten salt reactor) tehnologija može primjenjivati brze i termalne neutrone iz izazivanje pretežnog broja fisija. Postoje dvije različite izvedbe reaktora hlađenim rastaljenim solima. Prva verzija obuhvaća izvedbu sličnu VHTR-u, naziva se i FHR (Fluoride salt-cooled High-temperature Reactor), konstrukcija jezgre i gorivnih elemenata je konceptualno ista kao i kod VHTR-a, a umjesto helija kao rashladni fluid koristi se rastaljena sol fluora, što omogućuje povećanje gustoće snage reaktora za četiri do šest puta. Druga verzija koristi torijev gorivni ciklus ( $^{232}\text{Th} + n = ^{233}\text{U}$ ) s brzim neutronima, zatvorenim gorivnim ciklusom i reduciranom produkcijom visokoradioaktivnih elemenata. Torij se koristi kao oplodni materijal, a za početno ostvarivanje samoodržive nuklearne reakcije može se koristiti plutonij ( $^{239}\text{Pu}$ ) nakon čega se zatvoreni gorivni ciklus ostvaruje bez primjene obogaćivanja urana, koristeći samo oplodni torij za daljnji rad reaktora. Kod ovakve izvedbe nuklearno gorivo i oplodni materijal zajedno su otopljeni u soli fluora koja je ujedno i rashladno sredstvo reaktora.

Općenito, MSR tipovi reaktora posjeduju veliki negativni temperaturni koeficijent reaktora i koeficijent reaktivnosti šupljina, produciranju nuklearni otpad malog vremena poluraspada, imaju nisku potrošnju goriva i visoku pogonsku sigurnost zbog mogućnosti pasivnog hlađenja jezgre.[3]

## 2.5 Visokotemperaturni plinom hlađeni reaktor (VHTR)

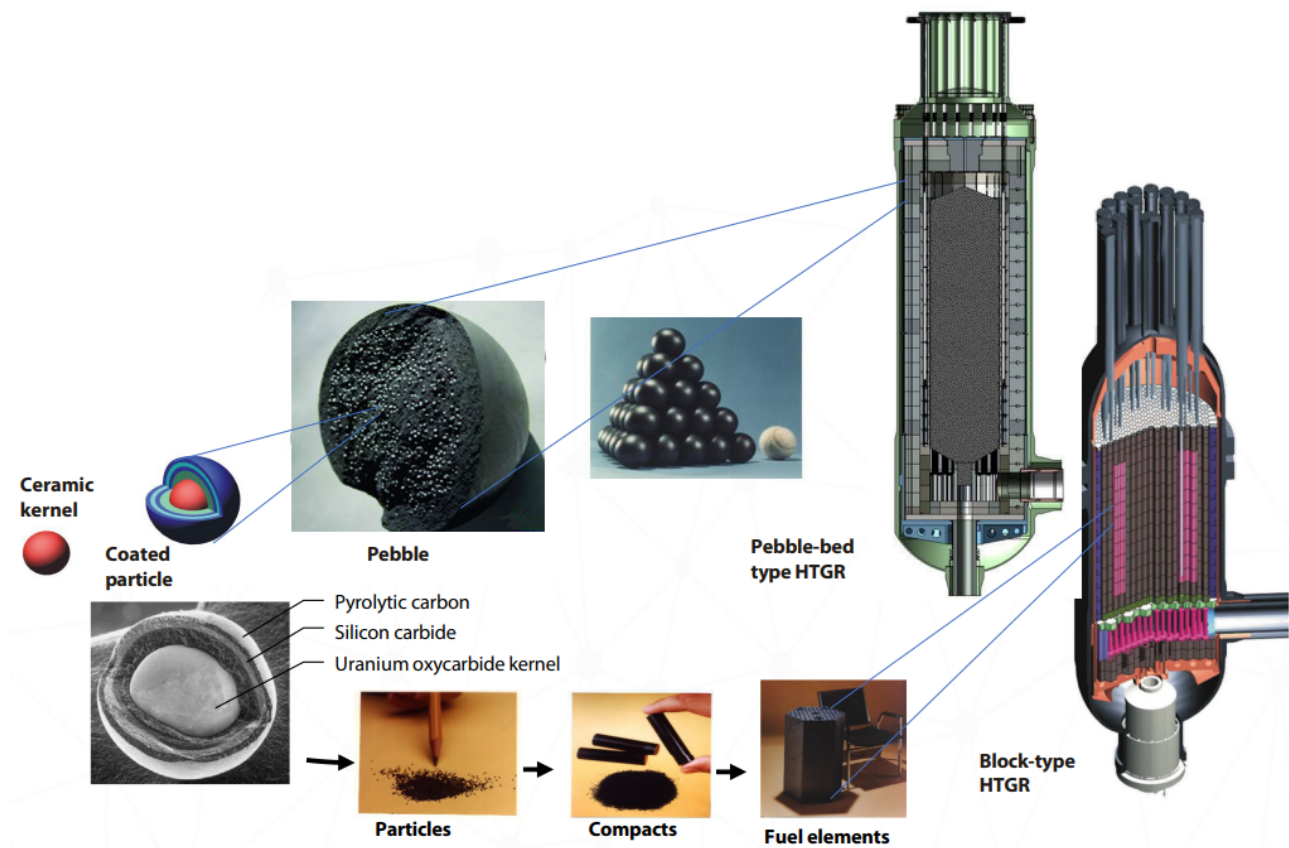
Reaktor tipa VHTR (Very High Temperature Reactor) jedna je od 6 dizajna reaktora odabranog od strane GIF-a (Generation IV International Forum). VHTR koristi neutrone termalnih energija za ostvarivanje pretežnog broja fisija, a kao moderator i rashladno sredstvo koriste se grafit i helij, respektivno. Bitna karakteristika VHTR reaktora je da su izlazne i ulazne temperature rashladnog sredstva jezgre reaktora vrlo visoke i to 640 °C i 1000 °C (daljnjim razvojem planirano je dostizanje izlazne temperature od 1500 °C), respektivno, što omogućava visoku termodinamičku iskoristivost kružnog procesa ( $\eta_t \approx 0,5$  i više). Također, u kombinaciji s kružnim ciklusom (kombinirano postrojenje, primjerice Braytonov plinsko-turbinski ciklus s helijem i Rankineov ciklus s pregrijanom parom) može se koristiti za procese visokotemperaturne kemijske transformacije (npr. proizvodnja vodika). Uz proizvodnju vodika, otpadna toplina iz Braytonovog plinsko-turbinskog ciklusa može se koristiti za druge potrebe poput desalinizacije morske vode, komunalnog grijanja, proizvodnje etilena i stirena, itd.[25]

Postoje dva osnovna dizajna VHTR-a, koja se razlikuju u pogledu konstrukcije jezgre i gorivnih elemenata (Slika 29.). Prvi je reaktor s kuglastim gorivnim elementima, kod kojeg su gorivni elementi kugle promjera 60 mm, s vanjske strane obložene grafitom, a iznutra ispunjene s oko 20 000 kuglica oksida visoko obogaćenog urana ili kuglica oksida torija (promjera oko 0,9 mm) koje su obložene s nekoliko slojeva grafita i silicijskog karbida. Kuglasti gorivni elementi kontinuirano recirkuliraju kroz jezgru reaktora, tako da do potpunog odgora kroz jezgru prođu oko 7 puta. Cijelo reaktorsko postrojenje s kuglastim gorivnim elementima (njih oko 675 000) smješteno je u posudi od prednapregnutog betona (armirani beton s prednapetim čeličnim šipkama). U prstenastom prostoru između jezgre reaktora i betonske posude smješteni su parogeneratori i plinska puhala.

Drugi tip dizajna VHTR reaktora je onaj s gorivnim elementima u obliku šesterokutnih prizmatičnih blokova, visokih oko 800 mm i s paralelnim plohami udaljenim oko 350 mm. U svakom od blokova postoje izbušeni kanali za prolaz rashladnog plina između kanala u kojima je smješteno nuklearno gorivo. Takvi gorivni elementi (njih 8) postavljaju se jedan iznad drugoga, pri čemu se rashladni kanali između blokova osiguravaju klinovima za centriranje. Kao i kod reaktora s kuglastim gorivnim elementima, cijelo reaktorsko postrojenje je integralnog tipa, koje se također nalazi u reaktorskoj posudi od prednapregnutog betona. Parogeneratori i plinska puhala su u ovakvoj izvedbi smješteni ispod jezgre reaktora.[8]

Prednosti visokotemperaturnog reaktora hlađenim helijem su visoka pogonska sigurnost reaktora koja se temelji na visokoj temperaturnoj izdržljivosti grafita, kemijskoj inertnosti helija, visokoj negativnoj reaktivnosti reaktora (porastom temperature jezgre reaktora snaga se sma-

njuje (samoregulacija)). Također, kod obustave hlađenja reaktora, ostatna toplina iz jezgre može se odvesti samo kondukcijom i zračenjem topline. Kao nedostatke može se navesti mala gustoća snage jezgre ( $6-10 \text{ MW}_t/\text{m}^3$ ) i mogućnost prodora pare iz sekundarnog kruga (tlak u sekundarnom krugu ( $16-18 \text{ MPa}$ ) znatno je viši od tlaka u primarnom krugu (od  $5-7 \text{ MPa}$ ), tj. iz parogeneratorskog, u primarni rashladni krug jezgre gdje para može reagirati s grafitom pri čemu nastaju  $\text{CO}$  i  $\text{H}_2$ . [8]



Slika 29: Dvije moguće izvedbe reaktorskog postrojenja i gorivnih elemenata za VHTR [25]

## 2.6 Plinom hlađeni brzi reaktor (GFR)

GFR (Gas-cooled Fast Reactor) tehnologija ima tendenciju postizanja visokih temperatura (kao i VHTR) i korištenja neutrona visokih energija za postizanje pretežnog broja fisija, a s time i primjene zatvorenog gorivnog ciklusa s recikliranjem (kao i SFR). Principijelno GFR je sličan VHTR-u. Kao rashladni fluid reaktorske jezgre koristi se helij, a gorivni elementi su izvedeni heksagonalnom obliku (slično kao i kod VHTR-a) ali bez primjene grafita, koji se kod VHTR-a upotrebljava kao moderator. Kako je GFR brzi reaktor, za obloge gorivnih elemenata predložen je silicijev karbid (iako je dosta toga nespecificirano kod GFR dizajna, pogotovo obloga gorivnih elemenata), koji zadovoljava zahtjeve slabe moderacije i visoke temperature tališta (2730 °C).

Predviđene operativne ulazne i izlazne temperature helija iz reaktora su oko 500 i ° 850 respektivno, što povlači za sobom i manju termodinamičku efikasnost (oko 0,48) nego kod VHTR-a (ovisno o izvedbi, 0,5 i više). Treba napomenuti da je GFR tehnologija najslabije razvijena od svih šest predloženih od strane GIF-a. Nekoliko je projekata započeto (financiranje je započeto 2005. godine) na ispitivanju pogonskih karakteristika GFR-a, uglavnom u Europi. Međutim, još nije izgrađen niti jedan takav reaktor prema podacima iz prosinca 2020. godine.[3,25]

Konceptualno GFR posjeduje sve karakteristike primarnog i sekundarnog kruga kao i VHTR, s razlikom u primjeni spektra brzih neutrona i zatvorenog gorivnog ciklusa.



## 2.7 Modularni nuklearni reaktor

SMRs (Small Modular Reactors) ili mali modularni reaktori su prema definiciji IAEA (International Atomic Energy Agency) reaktori koji generiraju manje od  $300 \text{ MW}_e$ . Takvi reaktori, dimenzija manjih od teretnog vagona i otprilike deset puta manje cijene od normalne nuklearne elektrane, prvenstveno su namijenjeni za izolirane regije male gustoće naseljenosti s ograničenom električnom mrežom. Kao potkategorija SMRa može se navesti vSMRs (very Small Modular Reactors) snaga ispod  $15 \text{ MW}_e$ . [10]

Male modularne reaktore načelno karakterizira tvornička proizvodnja čitavog sustava, aspiracija prema serijskoj proizvodnji i kratko vrijeme izgradnje. Četiri glavne opcije ili dizajna modularnih reaktora su: vodom hlađeni i moderirani reaktori (PWR i BWR), brzi reaktori (FBR), visokotemperaturni plinom hlađeni reaktori (VHTR) i razne verzije reaktora hlađenim rastaljenim solima (MRS) ili tekućim metalima (SFR i LFR). Vodom hlađeni i moderirani reaktori imaju najsigurnije pogonske karakteristike, dok brzi reaktori omogućuju manje dimenzije reaktora i dulje periode izmjene nuklearnog goriva (3 do 5 ili čak 10 godina). Zbog velikih kapitalnih ulaganja potrebnih za izgradnju velikih nuklearnih elektrana i potrebe za opskrbljivanjem malih električnih mreža ispod  $4 \text{ GW}_e$  proizlazi potreba za razvojem malih reaktorskih jedinica. Modularni reaktori mogu se ugrađivati individualno ili povezivanjem u seriju. Dodatan razlog povećanog interesa za SMR tehnologijom je i taj što se modularni reaktori mogu vrlo dobro i brzo uklopiti u izolirana industrijska područja umjesto ugašenih elektrana na ugljen i općenito sukcesivno nadopunjavati potrebe za energijom u budućnosti kako će se termoelektrane (razmjerno malih snaga) na ugljen gasiti .

Generalno, mogu se istaknuti neke od bitnih karakteristika malih modularnih reaktora poput:

- zbog malih dimenzija i modularnosti, modularni reaktori mogu se gotovo u potpunosti izgraditi u tvornici i zatim ugrađivati modul po modul.
- Jednostavnost dizajna, male dimenzije i pasivne sigurnosne značajke čine modularne reaktore prikladnim rješenjem za opskrbu energijom u malim državama s manjim električnim mrežama i malim iskustvom s nuklearnom energetikom.
- Postizanjem u serijske proizvodnje određene izvedbe modularnog reaktora, u budućnosti će se daljnje smanjiti cijene izgradnje.

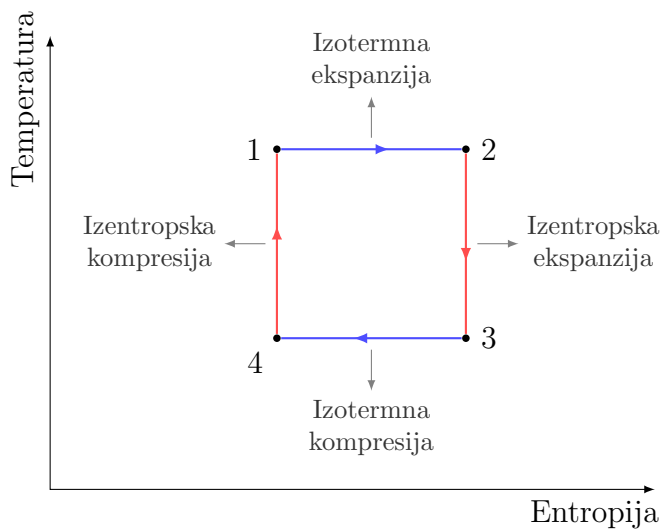
Danas je u pogonu pet malih nuklearnih reaktora različitih snaga, četiri su izgradnji, a po dvadesetak njih su kasnoj i ranoj fazi razvoja. [3]

### 3 MATEMATIČKI MODELI

Rankineov ciklus sa zasićenom parom upotrebljava se u nuklearnim elektranama čiji se reaktori hladne običnom ili teškom vodom, dok se ciklus s pregrijanom parom upotrebljava kod nuklearnih elektrana kod kojih su reaktori hlađeni tekućim metalom ili plinom.

Temperatura ogrjevnog spremnika, kod nuklearnih elektrana korespondira temperaturi na primarnoj strani parogeneratorskog ili, kod kipućeg reaktora, temperaturi obloge gorivnih elemenata, dok je temperatura kondenzatora na izlazu iz turbine ujedno i temperatura hladnog spremnika.

Ukoliko se toplina izmjenjuje s ogrjevnim i rashladnim spremnikom po izotermi, a ekspanzija i kompresija radnog fluida odvija pri izentropskim promjenama stanja (povrativo i bez izmjene topline s okolinom) govorimo o Carnotovom kružnom procesu (Slika 30.). Kada su temperature radnog fluida pri dovođenju i odvođenju topline jednake temperaturama ogrjevnog i rashladnog spremnika ( $T_{dov}=T_{os}$  i  $T_{odv}=T_{rs}$ ) kaže se da se radi o idealnom Carnotovom procesu, u suprotnom ( $T_{dov} < T_{os}$  i  $T_{odv} > T_{rs}$ ) Carnotov proces je realan.



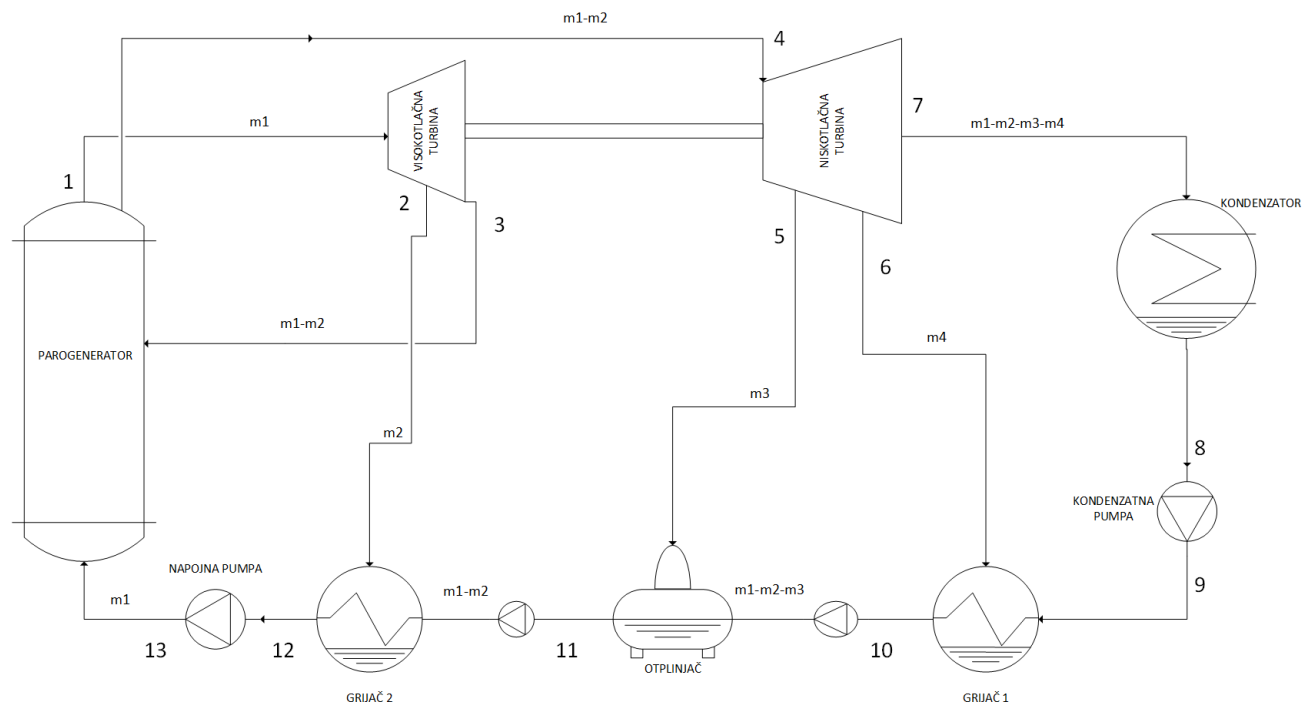
Slika 30: Carnotov kružni proces

Maksimalna toplinska iskoristivost kružnog procesa ostvaruje se pri idealnom Carnotovom procesu, što je u praksi nemoguće postići jer bi za takav prijelaz topline bile potrebne beskonačno velike izmjenjivačke površine ili neizmjerljivo velik koeficijent prijelaza topline. Izraz za toplinsku iskoristivost realnog Carnotovog procesa može se zapisati u obliku:

$$\eta_c = 1 - \frac{T_{odv}}{T_{dov}} \quad (3.1)$$

gdje su  $T_{odv}$  i  $T_{dov}$  temperature odvođenja i dovođenja topline.

Kao bazni model za usporedbu termodinamičkih efikasnosti nuklearnih elektrana koristit će se parni kružni proces s jednim međupregrijavanjem i regenerativnim zagrijavanjem napojne vode (Slika 31.). Model se sastoji od parogeneratora, turbine (visokog i niskog tlaka), napojne pumpe, kondenzatnih pumpi, kondenzatora, otplinjača (za uklanjanje  $O_2$  i  $CO_2$ ) i dva regenerativna zagrijača.



Slika 31: Shema modela za usporedbu toplinskih iskoristivosti

Za proizvoljne fiksne parametre, koji će se držati jednakim u svakom od modela, uzimaju se toplinska snaga reaktora i porast tlaka na kondenzatnoj pumpi. Pojedine vrijednosti tih parametara dane su u Tablici 6.

Nadalje, u konstrukciji matematičkih modela korištena je regeneracija topline pomoću izravnih izmjenjivača topline (miješališta) u kojima oduzeta para i kondenzat dolaze u izravni dodir. Alternativno, regeneraciju je moguće topline izvršiti pomoću tzv. rekuperativnog izmjenjivača topline, u kojemu su oduzeta para i kondenzat fizički odvojeni cijevnom stijenkom, koja predstavlja toplinski otpor, pa je kod takvog izmjenjivača izmjena topline nešto slabija nego kod izravnog izmjenjivača.

Također, pretpostavljeno je još da toplinski tok između izmjenjivača topline i okoline jednak nuli. Snaga potrebna za pogon pumpi i prirast entalpije između prvog regenerativnog izmje-

njivača i otplinjača i otplinjača i drugog regenerativnog izmjenjivača također se zanemaruju (zbog malih porasta tlakova).

Tablica 6: Proizvoljni fiksni parametri

Parametar	Naziv	Vrijednost
$P_r$	toplinska snaga reaktora	1000 MW <sub>t</sub>
$\Delta p_{kond}$	porast tlaka na kondenzatnoj pumpi	1 MPa

Kod nuklearnih reaktora toplinska energija se oslobađa u gorivnim elementima fisijama atoma urana i plutonija. Ta se toplina odvodi iz gorivnih elemenata kondukcijom kroz nuklearno gorivo i stijenke gorivnih šipki i konvekcijom do rashladnog fluida reaktora. Količina topline proizvedena u nuklearnom reaktoru ograničena je temperaturom nuklearnog goriva i obloga gorivnih šipki. Ne smije se dopustiti da te temperature dostignu određene vrijednosti kako se mehanički integritet gorivnih elemenata ne bi narušio, tj. kako ne bi došlo do taljenja goriva ili oštećenja gorivnih šipki (pri čemu bi došlo do ispuštanja fizijskih nusprodukata u rashladni fluid). Ovdje je važno spomenuti kritični toplinski tok u reaktoru kod kojeg dolazi do filmskog isparavanja na površinama gorivnih šipki što dovodi do njihovog velikog pregrijavanja, a time i do vjerojatnog oštećenja njenih obloga.[7,8]

Rashladni fluid protjecanjem (pretežno prisilnim) kroz jezgru reaktora preuzima toplinu s površina gorivnih šipki i povećava svoju entalpiju. Snaga reaktora može se izraziti kao:

$$P_r = \dot{m}(h_{iz} - h_{ul}) \quad (3.2)$$

gdje su  $h_{iz}$  i  $h_{ul}$  izlazna i ulazna specifična entalpija, a  $\dot{m}$  maseni protok rashladnog fluida kroz jezgru reaktora.

Slijed procesa prema modelu prikazanom na Slici 31. započinje stanjem 1 gdje fluid masenog protoka  $\dot{m}_1$  izlazi iz parogeneratora, radni fluid tada ulazi u visokotlačni dio turbine gdje se u točki 2 odvaja dio pare  $\dot{m}_2$  za potrebe zagrijavanja napojne vode visokotlačnog regenerativnog izmjenjivača, a iz turbine izlazi para masenog protoka  $\dot{m}_1 - \dot{m}_2$  stanja 3 koji ulazi nazad u parogenerator gdje se pregrijava nakon čega isti protok fluida, stanja 4, ulazi u niskotlačni dio turbine gdje se u točkama 5 i 6 odvaja para masenog protoka  $\dot{m}_3$  i  $\dot{m}_4$  respektivno za potrebe otplinjavanja i niskotlačnog regenerativnog zagrijavanja napojne vode, a iz turbine izlazi para masenog protoka  $\dot{m}_1 - \dot{m}_2 - \dot{m}_3 - \dot{m}_4$  stanja 7. Takva para stanja 7 ulazi u kondenzator gdje se oslobađa latentna toplina pare i nastupa kondenzacija. Kondenzatna pumpa podiže tlak vreloj

kapljevini (točka 8) do stanja 9 nakon čega pothlađena voda ulazi u seriju tri izmjenjivača pri čemu se sukcesivno miješa s masenim protocima pare  $\dot{m}_4$ ,  $\dot{m}_3$  i  $\dot{m}_2$ . Na kraju vrele kapljevina stanja 12 ulazi u visokotlačnu napojnu pumpu, a izlazi pothlađena kapljevina stanja 13 koja ulazi u parogenerator čime se kružni proces zatvara.

Za proračun termodinamičke efikasnosti, kao i za određivanje termodinamičkih veličina pare, pothlađene i vrele vode određenih stanja, korišten je EES program (Engineering Equation Solver) koji može, osim rješavanja sustava jednadžbi i crtanja raznih termodinamičkih dijagrama, pozivom određenih funkcija, na temelju jedne ili dvije poznate vrijednosti nekog termodinamičkog stanja izračunati traženu termodinamičku veličinu (npr. entropiju, entalpiju, temperaturu zasićenja, itd.)

Postupak izračuna termodinamičke efikasnosti kružnog procesa proveden je najprije odabirom ulaznih fiksnih parametra i pretpostavljanjem tlakova oduzimanja pare te izračunom termodinamičkih stanja kružnog procesa nakon čega su iz energetskih bilanci izračunati maseni protoci radnog fluida te je na kraju provedena optimizacija tlakova oduzimanja para i tlaka međupregrijavanja (kod SFR modela) kako bi se dobila najveća moguća termodinamička efikasnost kružnog procesa.

### 3.1 Matematički model PWR

Rashladni fluid tlakovodnog reaktora protječe kroz cijevne snopove parogeneratora gdje se hladni, ali isto tako izvršava funkciju toplog spremnika kružnog procesa u sekundarnom krugu. Temperatura primarnog fluida (rashladno sredstvo reaktora) u parogeneratoru mijenja se u istim temperaturnim intervalima kao i u jezgri reaktora. Termodinamička iskoristivost Rankineova kružnog procesa sa suhozasićenom parom bit će veća što je gornja temperatura kružnog procesa bliža temperaturi toplog spremnika. Kod tlakovodnog reaktora je porast temperature rashladnog fluida u jezgri reaktora u prosjeku 40 K, dok je srednja temperatura rashladnog fluida u reaktoru oko 570 K (297 °C). Kod kružnog procesa sa suhozasićenom parom implementiranog u nuklearnu elektranu s tlakovodnim reaktorom dovod topline radnom fluidu sekundarnog kruga odvija se po izobari do temperature zasićenja, a zatim po izotermi odnosno izobari tijekom isparavanja fluida. Minimalna temperaturna razlika (oko 10 do 15 K) između primarnog i sekundarnog fluida u parogeneratoru postiže se kada temperatura sekundarnog fluida postigne zasićenje. [8]

Za ulazne parametre matematičkog modela tlakovodnog reaktora i kružnog procesa sa suhozasićenom parom odabrane su tipične vrijednosti izlazne temperature pare iz parogeneratora,

masenih sadržaja pare na izlazu iz parogeneratora kao i na izlazu iz visokotlačnog i niskotlačnog dijela turbine. Te vrijednosti, zajedno s proizvoljnim fiksnim parametrima, dane su u Tablici 6. odnosno Tablici 7.

Kako vlažna para uzrokuje eroziju turbinskih lopatica, maseni sadržaj pare na izlazu turbine mora biti ograničen uvjetom  $x > 0,85$ . Minimalni maseni sadržaj pare mora, zbog dužih turbinskih lopatica i veće obodne brzine, biti nešto veći na izlazu iz niskotlačnog nego visokotlačnog dijela turbine. Za ispunjavanje takvih ograničenja, mogu se kod tlakovodnih reaktora koristiti tri varijante separacije vlage nakon ekspanzije: jednostupanjska i dvostupanjska separacija vlage te separacija vlage s pregrijavanjem pare. Separatori vlage i pregrijači pare su velikih dimenzija i smještaju se u blizini turbine u turbinskoj hali nuklearne elektrane. Navedene komponente nisu označene na Slici 31., te je pretpostavljeno da se separacija vlage i pregrijavanje pare, nakon izlaza iz visokotlačnog dijela turbine, odvijaju u parogeneratoru. Gubitak na protoku pare nakon separatora vlage, zbog odvajanja kapljevite faze, se radi jednostavnosti zanemaruje. Također, pretpostavljeno je da su izentropski stupnjevi djelovanja visokotlačnog i niskotlačnog dijela turbine kao i izentropski stupnjevi djelovanja pumpi jednaki jedinici, odnosno da se procesi ekspanzije i kompresije odvijaju izentropski.[8]

Tablica 7: Ulazni parametri za PWR model

Parametar	Naziv	Vrijednost
$T_1$	Temperature pare na izlazu iz parogeneratora	275 °C
$T_4=T_1$	Temperatura pregrijane pare nakon međupregrijavanja	275 °C
$x_1$	maseni sadržaj pare na izlazu iz parogeneratora	0,995
$x_3$	maseni sadržaj pare na izlazu iz visokotlačnog dijela turbine	0,85
$x_7$	maseni sadržaj pare na izlazu iz niskotlačnog dijela turbine	0,86

Energetske bilance za izravne regenerativne izmjenjivače kao i za parogenerator, ukoliko se zanemari izmjena topline s okolinom, mogu se pomoću jednadžbe očuvanja energije za otvorene stacionarne sustave (za adijabatski slučaj, kada je toplinski tok prema okolišu je zanemariv) zapisati kao :

$$\dot{\Phi}^0 = P + \sum_{iz} (h + e_k + e_p) \dot{m} - \sum_{ul} (h + e_k + e_p) \dot{m} \quad (3.3)$$

uz zanemarivanje promjene potencijalne i kinetičke energije ( $e_p$  i  $e_k$ ) izraz se svodi na:

$$P = (h_{ul} - h_{iz})\dot{m} \quad (3.4)$$

gdje je snaga  $P$  negativna kada se sustavu dovodi snaga (pumpe, kompresori), a pozitivna kada se sustavu odvodi snaga (turbine).

Primjenjujući tako definiran zakon očuvanja energije na izravni (niskotlačni) regenerativni izmjenjivač (za stanja u točkama 6, 9 i 10 na Slici 29.) dobiva se sljedeći izraz:

$$h_{10}(\dot{m}_1 - \dot{m}_2 - \dot{m}_3) = h_9(\dot{m}_1 - \dot{m}_2 - \dot{m}_3 - \dot{m}_4) + h_6\dot{m}_4 \quad (3.5)$$

za otplinjač (točke 5, 11 i 10) vrijedi :

$$h_{11}(\dot{m}_1 - \dot{m}_2) = h_5\dot{m}_3 + h_{10}(\dot{m}_1 - \dot{m}_2 - \dot{m}_3) \quad (3.6)$$

a za izravni (visokotlačni) regenerativni izmjenjivač (točke 2, 11 i 12) energetska bilanca svodi se na:

$$h_{12}\dot{m}_1 = h_2\dot{m}_2 + h_{11}(\dot{m}_1 - \dot{m}_2) \quad (3.7)$$

Snaga reaktora (porast entalpija radnog fluida između točaka 13 i 1 te 3 i 4) može se zapisati na sljedeći način:

$$P_r = (h_1 - h_{13})\dot{m}_1 + (h_4 - h_3)(\dot{m}_1 - \dot{m}_2) \quad (3.8)$$

Snaga visokotlačnog dijela turbine može se pomoću jed. (3.3) zapisati kao:

$$P_{vt} = h_1\dot{m}_1 - h_3(\dot{m}_1 - \dot{m}_2) - h_2\dot{m}_2 \quad (3.9)$$

analogno, slijedi za snagu niskotlačnog dijela turbine:

$$P_{nt} = h_4(\dot{m}_1 - \dot{m}_2) - h_7(\dot{m}_1 - \dot{m}_2 - \dot{m}_3 - \dot{m}_4) - h_6\dot{m}_4 - h_5\dot{m}_3 \quad (3.10)$$

dok se snaga kondenzatne pumpe pomoću jed (3.4) izražava kao:

$$P_{kond} = (h_9 - h_8)(\dot{m}_1 - \dot{m}_2 - \dot{m}_3 - \dot{m}_4) \quad (3.11)$$

analogno, snaga napojne pumpe je:

$$P_{nap} = (h_{13} - h_{12})\dot{m}_1 \quad (3.12)$$

Termodinamička efikasnost kružnog procesa može se izraziti kao:

$$\eta_t = \frac{P_{izlaz}}{P_{ulaz}} = \frac{P_{vt} + P_{nt} - P_{kond} - P_{nap}}{P_r} \quad (3.13)$$

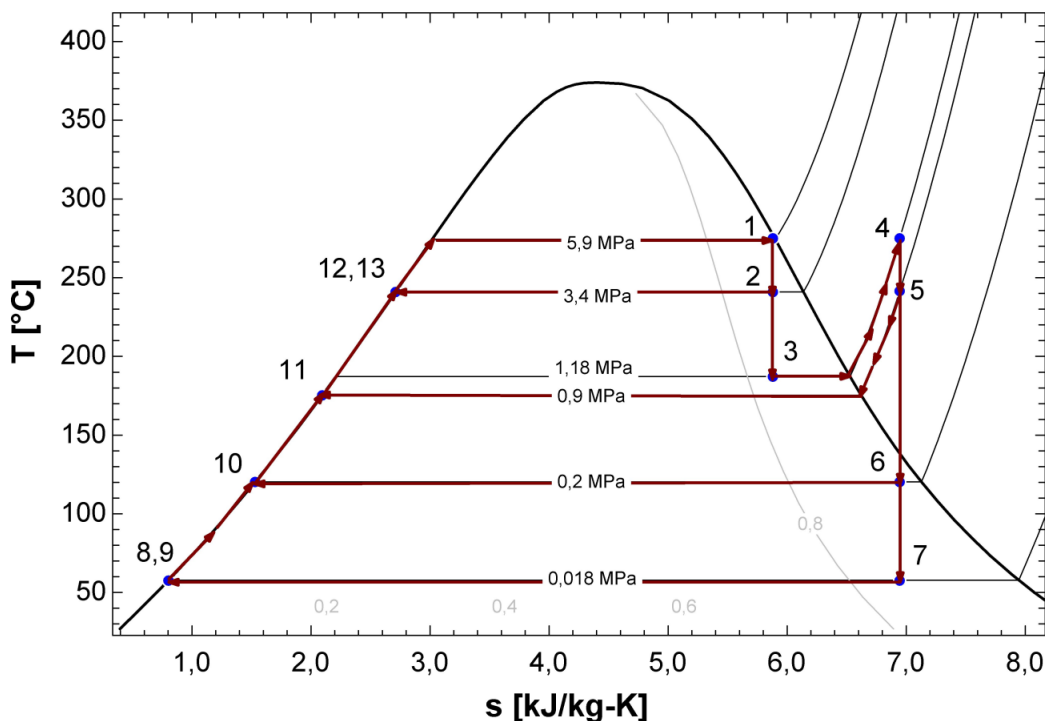
Maksimalna iskoristivosti realnog Carnotovog ciklusa je:

$$\eta_c = 1 - \frac{T_{odv}}{T_{dov}} = 1 - \frac{T_7 + 273}{T_1 + 273} \quad (3.14)$$

Nakon uvrštavanja ulaznih parametara, rješavanja gore navedenog sustava jednačbi i optimizacije tlakova oduzimanja pare za regenerativno zagrijavanje ( $p_2$ ,  $p_5$  i  $p_6$ ) napojne vode i otplinjač pomoću EES programa dobiva se:

$$\eta_t = 0,3615 \quad i \quad \eta_c = 0,3965 \quad (3.15)$$

T-s dijagram kružnog procesa prikazan je na Slici 32., a ostali rezultati proračuna dani su u Tablici 8.



Slika 32: T-s dijagram za PWR model



Tablica 8: Rezultati proračuna za PWR model

	$T_i$ [C]	$s_i$ [kJ/kg-K]	$h_i$ [kJ/kg]	$p_i$ [MPa]	$\dot{m}_i$ [kg/s]	$P_{turb;i}$ [kW]	$P_{kond;i}$ [kW]	$P_{nap;i}$ [kW]
1	275	5,88	2777	5,946	462,9	121854	264,1	1450
2	240,9	5,88	2671	3,4	72,56	241365		
3	187,1	5,88	2485	1,178	38,31	363219		
4	275	6,945	2992	1,178	38,59			
5	241,6	6,945	2928	0,9				
6	120,2	6,945	2635	0,2				
7	57,72	6,945	2274	0,01793				
8	57,72	0,8025	241,6	0,01793				
9	57,72	0,8025	242,5	1,018				
10	120,2	1,53	504,7	0,2				
11	175,4	2,094	742,6	0,9				
12	240,9	2,71	1042	3,4				
13	240,9	2,71	1045	5,946				

### 3.2 Matematički model SFR

Kod brzog reaktora hlađenim tekućim natrijem dozvoljena izlazna temperatura rashladnog fluida na izlazu iz jezgre reaktora znatno je veća nego termičkih reaktora hlađenim vodom. Visoke temperature rashladnog fluida reaktora na izlazu iz jezgre (od 500 do 550 °C) i usvajanje velikih temperaturnih razlika na izlazu i ulazu jezgre reaktora (oko 150 do 250 °C) impliciraju primjenu kružnog procesa s pregrijanom parom na sekundarnoj strani nuklearne elektrane. Takvim je načinom moguće bolje prilagoditi srednju temperaturu radnog fluida temperaturi rashladnog fluida u primarnom krugu, čime se smanjuje stupanj nepovrativosti kružnog procesa odnosno povećava termodinamička efikasnost kružnog procesa.[8]

Koristeći jednake pretpostavke kao i kod izvoda PWR modela, te isti model postrojenja kao na Slici 31. jednadžbe (3.07) do (3.16) vrijedit će i za proračun termodinamičke efikasnosti SFR modela.

Ovdje je, za razliku od PWR modela gdje su za ograničavajuće parametre bili postavljeni maseni sadržaji pare na izlazu iz niskotlačnog i visokotlačnog dijela turbine, ograničavajući parametar tlak pare na izlazu iz niskotlačnog dijela turbine, razlog je u tome što se kod kružnog procesa s pregrijanom parom, povećanjem temperature (za određeni zadani tlak) pomičemo više u desno na T-s dijagramu, tako da bi zahtjevom da sadržaj pare na izlazu iz niskotlačnog dijela turbine bude nešto viši ili jednak 0,85 došli u područje vrlo niskih tlakova i temperatura što je u realnosti neostvarivo. Za tlak na kraju ekspanzije pare u niskotlačnom dijelu turbine odabrana je tipična vrijednost  $p_7=0,008$  MPa. Ostali početni ulazni parametri dani su u Tablici 9.

Tablica 9: Ulazni parametri za SFR model

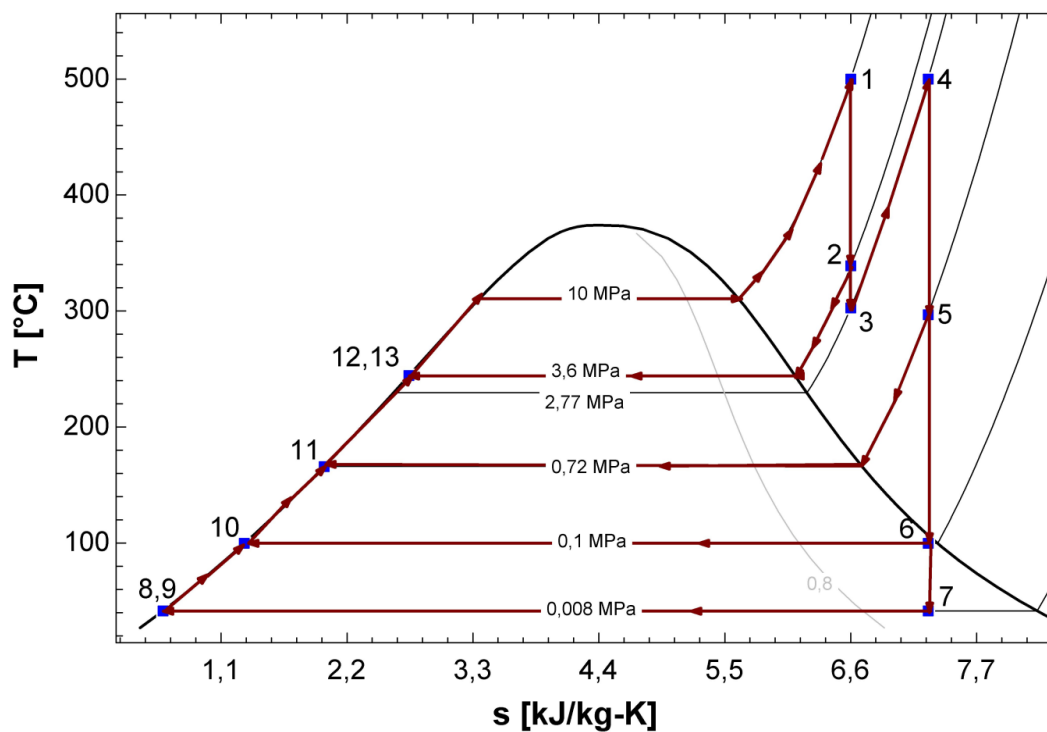
Parametar	Naziv	Vrijednost
$T_1$	Temperature pare na izlazu iz parogeneratora	500 °C
$T_4=T_1$	Temperatura pregrijane pare nakon međupregrijavanja	500 °C
$p_1$	Tlak pare na izlazu iz parogeneratora	10 MPa
$p_7$	Tlak pare na izlazu iz niskotlačnog dijela turbine	0,008 MPa

Nakon uvrštavanja ulaznih i fiksnih parametara, rješavanja sustava jednadžbi (3.05) do (3.14),

optimizacijom tlakova oduzimanja pare ( $p_2$ ,  $p_5$  i  $p_6$ ) i tlaka ( $p_3$ ) međupregrijavanja dobiva se:

$$\eta_t = 0,465 \quad i \quad \eta_c = 0,5931 \quad (3.16)$$

T-s dijagram kružnog procesa s pregrijanom parom prikazan je na Slici 33., a ostali rezultati proračuna dani su u Tablici 10.



Slika 33: T-s dijagram za SFR model

Tablica 10: Rezultati proračuna za SFR model

	$T_i$ [C]	$s_i$ [kJ/kg-K]	$h_i$ [kJ/kg]	$p_i$ [MPa]	$\dot{m}_i$ [kg/s]	$P_{turb;i}$ [kW]	$P_{kond;i}$ [kW]	$P_{nap;i}$
1	500	6,599	3375	10	371,5	132557	222,9	2934
2	339	6,599	3075	3,606	57,06	335623		
3	302,6	6,599	3008	2,767	33,86	468180		
4	500	7,276	3460	2,767	27,59			
5	296,7	7,276	3052	0,717				
6	99,61	7,276	2644	0,1				
7	41,51	7,276	2277	0,008				
8	41,51	0,5925	173,8	0,008				
9	41,51	0,5925	174,7	1,008				
10	99,61	1,303	417,5	0,1				
11	165,9	2,001	701,2	0,717				
12	244,3	2,741	1058	3,606				
13	244,3	2,741	1066	10				

## 4 ZAKLJUČAK

Moderne i unaprijeđene tehnologije utilizacije nuklearne energije pomoću fisije daju poboljšanje karakteristike odgora i mogućnost recikliranja nuklearnog goriva, postizanje termodinamičkih efikasnosti usporedivih s onima modernih termoelektrana, omogućuju simultanu proizvodnju vodika bez ugljičnih emisija kao i mogućnost implementacije desalinizacije morske vode, proizvodnje etilena, stirena, itd. Veliki broj raznih verzija reaktorskih postrojenja, čak i nakon sistematizacije i odabira šest tipova reaktora od strane međunarodne inicijative GIF, rezultira niskim stupnjem standardizacije komponenata i visokim kapitalnim ulaganjima potrebnim za izgradnju nuklearnih elektrana, što će u budućnosti vjerojatno biti ublaženo. Daljnji razvoj i istraživanja potrebna su u aspektu sigurnosti rada nuklearnih elektrana, recikliranja nuklearnog goriva, gorivnih ciklusa, otpornosti na proliferaciju i standardizacije koncepata i komponenata nuklearnih elektrana. S Obzirom na to da najviše prikupljenog iskustva u radu imaju natrijem hlađeni brzi reaktor i visokotemperaturni termalni helijem hlađeni reaktor, njihova se komercijalizacija najprije može očekivati.

Vezano uz matematičke modele i proračun termodinamičke efikasnosti parnog kružnog ciklusa SFR i PWR tipova reaktora, jasno je da se veće termodinamičke efikasnosti dobivaju povećanjem ulazne temperature i tlaka radnog fluida, što je pokazano rezultatima dobivenih primjenom identičnog hipotetskog modela turbinskog postrojenja na PWR i SFR tip reaktora. Tako dobiveni rezultati termodinamičkih efikasnosti  $\eta_t = 0,362$  za PWR model i  $\eta_t = 0,465$  za SFR model korespondiraju realnim vrijednostima.

## 5 LITERATURA

- [1] Preparing the Future through Innovative Nuclear Technology, Outlook for Generation IV Technologies, Generation IV International forum, 2018
- [2] <https://ourworldindata.org/nuclear-energy>
- [3] <https://world-nuclear.org/information-library.aspx>
- [4] <https://www.statista.com/statistics/263945/number-of-nuclear-power-plants-worldwide/>
- [5] Enciklopedija jugoslavenskog leksikografskog zavoda, Jugoslavenski leksikografski zavod, Zagreb, 1967.
- [6] <https://ahf.nuclearmuseum.org/chicago-pile-1-ushering-atomic-age/>
- [7] Feretić D., Uvod u nuklearnu energetiku, Školska knjiga, Zagreb, 1992.
- [8] Feretić D., N. Čavlina, N. Debrecin, Nuklearne Elektrane, Školska knjiga, Zagreb, 1995
- [9] Nuclear Power Reactors in the World, International atomic energy agency, Reference Data Series No. 2, IAEA, Vienna (2021)
- [10] Stephen M. Goldberg, Robert Rosner, Nuclear Reactors: Generation to Generation, 2011.
- [11] John E. Kelly, Generation IV International Forum: A decade of progress through international cooperation, Progress in Nuclear Energy, Volume 77, 2014
- [12] Feretić D., Osnove teorije nuklearnog reaktora, Sveučilište u Zagrebu, Zagreb, 1987.
- [13] <https://iu.pressbooks.pub/openstaxchemistry/chapter/21-1-nuclear-structure-and-stability/>
- [14] T. Akyurek, S. Usman, Progress in Nuclear Energy, Elsevier, 2015.
- [15] <https://escies.org/webdocument/showArticle>
- [16] <https://physics.stackexchange.com/questions/117150/peaks-in-binding-energy-per-nucleon>

- 
- [17] <https://hro-cigre.hr/wp-content/uploads/2021/08/Uvod-u-nuklearnu-energetiku.pdf>
- [18] <https://www.iaea.org/newscenter/news/tackling-the-challenges-of-nuclear-data-in-the-future>
- [19] <https://atomicarchive.com/science/power/reactor-types.html>
- [20] <https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/students/for-educators/04.pdf>
- [21] <https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/students/for-educators/03.pdf>
- [22] Super Critical Water-Cooled Nuclear Reactors (SCWRs) Thermodynamic Cycle Options and Thermal Aspects of Pressure-Channel Design, M. Naidin, I. Pioro, R. Duffey, S. Mokry, L. Grande, B. Villamere, L. Allison, A. Rodriguez-Prado, S. Mikhael and K. Chophla, University of Ontario Institute of Technology ,2011.
- [23] <https://www.everycrsreport.com/reports/R45706.html>
- [24] Overview of Gneration IV (Gen IV) Reactor Designs, IRSN (Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire), 2012.
- [25] High-temperature Gas-cooled Reactors and Industrial Heat Applicationsml, Nuclear energy agency organisation for economic co-operation and development, 2022.

## 6 PRILOZI

### I. Kodovi matematičkih modela u EES-u



## PWRMODEL

**Equations**

$$T_1 = 275 \text{ [C]} \quad (1)$$

$$p_5 = 0,9 \text{ [MPa]} \quad (2)$$

$$p_6 = 0,2 \text{ [MPa]} \quad (3)$$

$$p_2 = 3,4 \text{ [MPa]} \quad (4)$$

$$x_1 = 0,995 \quad (5)$$

$$x_3 = 0,85 \quad (6)$$

$$x_7 = 0,86 \quad (7)$$

$$P_r = 1000000 \text{ [kW]} \quad (8)$$

**STANJE 1**

$$p_1 = P(\text{Steam}; T = T_1; x = x_1) \quad (9)$$

$$s_1 = s(\text{Steam}; x = x_1; P = p_1) \quad (10)$$

$$h_1 = h(\text{Steam}; x = x_1; s = s_1) \quad (11)$$

**STANJE 2**

$$s_2 = s_1 \quad (12)$$

$$h_2 = h(\text{Steam}; s = s_2; P = p_2) \quad (13)$$

$$T_2 = T(\text{Steam}; P = p_2; s = s_2) \quad (14)$$

**STANJE 3**

$$s_3 = s_1 \quad (15)$$

$$h_3 = h(\text{Steam}; x = x_3; s = s_3) \quad (16)$$

$$T_3 = T(\text{Steam}; s = s_3; x = x_3) \quad (17)$$

$$p_3 = P(\text{Steam}; x = x_3; s = s_3) \quad (18)$$

**STANJE 4**

$$T_4 = T_1 \quad (19)$$

$$p_4 = p_3 \quad (20)$$

$$h_4 = h(\text{Steam}; P = p_4; T = T_4) \quad (21)$$

$$s_4 = s(\text{Steam}; h = h_4; P = p_4) \quad (22)$$

## STANJE 5

$$s_5 = s_4 \quad (23)$$

$$h_5 = h(\text{Steam}; s = s_5; P = p_5) \quad (24)$$

$$T_5 = T(\text{Steam}; h = h_5; P = p_5) \quad (25)$$

## STANJE 6

$$s_6 = s_5 \quad (26)$$

$$h_6 = h(\text{Steam}; s = s_6; P = p_6) \quad (27)$$

$$T_6 = T(\text{Steam}; h = h_6; s = s_6) \quad (28)$$

## STANJE 7

$$s_7 = s_4 \quad (29)$$

$$h_7 = h(\text{Steam}; x = x_7; s = s_7) \quad (30)$$

$$T_7 = T(\text{Steam}; s = s_7; h = h_7) \quad (31)$$

$$p_7 = P(\text{Steam}; s = s_7; h = h_7) \quad (32)$$

## STANJE 8

$$p_8 = p_7 \quad (33)$$

$$h_8 = h(\text{Steam}; P = p_8; x = 0) \quad (34)$$

$$T_8 = T(\text{Steam}; P = p_8; x = 0) \quad (35)$$

$$s_8 = s(\text{Steam}; h = h_8; P = p_8) \quad (36)$$

## STANJE 9

$$p_9 = p_8 + 1 \text{ [MPa]} \quad (37)$$

$$s_9 = s_8 \quad (38)$$

$$T_9 = T_8 \quad (39)$$

$$h_9 = h(\text{Steam}; P = p_9; T = T_9) \quad (40)$$

## STANJE 10

$$T_{10} = T(\text{Steam}; x = 0; P = p_6) \quad (41)$$

$$p_{10} = P_{\text{sat}}(\text{Steam}; T = T_{10}) \quad (42)$$

$$h_{10} = h(\text{Steam}; x = 0; T = T_{10}) \quad (43)$$

$$s_{10} = s(\text{Steam}; h = h_{10}; P = p_{10}) \quad (44)$$

## STANJE 11

$$T_{11} = T(\text{Steam}; x = 0; P = p_5) \quad (45)$$

$$p_{11} = P_{\text{sat}}(\text{Steam}; T = T_{11}) \quad (46)$$

$$h_{11} = h(\text{Steam}; x = 0; T = T_{11}) \quad (47)$$

$$s_{11} = s(\text{Steam}; h = h_{11}; P = p_{11}) \quad (48)$$

**STANJE 12**

$$T_{12} = T(\text{Steam}; x = 0; P = p_2) \quad (49)$$

$$p_{12} = P_{\text{sat}}(\text{Steam}; T = T_{12}) \quad (50)$$

$$h_{12} = h(\text{Steam}; x = 0; T = T_{12}) \quad (51)$$

$$s_{12} = s(\text{Steam}; h = h_{12}; P = p_{12}) \quad (52)$$

**STANJE 13**

$$s_{13} = s_{12} \quad (53)$$

$$p_{13} = p_1 \quad (54)$$

$$T_{13} = T_{12} \quad (55)$$

$$h_{13} = h(\text{Steam}; s = s_{13}; P = p_{13}) \quad (56)$$

**SNAGA REAKTROA**

$$P_r = \dot{m}_1 \cdot (h_1 - h_{13}) + (\dot{m}_1 - \dot{m}_2) \cdot (h_4 - h_3) \quad (57)$$

**BILANCA ENERGIJE-REGENERATIVNI GRIJAC 2**

$$\dot{m}_1 \cdot h_{13} = \dot{m}_2 \cdot h_2 + (\dot{m}_1 - \dot{m}_2) \cdot h_{11} \quad (58)$$

**BILANCA ENERGIJE-OTPLINJAC**

$$(\dot{m}_1 - \dot{m}_2 - \dot{m}_3) \cdot h_{10} + h_5 \cdot \dot{m}_3 = (\dot{m}_1 - \dot{m}_2) \cdot h_{11} \quad (59)$$

**BILANCA ENERGIJE-REGENERATIVNI GRIJAC 1**

$$\dot{m}_4 \cdot h_6 + (\dot{m}_1 - \dot{m}_2 - \dot{m}_3 - \dot{m}_4) \cdot h_9 = (\dot{m}_1 - \dot{m}_2 - \dot{m}_3) \cdot h_{10} \quad (60)$$

**SNAGA KONDENZATNE PUMPE**

$$P_{\text{kond};1} = (h_9 - h_8) \cdot (\dot{m}_1 - \dot{m}_2 - \dot{m}_3 - \dot{m}_4) \quad (61)$$

**SNAGA NAPOJNE PUMPE**

$$P_{\text{nap};1} = (h_{13} - h_{12}) \cdot \dot{m}_1 \quad (62)$$

**SNAGA VISOKOTLACNE TURBINE**

$$P_{\text{turb};1} = \dot{m}_1 \cdot h_1 - (\dot{m}_1 - \dot{m}_2) \cdot h_3 - \dot{m}_2 \cdot h_2 \quad (63)$$

**SNAGA NISKOTLACNE TURBINE**

$$P_{\text{turb};2} = (\dot{m}_1 - \dot{m}_2) \cdot h_4 - (\dot{m}_1 - \dot{m}_2 - \dot{m}_3 - \dot{m}_4) \cdot h_7 - \dot{m}_4 \cdot h_6 - \dot{m}_3 \cdot h_5 \quad (64)$$

**UKUPNA SNAGA TURBINE**

$$P_{\text{turb};3} = P_{\text{turb};1} + P_{\text{turb};2} \quad (65)$$

**TERMODINAMICKA EFIKASNOST**

$$\eta_{t;1} = \frac{P_{\text{turb};3} - P_{\text{kond};1} - P_{\text{nap};1}}{P_r} \quad (66)$$

**MAKSIMALNA ISKORISTIVOST**

$$\eta_{c;1} = 1 - \frac{T_7 + 273}{T_1 + 273} \quad (67)$$

**Arrays Table: Main**

Row	$T_i$ [C]	$s_i$ [kJ/kg-K]	$h_i$ [kJ/kg]	$p_i$ [MPa]	$\dot{m}_i$ [kg/s]	$P_{turb;i}$ [kW]	$P_{kond;i}$ [kW]	$P_{nap;i}$ [kW]
1	275	5,88	2777	5,946	462,9	121854	264,1	1450
2	240,9	5,88	2671	3,4	72,56	241365		
3	187,1	5,88	2485	1,178	38,31	363219		
4	275	6,945	2992	1,178	38,59			
5	241,6	6,945	2928	0,9				
6	120,2	6,945	2635	0,2				
7	57,72	6,945	2274	0,01793				
8	57,72	0,8025	241,6	0,01793				
9	57,72	0,8025	242,5	1,018				
10	120,2	1,53	504,7	0,2				
11	175,4	2,094	742,6	0,9				
12	240,9	2,71	1042	3,4				
13	240,9	2,71	1045	5,946				

Row	$\eta_{t;i}$	$\eta_{c;i}$
1	0,3615	0,3965
2		
3		
4		
5		
6		
7		
8		
9		
10		
11		
12		
13		

## SFRMODEL

**Equations**

$$T_1 = 500 \text{ [C]} \quad (1)$$

$$p_1 = 10 \quad (2)$$

$$p_7 = 0,008 \quad (3)$$

$$p_5 = 0,717 \quad (4)$$

$$p_6 = 0,1 \quad (5)$$

$$p_2 = 3,606 \quad (6)$$

$$p_3 = 2,767 \quad (7)$$

$$P_r = 1000000 \text{ [kW]} \quad (8)$$

**STANJE 1**

$$s_1 = s(\text{Steam}; T = T_1; P = p_1) \quad (9)$$

$$h_1 = h(\text{Steam}; T = T_1; s = s_1) \quad (10)$$

**STANJE 2**

$$s_2 = s_1 \quad (11)$$

$$h_2 = h(\text{Steam}; s = s_2; P = p_2) \quad (12)$$

$$T_2 = T(\text{Steam}; P = p_2; s = s_2) \quad (13)$$

**STANJE 3**

$$s_3 = s_1 \quad (14)$$

$$h_3 = h(\text{Steam}; P = p_3; s = s_3) \quad (15)$$

$$T_3 = T(\text{Steam}; s = s_3; P = p_3) \quad (16)$$

$$x_3 = x(\text{Steam}; T = T_3; h = h_3) \quad (17)$$

**STANJE 4**

$$T_4 = T_1 \quad (18)$$

$$p_4 = p_3 \quad (19)$$

$$h_4 = h(\text{Steam}; P = p_4; T = T_4) \quad (20)$$

$$s_4 = s(\text{Steam}; h = h_4; T = T_4) \quad (21)$$

**STANJE 5**

$$s_5 = s_4 \quad (22)$$

$$h_5 = h(\text{Steam}; s = s_5; P = p_5) \quad (23)$$

$$T_5 = T(\text{Steam}; h = h_5; P = p_5) \quad (24)$$

#### STANJE 6

$$s_6 = s_5 \quad (25)$$

$$h_6 = h(\text{Steam}; s = s_6; P = p_6) \quad (26)$$

$$T_6 = T(\text{Steam}; h = h_6; s = s_6) \quad (27)$$

#### STANJE 7

$$s_7 = s_4 \quad (28)$$

$$h_7 = h(\text{Steam}; P = p_7; s = s_7) \quad (29)$$

$$T_7 = T(\text{Steam}; s = s_7; h = h_7) \quad (30)$$

$$x_7 = x(\text{Steam}; T = T_7; h = h_7) \quad (31)$$

#### STANJE 8

$$p_8 = p_7 \quad (32)$$

$$h_8 = h(\text{Steam}; P = p_8; x = 0) \quad (33)$$

$$T_8 = T(\text{Steam}; P = p_8; x = 0) \quad (34)$$

$$s_8 = s(\text{Steam}; h = h_8; P = p_8) \quad (35)$$

#### STANJE 9

$$p_9 = p_8 + 1 \text{ [MPa]} \quad (36)$$

$$s_9 = s_8 \quad (37)$$

$$T_9 = T_8 \quad (38)$$

$$h_9 = h(\text{Steam}; P = p_9; T = T_9) \quad (39)$$

#### STANJE 10

$$T_{10} = T(\text{Steam}; x = 0; P = p_6) \quad (40)$$

$$p_{10} = P_{\text{sat}}(\text{Steam}; T = T_{10}) \quad (41)$$

$$h_{10} = h(\text{Steam}; x = 0; T = T_{10}) \quad (42)$$

$$s_{10} = s(\text{Steam}; h = h_{10}; P = p_{10}) \quad (43)$$

#### STANJE 11

$$T_{11} = T(\text{Steam}; x = 0; P = p_5) \quad (44)$$

$$p_{11} = P_{\text{sat}}(\text{Steam}; T = T_{11}) \quad (45)$$

$$h_{11} = h(\text{Steam}; x = 0; T = T_{11}) \quad (46)$$

$$s_{11} = s(\text{Steam}; h = h_{11}; P = p_{11}) \quad (47)$$

**STANJE 12**

$$T_{12} = T(\text{Steam}; x = 0; P = p_2) \quad (48)$$

$$p_{12} = P_{\text{sat}}(\text{Steam}; T = T_{12}) \quad (49)$$

$$h_{12} = h(\text{Steam}; x = 0; T = T_{12}) \quad (50)$$

$$s_{12} = s(\text{Steam}; h = h_{12}; P = p_{12}) \quad (51)$$

**STANJE 13**

$$s_{13} = s_{12} \quad (52)$$

$$p_{13} = p_1 \quad (53)$$

$$T_{13} = T_{12} \quad (54)$$

$$h_{13} = h(\text{Steam}; s = s_{13}; P = p_{13}) \quad (55)$$

**SNAGA REAKTROA**

$$P_r = \dot{m}_1 \cdot (h_1 - h_{13}) + (\dot{m}_1 - \dot{m}_2) \cdot (h_4 - h_3) \quad (56)$$

**BILANCA ENERGIJE-REGENERATIVNI GRIJAC 2**

$$\dot{m}_1 \cdot h_{13} = \dot{m}_2 \cdot h_2 + (\dot{m}_1 - \dot{m}_2) \cdot h_{11} \quad (57)$$

**BILANCA ENERGIJE-OTPLINJAC**

$$(\dot{m}_1 - \dot{m}_2 - \dot{m}_3) \cdot h_{10} + h_5 \cdot \dot{m}_3 = (\dot{m}_1 - \dot{m}_2) \cdot h_{11} \quad (58)$$

**BILANCA ENERGIJE-REGENERATIVNI GRIJAC 1**

$$\dot{m}_4 \cdot h_6 + (\dot{m}_1 - \dot{m}_2 - \dot{m}_3 - \dot{m}_4) \cdot h_9 = (\dot{m}_1 - \dot{m}_2 - \dot{m}_3) \cdot h_{10} \quad (59)$$

**SNAGA KONDENZATNE PUMPE**

$$P_{\text{kond};1} = (h_9 - h_8) \cdot (\dot{m}_1 - \dot{m}_2 - \dot{m}_3 - \dot{m}_4) \quad (60)$$

**SNAGA NAPOJNE PUMPE**

$$P_{\text{nap};1} = (h_{13} - h_{12}) \cdot \dot{m}_1 \quad (61)$$

**SNAGA VISOKOTLACNE TURBINE**

$$P_{\text{turb};1} = \dot{m}_1 \cdot h_1 - (\dot{m}_1 - \dot{m}_2) \cdot h_3 - \dot{m}_2 \cdot h_2 \quad (62)$$

**SNAGA NISKOTLACNE TURBINE**

$$P_{\text{turb};2} = (\dot{m}_1 - \dot{m}_2) \cdot h_4 - (\dot{m}_1 - \dot{m}_2 - \dot{m}_3 - \dot{m}_4) \cdot h_7 - \dot{m}_4 \cdot h_6 - \dot{m}_3 \cdot h_5 \quad (63)$$

**UKUPNA SNAGA TURBINE**

$$P_{\text{turb};3} = P_{\text{turb};1} + P_{\text{turb};2} \quad (64)$$

**TERMODINAMICKA EFIKASNOST**

$$\eta_{t;1} = \frac{P_{\text{turb};3} - P_{\text{kond};1} - P_{\text{nap};1}}{P_r} \quad (65)$$

**MAKSIMALNA ISKORISTIVOST**

$$\eta_{c;1} = 1 - \frac{T_7 + 273}{T_1 + 273} \quad (66)$$

**Arrays Table: Main**

Row	$T_i$ [C]	$s_i$ [kJ/kg-K]	$h_i$ [kJ/kg]	$p_i$ [MPa]	$\dot{m}_i$ [kg/s]	$P_{turb;i}$ [kW]	$P_{kond;i}$ [kW]	$P_{nap;i}$
1	500	6,599	3375	10	371,5	132557	222,9	2934
2	339	6,599	3075	3,606	57,06	335623		
3	302,6	6,599	3008	2,767	33,86	468180		
4	500	7,276	3460	2,767	27,59			
5	296,7	7,276	3052	0,717				
6	99,61	7,276	2644	0,1				
7	41,51	7,276	2277	0,008				
8	41,51	0,5925	173,8	0,008				
9	41,51	0,5925	174,7	1,008				
10	99,61	1,303	417,5	0,1				
11	165,9	2,001	701,2	0,717				
12	244,3	2,741	1058	3,606				
13	244,3	2,741	1066	10				

Row	$\eta_{t,i}$	$\eta_{c,i}$	$x_i$
1	0,465	0,5931	
2			
3			
4			
5			
6			
7			0,8754
8			
9			
10			
11			
12			
13			