



TALLINNA TEHNIKAÜLIKOOL  
MEHAANIKATEADUSKOND

Soojustehnika instituut

..... õppetool

ME/MH/MS/MT .....

*Kristjan Veber*

**NELJANDA PÕLVKONNA TUUMAREAKTORID**  
Bakalaureusetöö

Autor taotleb  
tehnikateaduste bakalaureuse  
akadeemilist kraadi

Tallinn  
2014

# AUTORIDEKLARATSIOON

Deklareerin, et käesolev lõputöö on minu iseseisva töö tulemus.

Esitatud materjalide põhjal ei ole varem akadeemilist kraadi taotletud.

Töös kasutatud kõik teiste autorite materjalid on varustatud vastavate viidetega.

Töö valmis..... juhendamisel

“.....” .....201...a.

Töö autor

..... allkiri

Töö vastab bakalaureusetööle esitatavatele nõuetele.

“.....” .....201...a.

Juhendaja

..... allkiri

Lubatud kaitsmisele.

..... õppekava kaitsmiskomisjoni esimees

“.....” .....201... a.

..... allkiri

## SISUKORD

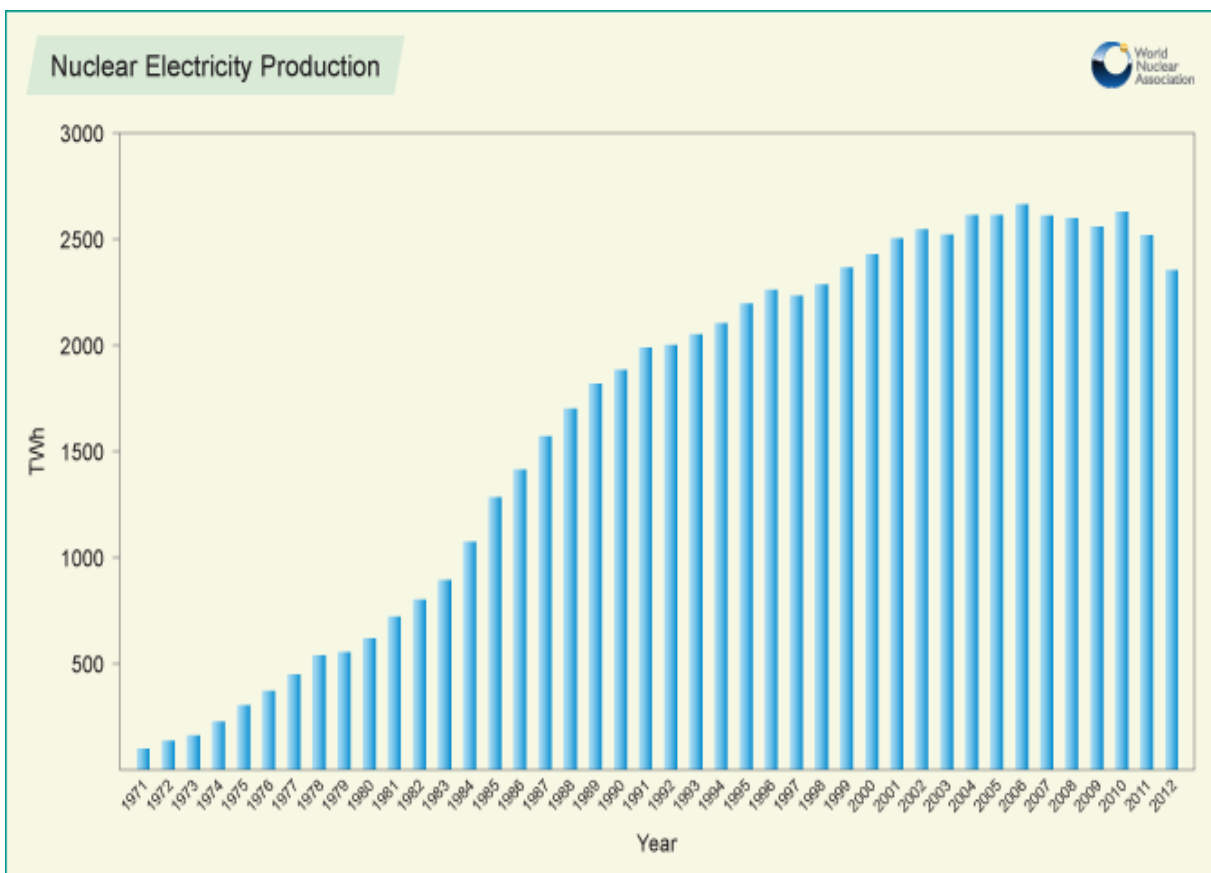
1. TUUMAJAAMAD .....	5
2. TUUMAREAKTORID TÄNAPÄEVAL.....	6
2.1PWR(Pressurised Water Reactors) ehk surveveereaktor .....	6
2.2 BWR(Boiling Water Reactors) ehk keevaveereaktor.....	8
2.3 PHWR(Pressurised Heavy Water Reactors) või CANDU( Canada Deuterium Uranium) ehk raskevee reaktorid.....	9
2.4 AGR(Advanced Gas-Cooled Reactor) ehk täiustatud gaasjahutusega reaktor.....	10
2.5 RBMK( Light Water Graphite-moderated Reactor) ehk kanaltüüpi reaktor .....	12
2.6 FNR(Fast Neutron Reactor) ehk kiiretel neutronitel töötav reaktor .....	13
3. TUUMAJAAMA TÄHTSAIMAD OSAD.....	15
3.1 Aurugeneraator .....	15
3.2 Korpus.....	15
3.3 Auruturbiin .....	15
3.4 Ohutussüsteemid .....	16
3.5 Kasutatud tuumkütuse hoidla .....	17
3.6 Aeglustid.....	18
3.7 Juhtvardad.....	18
4. TUUMKÜTUSED .....	19
4.1 Uraan .....	19
4.1.1Uraani maagi saamine .....	19
4.1.2 Uraani eraldamine maagist .....	20
4.1.3 Konversioon.....	20
4.1.4 Rikastamine .....	20
4.1.5 Tuumkütuse tootmine.....	21
4.1.6 Kasutatud kütus.....	21
4.2 Toorium .....	22
5. GENERATSIOON IV REAKTORID .....	24
5.1 GFR .....	26
5.2 MSR .....	27
5.3 SCWR .....	28

5.4 SFR .....	30
5.5 LFR .....	32
5.6 VHTR .....	33
6. GENERATSIOON IV ARENDAMISE OLUKORD TÄNAPÄEVAL .....	35
6.1 GFR .....	36
6.2 MSR .....	36
6.3 SCWR .....	37
6.4 SFR .....	38
6.5 LFR .....	39
6.6 VHTR .....	39
Kokkuvõte .....	41
Summary .....	42
Kasutatud kirjandus .....	43

# 1. TUUMAJAAMAD

Tuumaelektrijaam on soojuselektrijaam, mille soojusallikaks on tuumareaktor. Nagu kõigis soojuselektrijaamades, toodetakse ka tuumajaamas soojuse abil auru, mida kasutatakse generaatoriga ühendatud auruturbiinis elektri tootmiseks. 21 aprill 2014 seisuga on IAEA andmetel maailmas 30 riigis 435 töötavat elektri tootmises kasutatavat tuumareaktorit, koguvõimsusega üle 370,000 MWe. [20, 22, 25]

Tuumaenergia abil toodetakse 2014 aprill seisuga üle 11% maailma elektrist, täielikult süsihappegaasi heitmeteta. Ehitusel on veel ligi 70 reaktorit ja planeerimisjärgus veel 160, mis tõstaks tuumaenergia osakaalu üle poole võrra preagusega võrreldes. [21]

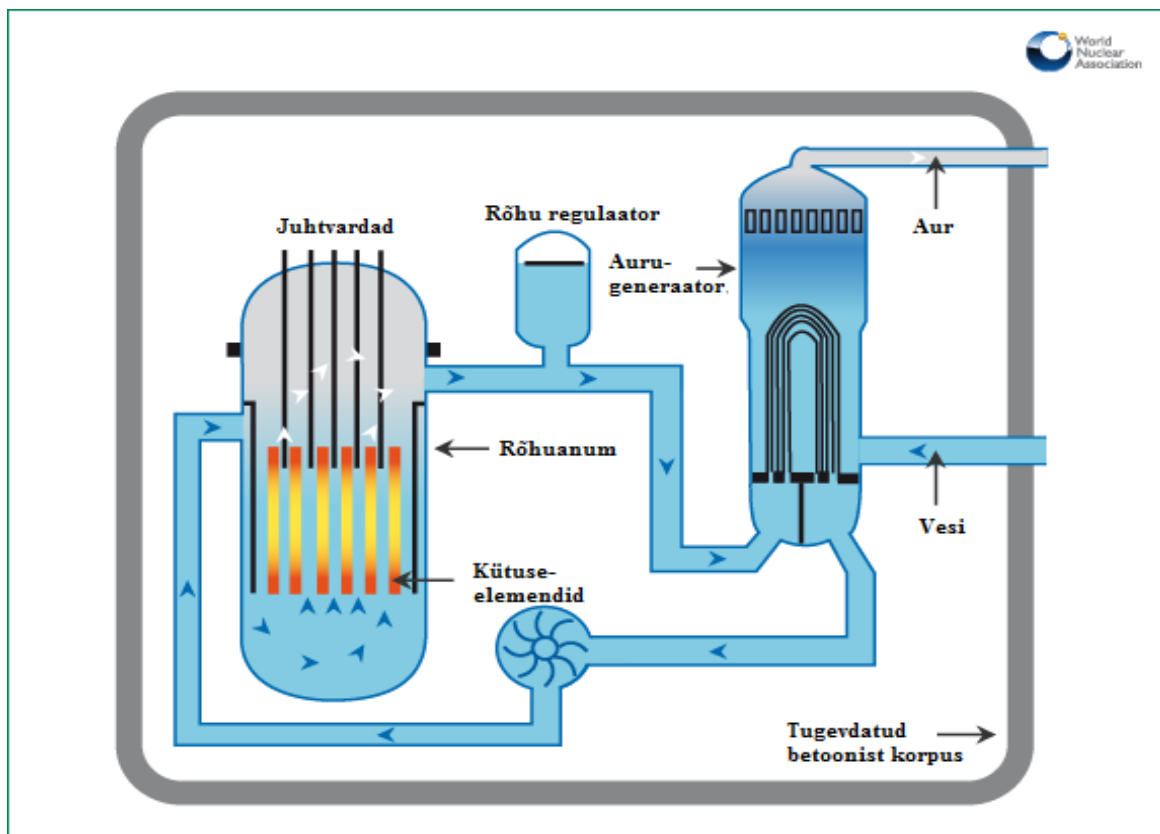


Tabel 1.1 Tuumaenergia tootmine läbi aastate. [21]

## 2. TUUMAREAKTORID TÄNAPÄEVAL

### 2.1 PWR (Pressurised Water Reactors) ehk surveveereaktor

Surveveereaktor on enamuses maailma tuumajaamades kasutatav reaktor ning levinud ka laevades ja algselt olidki need loodud allveelaevade energiaallikateks. Elektri jaamades kasutatavate reaktorite elektrivõimsus on vahemikus 300-1500 MWe. PWR- tüüpi reaktoris (sele 2.1) esimeses kontuuris pumbatakse vett kõrge rõhu all reaktori tuuma, kus see soojeneb reaktoris toimuva tuumalõhustumisel tekkiva soojuse arvel. Kuumutatud vesi voolab seejärel aurugeneraatorisse, kus see annab oma soojuse üle aurugeneraatori torusid ümbritsevale teisele kontuurile. Soojusvahetis vesi aurustub ning aur liigub edasi turbiini, kus soojusenergia muundatakse mehaaniliseks energiaks ja generaatoris elektrienergiaks. Auru kondensaat pumbatakse läbi regeneratiivsete soojusvahetite tagasi aurugeneraatorisse.



Sele 2.1. PWR skeem [23]

Tsentraalne komponent on paksuseinaline reaktorianum, milles paikneb tuum ning selle mehaanilised juhtvardad, koos vajalike toetusstruktuuridega, mis on eemaldatavad, et tagada

ligipääs ülevaastusteks ja hooldustöödeks. Valmistatud süsinikterasest ja kaetud roostevabast terasest, vähendamaks korrosiooni mõju.

PWR jaamas on kütus 200-300 varda suurustes kimpudes ning suurtes jaamades võib selliseid kimpe olla 150-250, kokku 80-100 tonni kütust (S.Kumar lk 183). Tuumas on kütuseüksused jaotatud kolme regiooni, efektiivsemaks kütusekasutuse jaoks. Kõik üksused on ühesugused, erinedes vaid rikastatuse poolest: Suurema rikastatusega väljapoole ja väiksema rikastatusega üksused paigaldatakse kindla süsteemi alusel sissepoole. Uue kütusega tuleb varustada tuuma iga 18-24 kuu tagant, vahetades välja ligi kolmandiku tuumast.

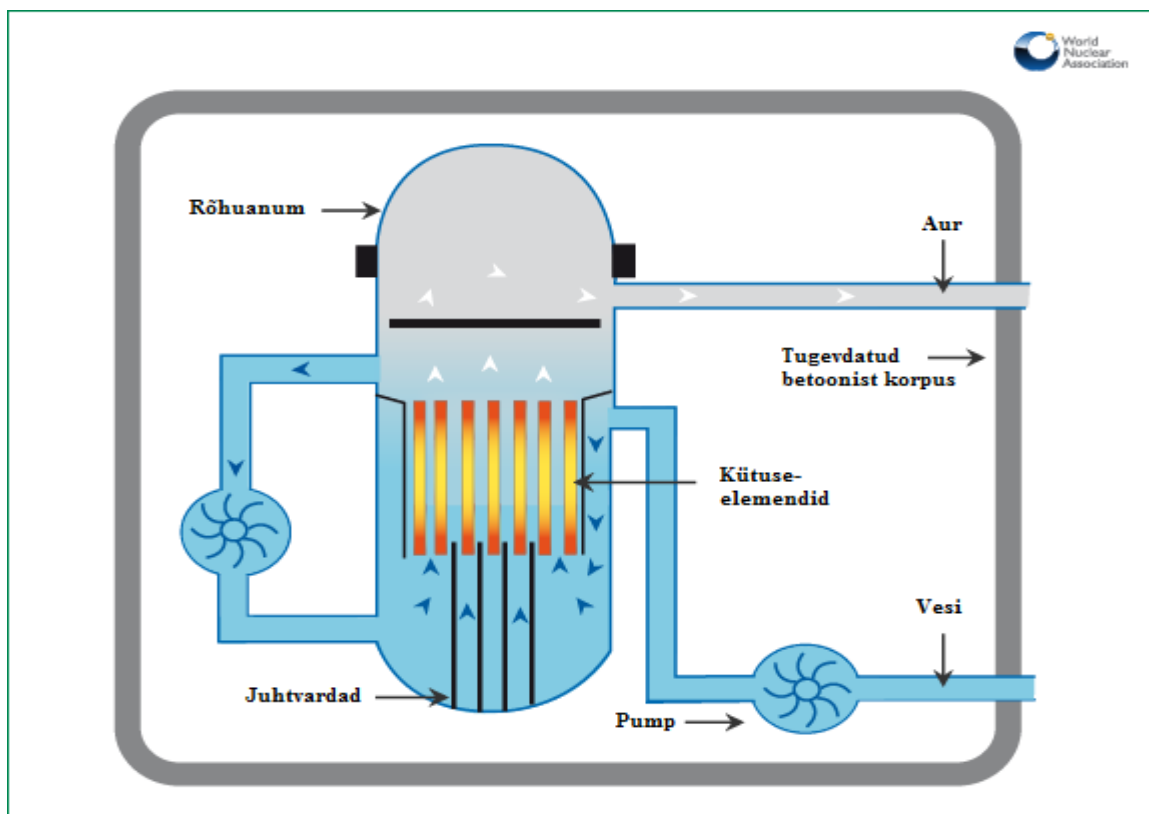
Broomi ja juhtvardaid kasutatakse, et säilitada süsteemi nõutud temperatuuri. Selleks, et vähendada võimsust, saab operaator sulgeda turbiini siibreid, et vähendada vajaminevat aurukogust, mis omakorda tõstab temperatuuri esimeses kontuuris. Kõrgem temperatuur vähendab võimsust ja aeglustab tuumalõhustumisi. Väiksemal võimsusel taastub süsteem töötemperatuurile. Operaator saab kontrollida töötemperatuuri broomhappe lisamisega esimesse kontuuri ja/või juhtvarraste liigutamisega.

Aeglustiks on PWR jaamas reaktori jahutamiseks kasutatav kerge vesi, lastes neutronitel korduvalt kokku põrgata vesiniku aatomitega, kaotavad need kiirust. Selline pörkamine toimub seda tõenäolisemalt, mida suurema tihedusega on vesi. Vee kasutamine aeglustina omab ka olulist rolli jaama ohutuses, sest vee temperatuuri tõusmisega vee tihedus väheneb ja vee molekulide vaheline kaugus suureneb, mis omakorda vähendab neutronite aeglustamise ulatust ja selle kaudu ka tuumareaktsioone. Seega kui reaktsioonide kiirus ületab normi, siis sellest tuleneva suurema vee temperatuuri tekkimise tõttu, väheneb neutronite aeglustuse ulatus ja reaktsioonide kiirus ning soojuse tootlikkus. Sellist omadust nimetatakse negatiivse temperatuuri koefitsendiks ja tänu sellele on PWR jaamad väga stabiilsed. [3, 18, 23, 28]

## 2.2 BWR(Boiling Water Reactors) ehk keevaveereaktor

Keevavee reaktorid on arvukuselt teisel kohal PWR tüüpi reaktorite kõrval. Seda tüüpi reaktoris ringleb vesi läbi reaktori tuuma, tootes küllastunud auru, mis eraldatakse retsirkulatsiooni veest, kuivatatakse reaktorianuma ülemises osas ja suunatakse auru turbiin-generaatorisse. Reaktoris toodetud aur on radioaktiivne. See on põhjustatud reaktoris tekkivast N16 isotoobist poolestusajaga on 7 sekundit ja seetõttu on reaktorianum radioaktiivne vaid tootmisprotsessi ajal.

Reaktori tuum koosneb kütusekoostudest ja juhtvarrastest, mis kõik paiknevad reaktorianumas ja on jahutatud retsirkuleeriva vee süsteemiga. Võimsust hoitakse või reguleeritakse liigutades juhtvardaid tuumas üles või alla. Veel on võimalik seda reguleerida muutes retsirkuleeriva vee voolukiirust läbi tuuma, muutmata seejuures juhtvarraste asukohta.



Sele 2.2. BWR skeem [23]

BWR jaam on ainuke kerge vee baasil jaam, mis kasutab juhtvarraste sisestamist alt poolt. Selline süsteem lubab kütuse vahetamist ilma juhtvarraste eemaldamiseta ja laseb katsetada juhtvarraste paigaldamissüsteeme lahtise reaktorianumaga.



Vesi hakkab keema tuumas ligikaudu 285 °C kraadi juures, tunduvalt väiksemal rõhul kui PWR jaamas (75 kordsel atmosfääri rõhul). Reaktor on konstrueeritud opereerima, nii et reaktori ülemises osas on kogu veest 12-15% aur.

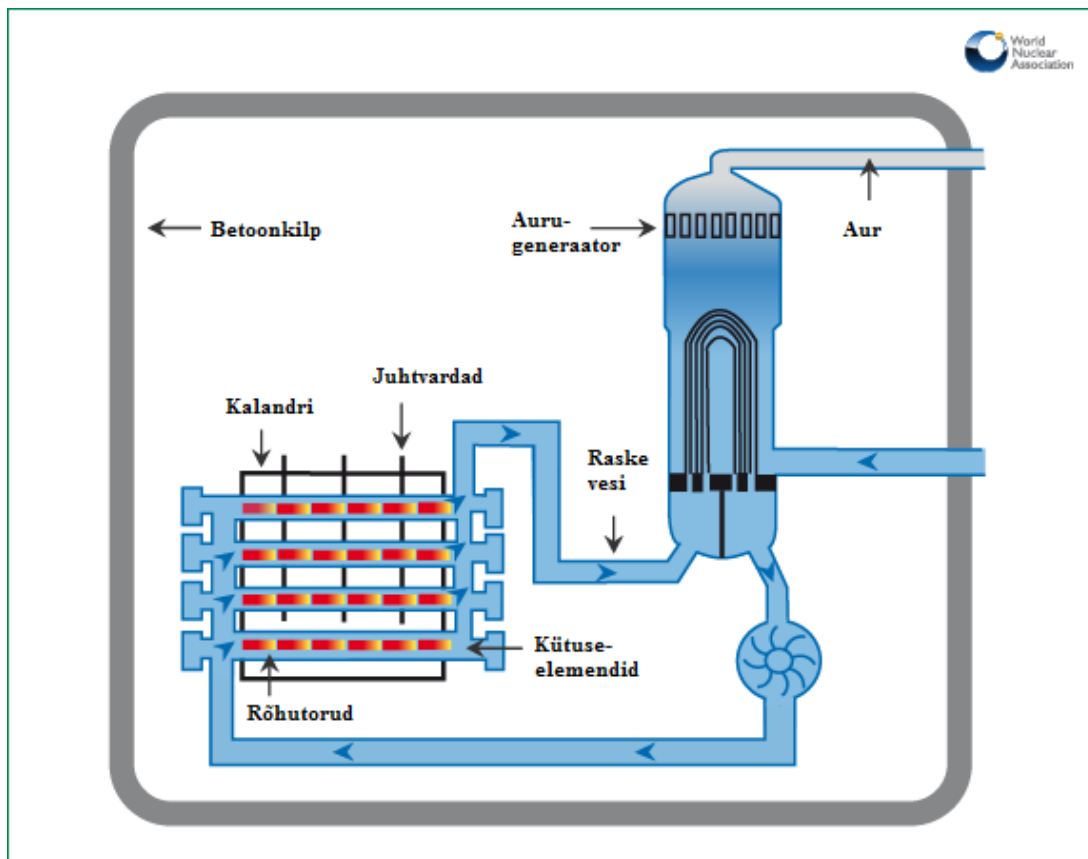
BWR jaamas on kütus 90-100 varda suurustes koostudes ning nende koostude arv võib ulatuda kuni 750-ni, hoides kokku kuni 140 tonni uraani. [4, 18, 23]

### **2.3 PHWR(Pressurised Heavy Water Reactors) või CANDU( Canada Deuterium Uranium) ehk raskevee reaktorid**

Tuumareaktor, mis kasutab loodusliku uraani kütusena ja rasket vett jahuti ja aeglustina. Raske vesi hoitakse suure rõhu all, et vältida keemist suurematel temperatuuridel ja töötab sarnaselt PWR tüüpi reaktorile. Raske vee kasutamine aga võimaldab kasutada kütusena rikastamata uraani, mis vähendab tunduvalt kütuse töötlemisest tulenevat kulu, kuid lisab kulu raske vee suure maksumuse tõttu.

Elektri tootmine käib PHWR's sarnaselt PWR'le: reaktorist toodetava soojuse arvel kuumutatakse esimeses kontuuris olevat rasket vett, mis ringleb läbi kanalite aurugeneraatorisse suletud süsteemis. Aurugeneraatoris toodetakse raske vee soojuse arvelt kerge vee auru, mida siis kasutatakse turbiin-generaatoris elektri tootmiseks.

CANDU jaamas puudub suurem kõrge rõhuga surveanum, mis ümbritseks reaktori tuuma koos jahutusveega. Kõrge rõhuga raske vesi ja kütusekoostud hoitakse lihtsasti toodetavates torudes, mida ümbritseb madala rõhuga anum. Seda anumata nimetatakse kalandriks ja selles asub enamuse aeglustist. Kalandrit läbivates kütusekanalites, on võimalik reaktorist välja võtta vana ja juurde lisada uut kütust ilma et peaks reaktorit seiskama. Üks masin annab kütust ühest kanali otsast sisse ja teine masin võtab äratöötanud kütuse teise kanali otsast välja. [12,18, 23]



Sele 2.3. PHWR skeem [23]

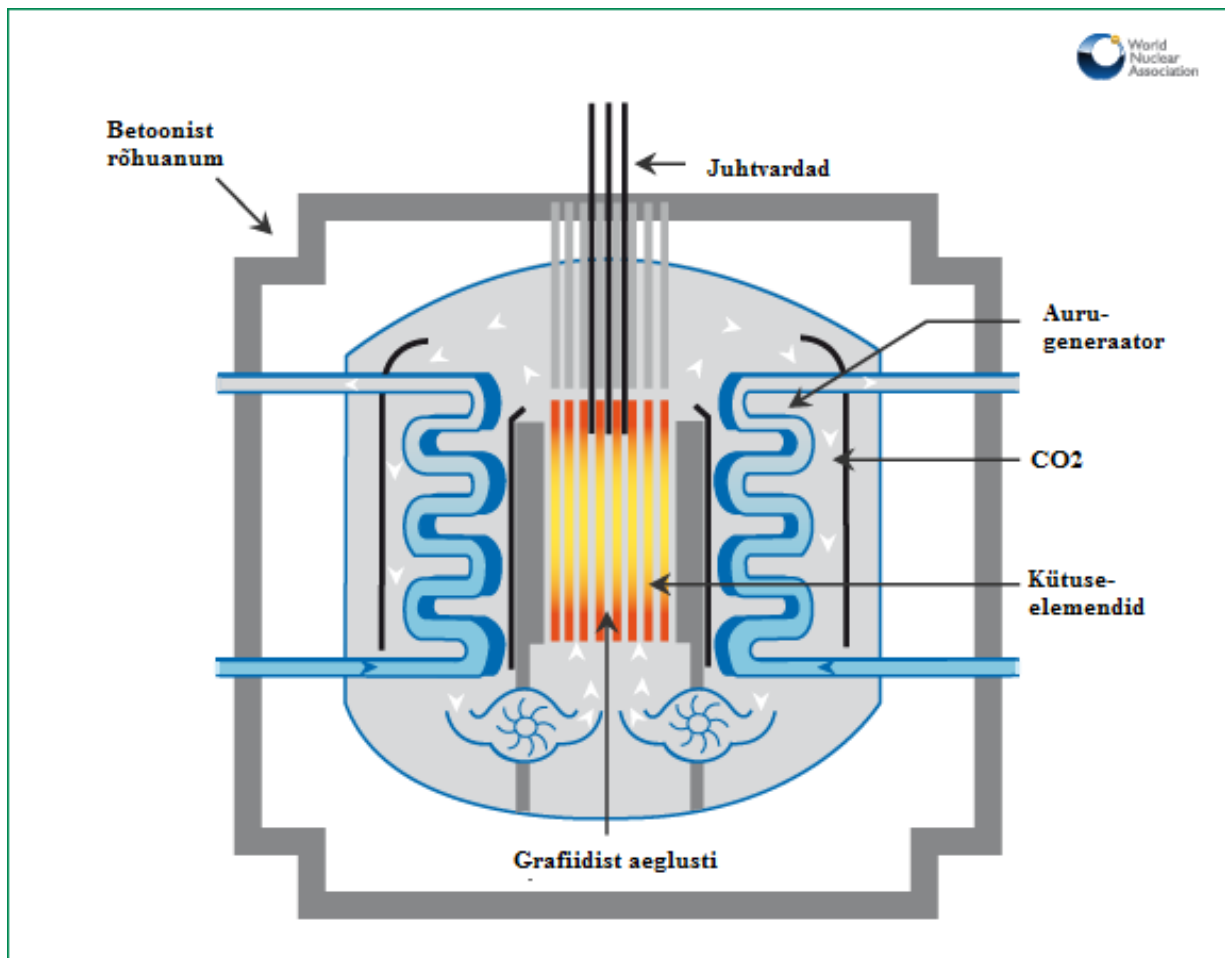
## 2.4 AGR(Advanced Gas-Cooled Reactor) ehk täiustatud gaasjahutusega reaktor

Välja töötatud selleks, et ületada nüüdseks kasutusest välja langenud Magnox reaktorite puudujääke, mis olid madal energiatihedus, rõhk ja töötemperatuur.

AGR kasutab jahutina CO<sub>2</sub> ning et saada suuremat jahuti rõhku ning temperatuuri, kui Magnox reaktorites, hakati kütusena kasutama uraanipelleteid, roostevabast terases torudes. Kütust rikastatakse ligi 2,3%-ni. Kütuse laadimiseks ei pea jaama välja lülitama ning kütuse kasutusefektiivsus on kuni 40%, mis on kõrgem kui kergvee reaktoritel.

AGR-d on ehitatud nii, et auru lõppparameetrid boileri kraani juures oleksid identsed tavalistes jaamades olevatele. Sellest tulenevalt, saab kasutada kütust põletavate soojuselektrijaamade jaoks konstrueeritud auruturbiine. Saavutamaks suuri temperatuure ja samal ajal tagades grafiitmüüritise pikka eluiga, kasutatakse osa reaktorisse sisenevat CO<sub>2</sub>-te alguses grafiidi jahutuseks enne kui see siseneb reaktori südamikku.

AGR-I on hea soojuslik kasutegur( toodetud elektri ja tarbitud soojuse suhe) umbes 41%, mis on kõrgem kui tavalistel nt PWR jaamadel, neil jääb see umbes 34% juurde. See on tingitud suurest jahuti temperatuurist, mis on umbes 640 °C, PWR jaamades jääb see 325 °C juurde.[1, 15, 23]

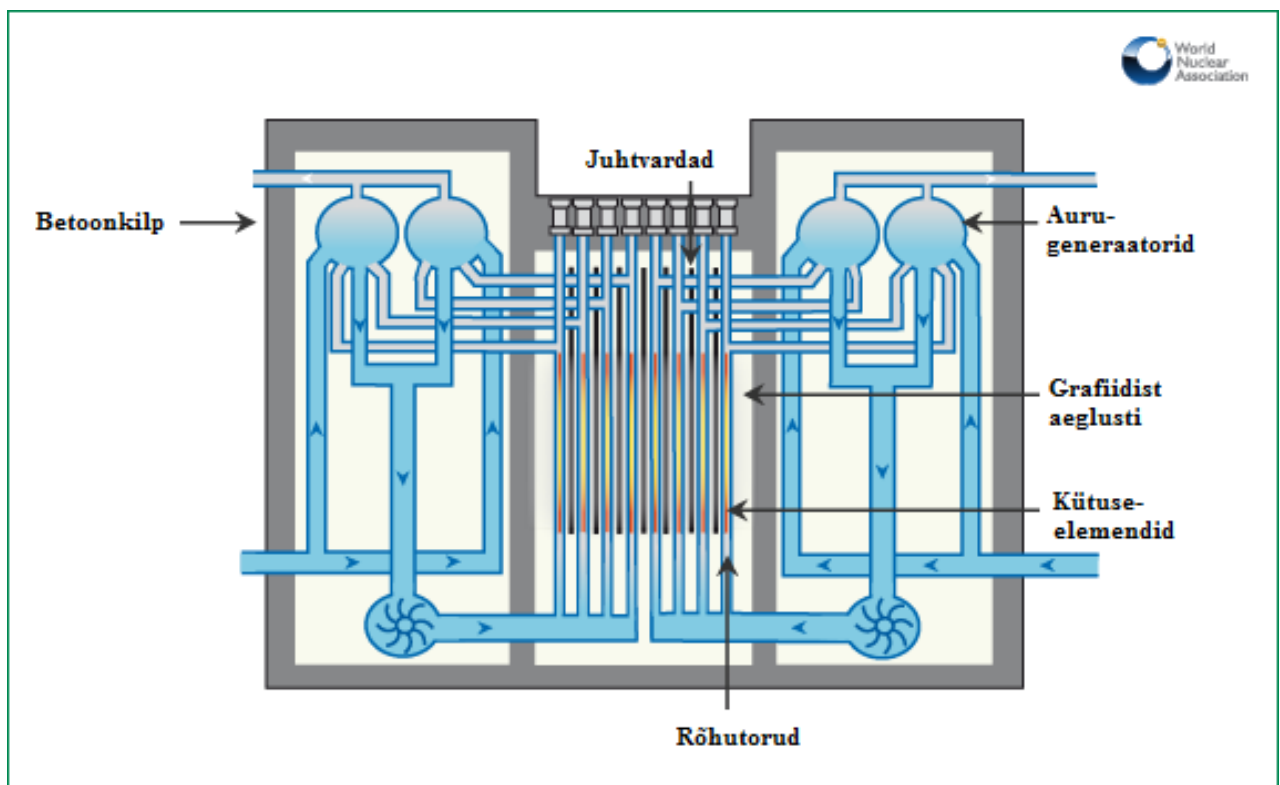


Sele 2.4. AGR skeem [23]

## 2.5 RBMK( Light Water Graphite-moderated Reactor) ehk kanaltüüpi reaktor

Varajane II põlvkonna reaktor ning vanim kommertsreaktor, mis veel kasutusel on. RBMK on arendatud plutooniumi tootvatest. Konstruksioon on optimeeritud kiirele ja lihtsale ehitusele, arvestamata sellega kaasnevate riskidega. Reaktorid võimaldavad toota suures koguses elektrit ja seda ainult neljandiku PHWR jaama maksumusega. Ohutuse tagamise eiramine aga, viis 1986 aasta Tšernobõli katastroofini, mis omakorda sundis teadlasi välja töötama lisaohutusmeetmeid jaamade kaitseks.

Aeglustina kasutatakse grafiiti. Reaktori tuum on valmistatud grafiitplokkidest, mille vahed on täidetud rõhu all oleva lämmastiku ja heeliumi seguga. Tuuma läbivad 7m pikkused vertikaalseid rõhu all olevad kütusekoostusi sisaldavad torud. Torudes voolab jahutusvesi ning reaktorist väljub niiske aur, mis suunatakse läbi separaatori turbiini. Selliste torude kasutamine võimaldas jaama konstruksioonist välja jätta surveanuma.



Sele 2.5. RBMK skeem [29]

Kütust on võimalik reaktoris vahetada reaktori töötamise ajal ja vahetamiskordadel vahetatakse välja kogu kanal koos kütusega. Tänu grafiitaeglusti kasutamisele on võimalik kasutada väikese rikastatusega, ligi 2%, kütust.

Üks olulisi omadusi RBMK'1 on selle positiivne tühimiktegur, mis tähendab, et reaktiivsus suureneb, mida rohkem tekib jahutis või aeglustis aurumulle, mis omakorda tähendab, et võimsus kasvab. Koos negatiivse kütuse temperatuuriteguriga on reaktor ebastabiilne ja keeruline kontrollida.[12, 29]

## **2.6 FNR(Fast Neutron Reactor) ehk kiiretel neutronitel töötav reaktor**

Kiiretel neutronitel töötaval reaktoril puudub aeglusti ning tuumade lõhustumine toimub täielikult kiirete neutronite abil. Kiirete neutronite kasutamine uraani lõhustamiseks on vähem efektiivne kui aeglaste neutronite kasutamine. Sellest tulenevalt on tavaliselt kütuseks sellises reaktoris plutoonium, mis lõhustub piisavalt ja pidevalt kiirete neutronitega. Kasutada saaks ka suhteliselt suure (20%) rikastusega uraani. Plutooniumi lõhustumisel tekib ligi neljandiku võrra rohkem neutroneid, mis tähendab, et neid on piisavalt et tagada tuumareaktsioonid ning samal ajal U-238 muundada Pu-239 ning kiired neutronid on sellises protsessis efektiivsemad ning seetõttu ei kasutatagi aeglustit. Jahutina kasutatakse vedelmetalli (naatrium, plii, plii-vismut) et vältida neutronide aeglustamist ning tagada väga hea soojusülekanne. Seega, kiires reaktoris „põletatakse“ ja toodetakse lõhustuvat plutooniumi, sest konversioonitegur võib ületada kiiretel neutronitel töötavates reaktorites 1, mis tavalistes reaktorites on ligi 0,6. See tähendab et uusi lõhustuvaid osakesi tekib rohkem juurde kui tarbitakse lõhustumisreaktsioonides.

Reaktoritel on kõrge võimsustihedus ning ning töötemperatuuriks on 500-600 °C atmosfääri rõhu lähedastel rõhkudel ning juhtvardad on tavaliselt valmistatud broom-karbiidist. Ühelt poolt on vedelmetalli kasutamine jahutina lihtsam kui survevee kasutamine, mis nõuab suure rõhu tõttu hoolikat konstruktsiooni, kuid teiselt poolt tuleb jälgida, et vedelmetall ei tekitaks keemilisi reaktsioone, näiteks naatrium-õhk või plii suur korrosioonivõime.

Kiiretel neutronitel töötaval reaktoritel on ka omapärane ohutussüsteem väga suure negatiivse temperatuuriteguri näol, mis tähendab, et reaktsioonide kiirus aeglustub, kui

temperatuur kasvab. Suurendatud huvi nende vastu on tekkinud ka nende võime tõttu „põletada“ aktiivide, mis laseks kasutada preagusel hetkel hoiustatud jäätmeid kütusena. [7]

## **3. TUUMAJAAMA TÄHTSAIMAD OSAD**

### **3.1 Aurugeneraator**

Soojusvahetid, mis toodavad küllastunud veeauru rõhul 7-8 MPa, reaktoris eralduva soojust arvel, mis edasi läheb turbiini. Tööstuslike jaamade generaatorid võivad ulatuda 21m kõrguseks ja kaaluda kuni 800 tonni. Igas aurugeneraatoris on vahemikus 3,000 – 16,000 toru, läbimõõduga ligikaudu 1,9cm. Aurugeneraator ei esine kõikides tuumajaamades (ainult PWR).

Reaktorist tulev vesi siseneb ja väljub aurugeneraatorist alt, aurugeneraatori torusid läbiv vesi kuumutab torude vahel olevas mahus teise kontuuri soojuskandjat – vesi-aur, mis juhitakse turbiini, et toota elektrit.

Selline soojuskandjate eraldamine täidab ka olulist rolli jaama ohutuse tagamisel, eraldades radioaktiivsed ja mitteradioaktiivsed jaama osad. Seetõttu on väga oluline tagada kanalite töökorras hoidmine, et takistada radioaktiivse jahutusvee pääsemist teistesse jaama osadesse. [12]

### **3.2 Korpus**

Tavaliselt terasest või pliist konstruktsioon, mis ümbritseb reaktorit. Korpus on viimane kaitsekiht radioaktiivse lekke eest.

Hoone on tavaliselt õhutiheda konstruktsiooniga ja see ümbritseb reaktorit. Metall on kas iseseisev või kinnitatud tsemendist raketikilbi külge. Õnnetuseohutuse seisukohalt, on see mõeldud lühiajalise ohutuse tagamiseks auru kondenseerimise või hoidmise näol. [5,15]

### **3.3 Auruturbiin**

Auruturbiini eesmärgiks on muundada auru sisalduv soojus mehaaniliseks energiaks. Turbiini hoone on tavaliselt eraldatud reaktori hoonest, selline konstruktsioon kaitseb reaktorit turbiini purunemisel tekkiva lendava rüüsi eest. Tuumareaktori turbiin erineb orgaanilisi kütuseid põletavate elektrijaamade turbiinidest (välja arvatud AGR puhul), sest tuumajaamas genereeritud aur on madalamate parameetritega. Kasutusel on turbiinid, milles saab kasutada niiskemat auru [22]

### **3.4 Ohutussüsteemid**

Ohutussüsteemidel on 3 põhilist tööülesannet: Peatada reaktor, hoida seda peatatud olekus ning hoida ära radioaktiivse materjali levikut keskkonda.



Jagunevad need:

- Reaktori kaitse süsteemid – Peatab koheselt tuumareaktsioonid, kas kontrollvarraste või neutroneid neelava vedeliku sisestamisega tuuma.
- Toitevee süsteem – Tagab vee ringluse, mis jahutab eelkõige reaktorit, jaama soojusvaheteid ja muid töötavaid elemente.
- Hädaolukorra reaktori südamikujahutussüsteem – Tagab jaama varustatuse piisava suure koguse jahutiga(üldjuhul veega), põhisüsteemide rikke korral. Üldiselt on ühes jaamas mitu erinevat sellist üksust, millel igaljuhul on piisav jahutusvõimsus, et tagada reaktori ohutu peatamine.
- Varuelekttrisüsteem – Ülesandeks on tagada jaama varustus elektriga, juhtudel kui jaamas toimub põhivõrgust elektri varustuse katkemine.

Eristatakse ka passiivseid ja aktiivseid süsteeme. Aktiivsed süsteemid nõuavad töötamiseks kas energiavarustust, personali, jahutusvee olemasolu või arvutit. Nende süsteemide töö sõltub teiste seadmete tööst. Passiivsetel süsteemidel ei sõltu töötamine teistest seadmetest ja süsteemidest. Aluseks on looduslikud füüsikalised nähtused nagu gravitatsioon ja rõhkude vahe.

Vee baasil jaamades on kõigil olemas oma passiivne ohutussüsteem ringleva vee näol: reaktori võimsuse kasvades ringlev vesi hakkab aurustuma, aurus neutronite aeglustamine pidurdub ja sellest tulenevalt võimsus omakorda langeb. [2, 24, 26, 27]

### **3.5 Kasutatud tuumkütuse hoidla**

Kasutatud tuumkütust võib hoiustada kahel erineval moel:

- 1) Kasutatud kütuse basseinides – Kütus ladustatakse vähemalt 6m kõrguse veekihi all, mis tagab piisava kaitse kiirguse eest basseini ümbruses. Vesi tagab ka varraste jahutamise. Kütus transporditakse sinna otse reaktorist kanalite kaudu, et tagada töötajate ohutus kogu protsessi vältel. [2, 31]
- 2) Kuivas konteineris hoiustamine – Kasutatakse kütuse hoiustamiseks, mis on vähemalt üks aasta juba jahtunud basseinis. Kütust ümbritseb inertne gaas, tavaliselt terasest silindris, mis on kinni keevitatud või kokku kruvitud. Terassilinder tagab lekkekindla hoidla kasutatud kütusele. Igat silindrit ümbritseb veel üks kiht terast, betooni või muud materjali, et kaitseda ümbritsevaid inimesi radiatsiooni eest. Jahutamine toimub ümbritseva õhuga vabakonvektsiooni teel. [6]

### 3.6 Aeglustid

Aeglustite abil toimub tuumalõhustumisel vabanevate kiirete neutronite energia vähendamine ehk nende aeglustamine. Otstarbekas aeglusti oleks väikese aatommassi ja suure tihedusega aine. Soovitavad aeglusti omadused:

- Neutronite väike neelamine
- Hea aeglustusvõime
- Kiirgus- ja korrosioonikindlus
- Odav tooraine, tootmine ja paigaldamine

Levinuim kasutusel olev aeglusti on vesi (75% kogu jaamadest), oma heade füüsikaliste omaduste ja odavuse tõttu, kuid kasutatakse ka raskevett (5%), töödeldud grafiiti (20%) ja berülliumi, viimast küll kasutatakse oma suure maksumuse tõttu ainult uurimisreaktorites. [2,3, 12, 26]

### 3.7 Juhtvardad

Reaktori südamikus liigutatavad vardad, millel on suur võime neutroneid neelata, ilma et nad ise reageerima hakkaksid. Kiiretel või aeglastel neutronitel töötavatel reaktoritel on erinevad juhtvardad. Juhtvarraste liigutamisega kontrollitakse reaktori töörežiimi ja hoitakse võimsust nõutaval tasemel. Varraste neeldumisvõime suureneb, mida sügavamale reaktori tuuma neid sisestatakse ning reaktori võimsus sellega väheneb. Juhtvardaid kasutatakse komplektide kaupa, tavaliselt 20 varda üksustena. Varraste ehitusmaterjalideks on boorteras, hõbe, indium, kaadmium, koobalt, erbium, euroopium, samaarium, gadoliinium ning nende erinevad sulamid. [12, 13, 26]

## 4. TUUMKÜTUSED

### 4.1 Uraan

Uraan on väheselt radioaktiivne, hõbevalge läikiv raskemetall, mida leidub kogu maakoore ulatuses. Uraani leidub ligi 500 korda rohkem kui kulda ja on umbes sama haruldane kui tina. Seda sisaldub enamus kivimites ja muldades, samuti ka paljudes jõgedes ja merevees. Näiteks on uraani sisaldus graniidis umbes 4 ppm ja graniit moodustab ligi 60% kogu maa koorest. Väetistes võib uraani sisaldus olla kuni 400 ppm ja osades söe hoidlates võib uraani sisaldus olla kuni 100 ppm. [26, 33]

Tabel 4.1 Uraanivarud [33]

	Tonni
Austraalia	1 661 000
Kasasthan	629 000
Venemaa	487 200
Kanada	468 700
Nigeeria	421 000
Lõuna-Aafrika	279 100
Brasiilia	276 700
Namiibia	261 000
USA	207 400
Hiina	166 100
Ukraina	119 600
Usbekistan	96 200
Mongoolia	55 700
Jordan	33 800
Muud	164 000
Maailmas kokku	<b>5 327 200</b>

#### 4.1.1 Uraani maagi saamine

Uraani maagi saamine toimub läbi kaevandamise või leostumise kasutamisega.

Kaevandused võivad olla ava- või allmaakaevandused, vastavalt maagi asukoha sügavusele, katendist ja lasundi kontsentratsioonist. Allmaakaevandusi kaevandusi luuakse

tavaliselt alles siis, kui maak asub üle 120m sügavusel. Avakaevandused peavad olema mõne võrra suuremad kui maagi leiuala, et takistada varingute tekkimist ja rikuvad suuremas ulatuses maastikku, kuid allmaakaevanduste korral maastikku jääb enamuses puutumata.

Järjest rohkem uraani saadakse tänapäeval ISL (*in situ leaching*) kasutades, mis kujutab endast oksüdeeritud vee läbilaskmist maagist, mis on väikesteks tükkideks jahvatatud, et uraan pinnale tuua, kuid võib ka kasutada ka kergelt aluselisi või happelisi lahuseid. Sellist meetodit kasutades, saab otse uraanikaevandusest uraani kätte jättes vahele etapi „uraani eraldamine maagist“. [19, 26, 33, 35]

#### **4.1.2 Uraani eraldamine maagist**

Kaevandatud maak purustatakse ja sellest eraldatakse uraan tugevas happelises või aluselises lahuses. Sellest sadestatakse välja  $U_3O_8$ , mis kuivatatakse, kuumutatakse ja pakendatakse, tavaliselt 200 liitristesse üksustesse. Maagist järele jäänud saadused (radioaktiivsus ja raskemetallid põhiliselt) jäävad kaevandus- ja eraldusjäätmetesse, mis tuleb isoleerida keskkonnast ja ohutult ladustada. [19, 26, 33, 35]

#### **4.1.3 Konversioon**

Uraanimaagist eraldatav  $U_3O_8$  ei ole koheselt kasutatav tuumkütusena reaktoris. Edasist töötlust on veel vaja, olenevalt reaktori tüübist:

- HWR puhul  $U_3O_8$  muundatakse uraandioksiidiks  $UO_2$ , mida saab kütusena kohe kasutada.
- PWR puhul tuleb  $U_3O_8$  esmalt muundada uraanheksafluoriidiks  $UF_6$ , sest kütust on vaja rikastada ning selleks on oluline et uraan oleks gaasilises olekus. [26]

#### **4.1.4 Rikastamine**

Looduslik uraan koosneb põhiliselt kahest isotoobist: U-235 ja U-238. Rikastamine on protsess, kus suurendatakse U-235 osakaalu U-238 suhtes ja eristatakse erinevaid rikastusastmeid:

- Nõrgalt rikastatud (slightly enriched uranium - SEU) – Toodetakse raskeveereaktoritele, kus U-235 kontsentratsioon on 0,9-2,0%
- Väherikastatud (low enriched uranium – LEU) – Uraanis on põhiisotoobi U-235 kontsentratsioon <20%. Sellist kütust kasutatakse põhiliselt PWR tüüpi reaktorites, mille jaoks on vaja isotoobi U-235 kontsentratsiooni 3,5-5%-ni. Selleks peab üle 85% U-238 isotoobist segust eemaldama.

- Paljurikastatud (high enriched uranium – HEU) – Isotoobi U-235 kontsentratsioon üle 20% ja sellise rikastusastmega uraani kasutatakse kiirete neutronitega reaktorites.

Laialdast kasutust tööstuslikus raames on leidnud kaks rikastamismeetodit: gaasdifusioon- ja tsentrifugaalmeetod, mõlemad kasutavad ära molekulide füüsikalisi omadusi, nimelt isotoopide 1,26%-list massierinevust, et eraldada isotoobid üksteisest. [26]

#### **4.1.5 Tuumkütuse tootmine**

Kütuse tootmisprotsess koosneb järgmistest etappidest:

- Materjalide tootmine, eeskätt tsirkooniumisulamid ja komponendid varraste tarbeks, nagu torude katted ja struktuurosad.
- Pulbrite ( $UO_2$  või  $UO_2$  ja  $PuO_2$ ) ettevalmistamine, kaasa arvatud pulbrid, mis on saadud eelnevast tootmisest.
- Pelletite tootmine: silindriliste pelletite vormimine ja nende paagutamine ning lõpptulemusena keraamiliste tablettide saamine
- Varraste valmistamine: tablettide paigaldamine ja varraste tihendamine.
- Kütusevardakoostude valmistamine ja ladustamine.

Kütusepelletite ja muude komponentide dimensioone ja vastavust füüsikalistele ja keemilistele kriteeriumitele kontrollitakse väga hoolikalt, et tagada kütusevardakoostude ühtlased omadused. [26]

#### **4.1.6 Kasutatud kütus**

Kütust eemaldatakse 12-24 kuu tagant reaktorist, kuid peale eemaldamist kiirgab see soojust ja radiatsiooni veel edasi. Kasutatud kütus tuleb seetõttu koheselt ladustada hoidlasse - kasutatud kütuse basseini, kus selle radiatsiooni tase saab langeda ning jääksoojus neeldub vees. Lõpuks aga peab kütust kas ümbertöötleva või ettevalmistama hoiulepanekuks radioaktiivsete jäätmete hoidlasse. [19, 26, 33, 35]

## 4.2 Toorium

Omadused:

- Leidub looduses rohkem kui uraani.
- Ei ole iseenesest lõhustuv, saab kasutada kütusena vaid koos lõhustuva materjaliga.
- Tooriumikütusest saab reaktoris toota lõhustuvat Uraan-233, mida kasutatakse kütusena.
- Sulasoolareaktorile väga sobilik, sest puudub vajadus tavalisele kütuse tootmisprotsessile.

Tabel 4.2 Tooriumivarud [36]

	Tonni
India	846 000
Türgi	744 000
Brasiilia	606 000
Austraalia	521 000
USA	434 000
Egiptus	380 000
Norra	320 000
Venetsueela	300 000
Kanada	172 000
Venemaa	155 000
Lõuna-Aafrika	148 000
Hiina	100 000
Gröönimaa	86 000
Soome	60 000
Rootsi	50 000
Kasashtan	50 000
Muud riigid	413 000
<b>Maailmas kokku</b>	<b>5 385 000</b>

Toorium on looduslikult leiduv, väheselt radioaktiivne metall. Tooriumi leidub vähestes kogustes muldades ja kivimites, kus seda on ligi 3 korda rohkem kui uraani. Muldades leidub keskmiselt 6 ppm. Looduses leidub seda ainult ühe isotoobi kujul: Th-232, millel on väga pikk pooldumisaeg. Värvuselt on toorium puhtal kujul hõbedane-valge ja säilitab oma sära mitmeid kuid, aga hapnikuga kokkupuutel tuhmub aeglaselt, muutudes halliks ning lõpuks mustaks. Et toorium ei ole iseenesest lõhustuv, ei saa seda ka otse kütusena kasutada, mistõttu on vaja kasutada lõhustuvat elementi, mis tagaks ahelreaktsioonid( vabade neutronite voo). Olemasolevad võimalused selleks preagu on kasutada U-233, U-235 või Pu-239, kuid ühtki nendest pole kerge saada.Võimalik on kasutada tooriumi, et toota rohkem lõhustuvat materjali, kui nad reaktsioonides tarbivad. Selleks tuleb kasutada erilisi brüiderreaktoreid. [36]

## 5. GENERATSIOON IV REAKTORID

Tuumaenergia arendamine on toimunud üldiselt võttes 3 faasis, esialgsete prototüüpreaktorite välja arendamine (generatsioon I), mis leidis aset 1950-1960-ndatel, tööstuslike reaktorite (generatsioon II) ehitamine ja projekteerimine, mis leidis aset 1970-1980-ndatel ning arenenud kergveereaktorite väljatöötamine (generatsioon III), mis leidis aset 1990-ndatel.

Varajasemad reaktoritüübid on näidanud tuumaenergia kasutusvõimalust, kuid et selle täielikku ponsensiaali ära kasutada, peab lahendama teatud probleemid: Avalikkuse mure jaamade ohutuse üle peale Three Mile Island'i ja Tšernobõli õnnetusi ning et jaamad võivad jääda terrorirünnakute sihtmärkideks, suur kapitali maksumus, probleemid jäätmete kogunemise ja nende võimaliku kasutamisega relvanduses.

Nendele probleemidele ja ka tuumaenergeetika edasise arendamise jaoks, nii USA-s kui mujal maailmas, hakati 2001. aastal arendama välja uusi reaktoritüüpe, üldnimetusega IV generatsiooni reaktorid. Eesmärgiks oli välja töötada mitmeid erinevaid reaktoreid rahvusvaheliseks kasutuseks enne 2030 aastat. Liikumist algatas USA energeetikaministeerium, kuid sellest võtavad osa 13 riiki üle maailma, loodi oranisatsiooni „Generatsioon IV rahvusvaheline foorum“ (GIF)

GIF kasutas kolmesammulist plaani, leidmaks kõige lubavamad reaktori disainid edasiarenduseks:

- 1) Püstitada uute reaktorite süsteemide eesmärgid
- 2) Üles kutsuma spetsialiste üle maailma välja töötama reaktoreid, mis oleksid vastavuses seatud eesmärkidega
- 3) Hinnata erinevaid kontseptsioone ja valida nende seast kõige paljutöötavamad kandidaadid ning need välja arendada.

Reaktorite süsteemidele seatud eesmärgid olid:

- 1) Jätkusuutlikkus-1. IV põlvkonna tuumaenergia süsteemid võimaldavad jätkusuutlikku energia tootmist, mis ei saasta õhku ning toovad esile jaama pikka eluiga ning kütuse efektiivset kasutamist ülemaailmseks energitootmiseks.
- 2) Jätkusuutlikkus-2. IV põlvkonna tuumaenergia süsteemid vähendavad tekkivate jäätmete kogust ning haldavad neid ohutult nii inimestele kui loodusele.



- 3) Ekonoomsus-1. IV põlvkonna tuumaenergia süsteemid omavad kindlat eluea hinnaelist võrreldes teiste energialiikidega.
- 4) Ekonoomsus-2. IV põlvkonna tuumaenergia süsteemid omavad võrreldavat finantsriski teiste energialiikide projektidega.
- 5) Ohutus ja usaldusväarsus-1. IV põlvkonna tuumaenergia süsteemid paistavad silma oma ohutuse ja usaldusväarsusega.
- 6) Ohutus ja usaldusväarsus-2. IV põlvkonna tuumaenergia süsteemidel on väga väike tõenäosus saada reaktori südamikuhahjustusi, ning nende ulatus on väga väike.
- 7) Ohutus ja usaldusväarsus-3. IV põlvkonna tuumaenergia süsteemid eemaldavad vajaduse hädaohuga tegelemiseks väljaspool jaama.
- 8) Tuumarelvade leviku tõkestamine ja füüsiline kaitse-1. IV põlvkonna tuumaenergia süsteemid suurendavad kindlust, et nad on kõige halvem viis saamiseks endale tuumarelvade jaoks kasutatavaid materjale ning tagama suurendatud kaitse terrorirünnakute vastu.

130 IV põlvkonna kandidaati hinnati GIF poolt ning nendest valiti välja edasiseks arendustöök 6:

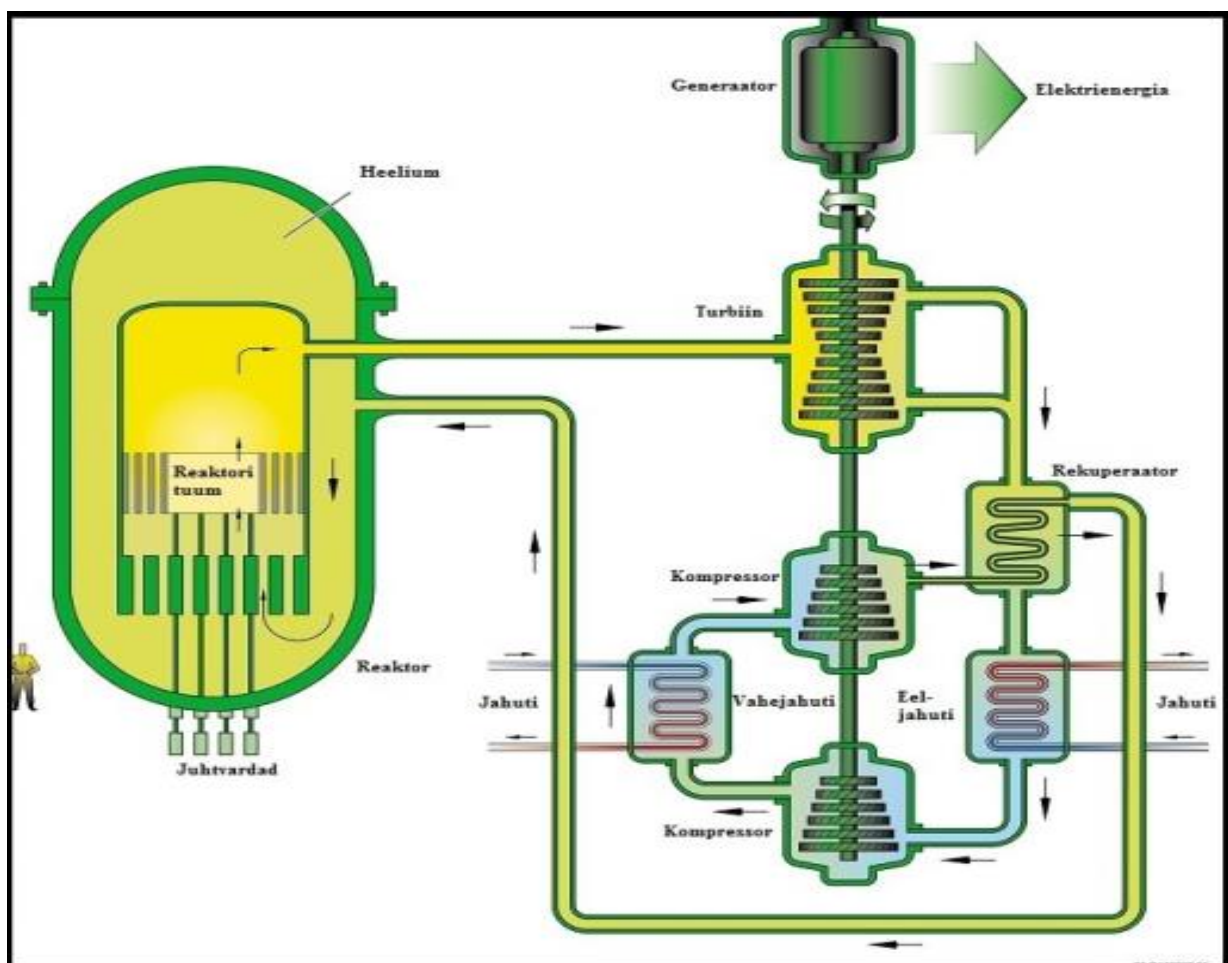
- GFR(Gas-Cooled Fast Reactor) – Gaasjahutusega kiiretel neutronitel töötav reaktor
- VHTR(Very-High-Temperature Reactor) – Väga kõrgel temperatuuril reaktor
- SCWR(Supercritical-Water-Cooled Reactor) – Ülekriitilise vesijahutusega reaktor
- SFR(Sodium-Cooled Fast Reactor) – Naatriumi jahutusega kiiretel neutronitel töötav reaktor
- LFR(Lead-Cooled Fast Reactor) – Plii jahutusega kiiretel neutronitel töötav reaktor
- MSR(Molten Salts Reactor) – Sulasoolade Reaktor [3, 9, 18]

## 5.1 GFR

GFR on kiiretel neutronitel töötav reaktor, mis kasutab põhilise jahutina heeliumi. Konstrueeritud töötama kõrgetel jahuti temperatuuridel, võimaldades sellega suure efektiivsusega toota elektrit või vesinikku suletud kütsetsükliis.

GFR kombineerib kiiretel neutronitel töötavate jaamade eelised efektiivselt kütust kasutada ja minimaalselt tekitada jäätmeid( kütuse ümbertöötlemise ja aktiniidide lõhustumisega) koos kõrgetel temperatuuridel töötavate jaamade eelistega omada suurt soojuslikku kasutegurit ja võimalust kasutada toodetud soojust tööstuslikel eesmärkidel näiteks toota vesinikku.

Elektri tootmisel kasutatakse otsest Braytoni ringprotsessi, kus heelium liigub reaktori südamikust kõrgetemperatuurilisse gaasiturbiini, mis on ühendatud elektrigeneraatoriga. Alternatiivsetes konstruktsioonides võib kasutada heeliumi, et toota vesinikku, rakendades selleks termokeemilisi protsesse või kõrgetemperatuurilist elektrolüüsi, või kasutada muudes kõrgetemperatuurilistes soojussüsteemides.



Sele 5.1 GFR skeem [8]

IV põlvkonna eesmärkidele vastavus:

Kiiretel neutronitel töötamine, efektiivne aktiniidide käitlemine ning kütusetsükli sulgemise võimalikkus, annab kõrged tulemused jätkusuutlikkuse kriteeriumitele. Heeliumi kasutamine jahutina ning kõrged kasutegurid loovad aluse ohutuse ja ekonomisuse kriteeriumite täitmiseks. Vähendamaks pommide tootmise võimalikkust ja suurendamaks kaitset rünnakute eest, kasutab GFR aktiniidide taaskasutamist kohapealsete kütuse töötlemise asutustega, mis lubab enamus ohtlikke materjale jätta jaama koha peale. [8, 10, 18 ]

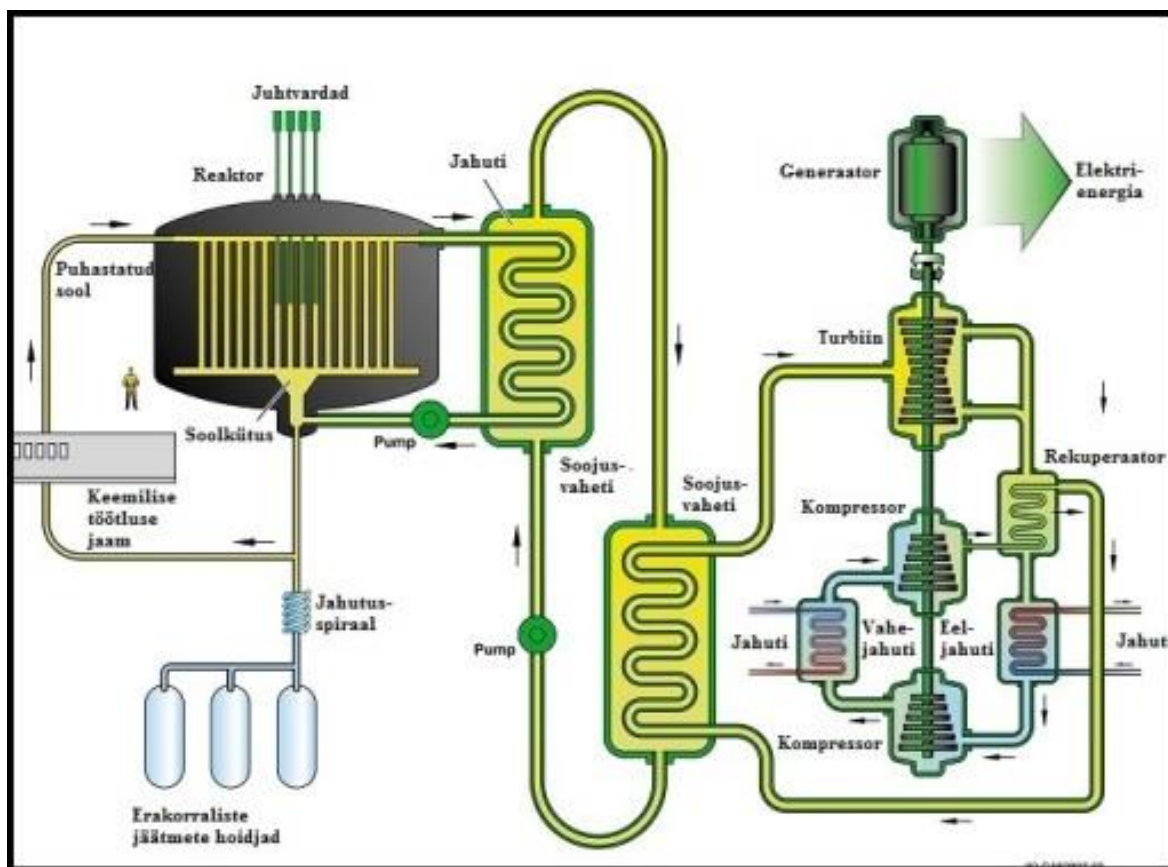
## **5.2 MSR**

MSR tootlikkus põhineb sulasoola ja kütuse segu ringluses läbi grafiitist südamik kanalite. Toodetud soojus, segu läbimisel grafiidist südamik kanalites, kantakse üle sekundaarsesse süsteemi läbi keskmise soojusvaheti ning siis veel ühest soojusvahetist edasi elektri/soojuse tootmise süsteemi. Ringlev jahuti koosneb naatriumi, uraani, tsirkooniumi fluoriidide segust. Suletud kütusetsükli saab näiteks plutooniumi ja/või aktiniidide efektiivselt põletada, lisades vedelkütusesse eelnevalt nimetatud ühendeid, ilma et peaks kütust spetsiaalselt tootma selle jaoks.

MSR omab suurt negatiivset temperatuuri ja tühimiku tegurit, mida tahke kütusega kiirete neutronitega reaktorites ei esine. Võrreldes tahke kütusega reaktoritega, on siin väiksem lõhustava materjali kogus jaama, puudub vajadus toota ja käsitleda tahket kütust ning omab homogeense isotoobiga kütust reaktoris. Need ja teised omadused annavad MSR'le ainulaadsed võimalused aktiniidide põletamiseks suurendades sellega kütusevarusid

IV põlvkonna eesmärkidele vastavus:

Jätkusuutlikkust hinnatakse MSR's kõrgelt, sest jaama saab luua suletud kütuse tsükliga ning aktiniidid ja muud tuumajäätmed saab ära põletada, lisades neid ringlevasse vedelkütusesse kontrollitud viisil, ilma eriliste vahendite olemasoluta. Ekonomisusele vastavust ei teata täpselt veel, sest jaama välja töötamine on alles algusfaasis, sama kehtib ka füüsilise kaitse ja jäätmete ohutuse tagamisel. [10, 17, 18 ]



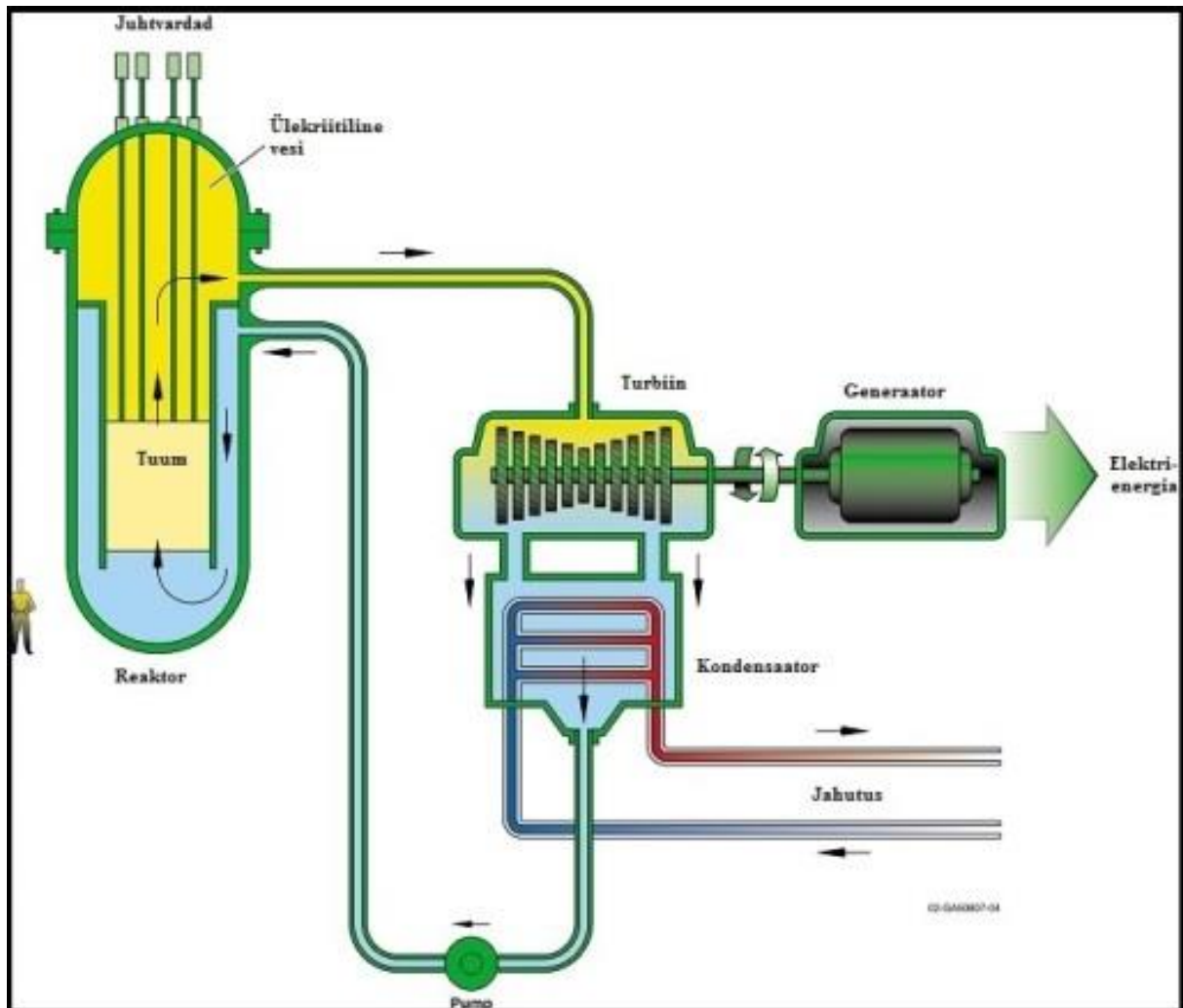
Sele 5.2. MSR skeem [17]

### 5.3 SCWR

SCWR on kõrgel temperatuuril ja kõrgel rõhul reaktor, mis on konstrueeritud töötama üle vee kriitilise punkti parameetrite ( $374\text{ °C}$  ning  $22,1\text{MPa}$ ). Puudub suurem kogemus selliste reaktoritega, kuid selle jaama disaini lihtsus ja kõrge elektritootmise kasuteguripotentsiaal (44% SCWR's võrreldes 33-34% PWR's) muudavad selle ahvatlevaks arengusuunaks.

Reaktori südamik võib välja töötatud olla kas kiiretel või aeglastel neutronitel põhinevaks. Põhineda võib preagustel surveanumaga või survetorudega reaktoritele ning seega saab kasutada jahutina kas kerget või rasket vett. Erinevalt preagustest vee baasil reaktoritest, suureneb jahuti entalpia reaktori südamikus märgatavalt, mis vähendab tuumas massiliikumisi ja tõstab jahuti väljundparameetrid üle kriitilisteks. Nii rõhuanumaga kui rõhutorudega reaktoritele nähakse ette ühekordset aurutsükli, jättes välja jahuti sisemise ringluse reaktoris. BWR'le sarnaselt juhitakse toodetud ülekuumendatud aur otse auruturbiini ja suunatakse uus toitevesi reaktoris. Siit järeldub et SCWR on suure ja pikaajalise vee baasil reaktorite ning fossiilsete kütuse põletamisega üle kriitilistel parameetritel jaamade kogemuste

vili. Erinevalt teistele IV põlvkonna jaamadest, saab SCWR jaama arendada järk järgult preagustest vee baasil jaamadest.



Sele 5.3. SCWR skeem [32]

IV põlvkonna eesmärkidele vastavus:

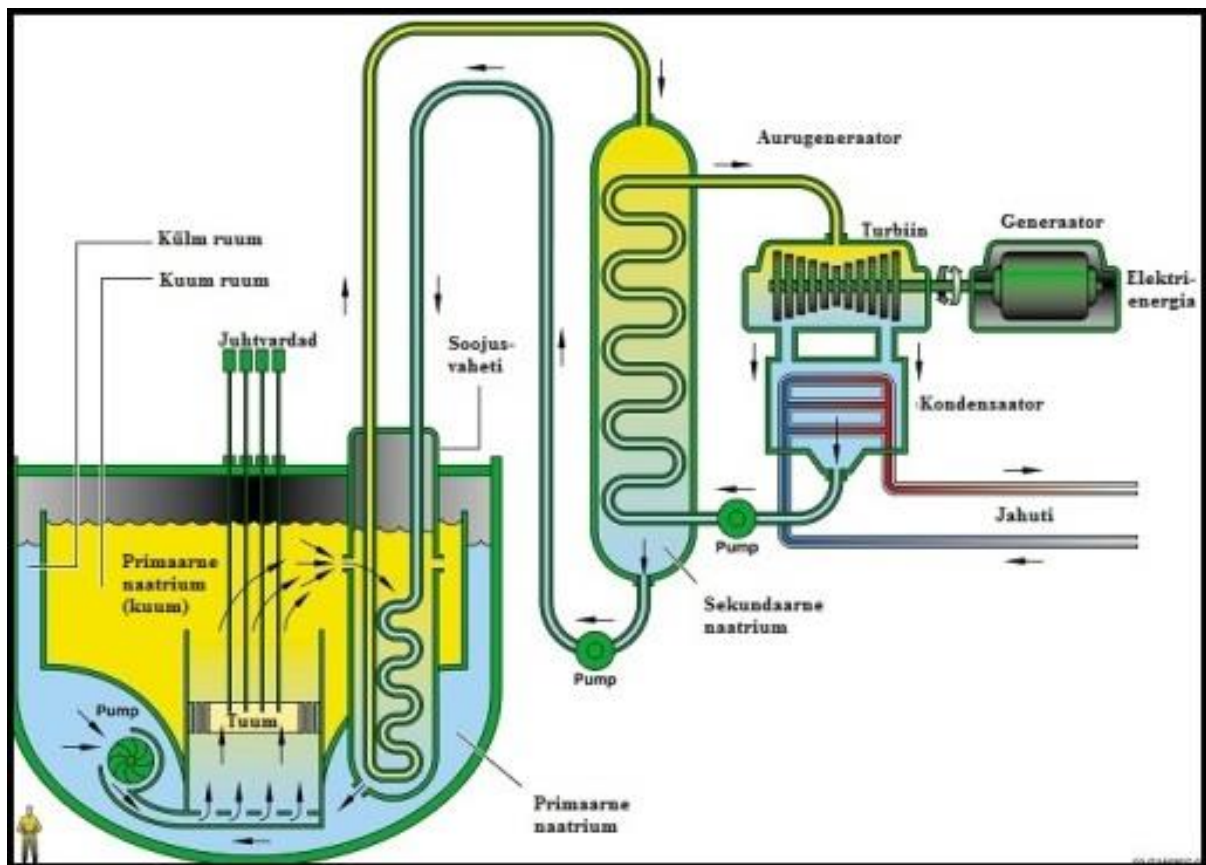
Kui ehitada kiiretel neutronitel töötav jaam, siis SCWR vastaks efektiivselt jätkusuutlikkuse kriteeriumitele, sest see lubaks paremini ära kasutada olemasolevat kütust suletud kütusetsüklis. Lisaks, selle lihtsa disaini tõttu ning omades suur potentsiaali toota suurtes kogustes elektrit odavalt, saab SCWR kõrge hinde ekonomisuse vallas. Preaguste plaanide järgi vastaks jaam ka ohutusenõutele ja füüsilise kaitse kriteeriumitele. [10 ,18, 32 ]

## 5.4 SFR

SFR on naatriumi jahutusega kiiretel neutronitel töötav reaktor, mis võimaldab madalat tööõhku ja suurt võimsustihedust väikese jahutimahu kohta. Hapnikuvaba keskkond eemaldab korrosiooniohu, kuid naatrium reageerib õhu ja veega ning vajab suletud jahutisüsteemi. SFR on põhiliselt välja töötatud efektiivseks aktiniidide käitlemiseks ning uraani muundamiseks suletud kütusetsükliks.

Jaama võimsus võib ulatuda 50-300MWe moodulreaktoritel ning kuni 1500MWe suurematel jaamadel. Jahuti väljundtemperatuur jääks vahemikku 500-550 °C ning see võimaldaks kasutada materjale, mis on kasutusel leidnud juba kasutusel olevates kiiretel neutronitel töötavates reaktorites.

Vett või auru, ülekritiilist süsihappegaasi või lämmastikku võib kaaluda soojuskandjana energia ülekandesüsteemis, et saavutada suurt termilist kasutegurit, ohutust ning usaldusväärsust. Kapitalimaksumuse vähendamisega, on SFR mõeldud olema konkurentsivõimeline tuleviku elektriturgudel. Lisaks annab kiirete neutronite kasutamine suurema kütuseresursi olemasolu võrreldes aeglastel neutronitel töötavatele reaktoritele. SFR on praeguse seisuga IV põlvkonna reaktoritest kõige esimene, mida on võimalik ellu viia aktiniidide käitlemiseks.



Sele 5.4. SFR skeem [30]

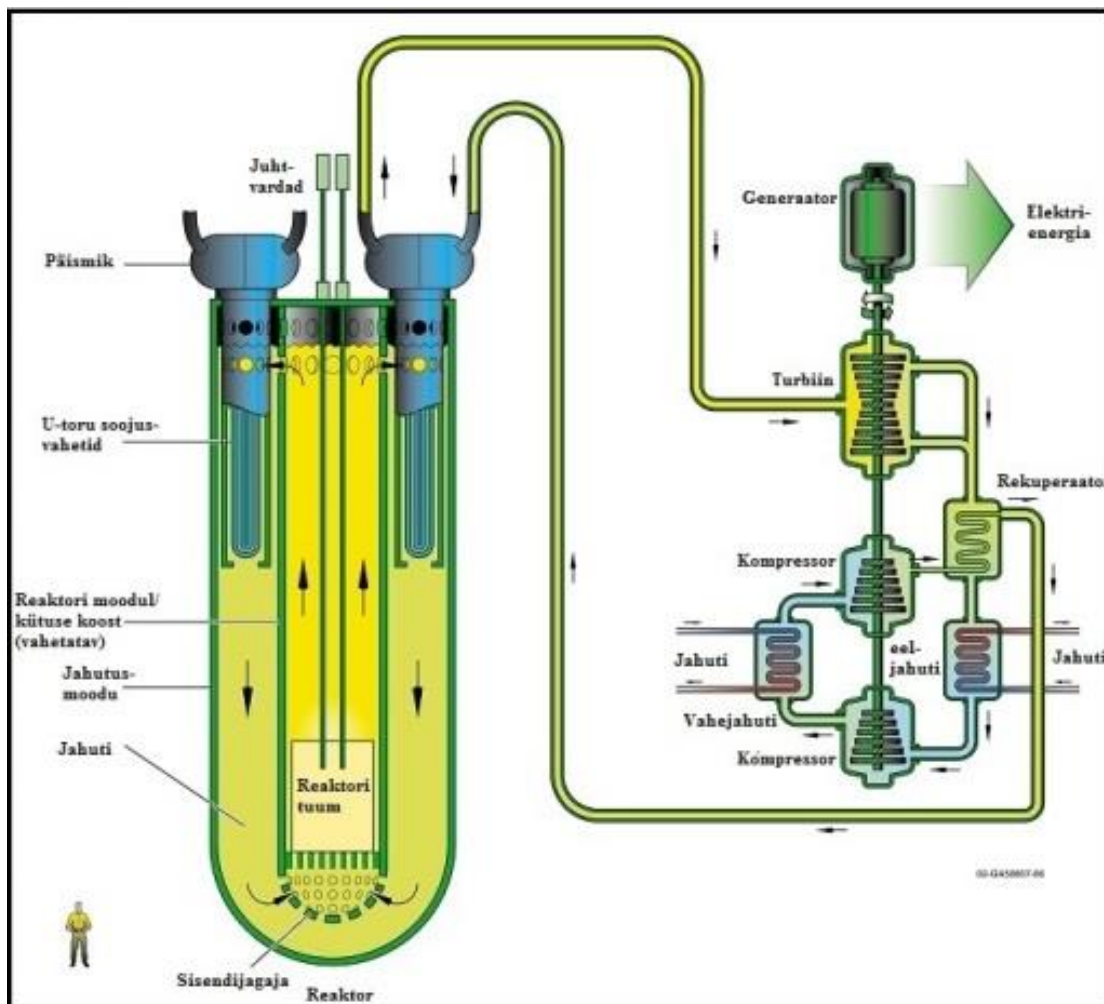
IV põlvkonna eesmärkidele vastavus:

Kõrgeid hinnanguid antakse SFR'le jätkusuutlikuse vallas, sest seal saab efektiivselt aktiiniide käsitleda suletud kütusesüklis. Potentsiaalsete uudsete lahenduste kasutamine konstruktsioonis võib vähendada algseid kapitalikulud jaama ehitamisel, mis aitavad vastada ekonoomsuskriteeriumitele. Täiustatud ohutussüsteemid: pikk soojuslik reaktsiooniaeg südamikul, jahuti võib suuremal määral keema minna, primaarne süsteem töötab atmosfääri rõhul ning aurujõu süsteem loovad ohutuse ja kindluse kriteeriumite täitmiseks kõik eeldused. Jäätmete ohutuse ja füüsilise kaitse jaoks oodatakse erinevaid uusi lahendusi. [10 ,18, 30 ]

## 5.5 LFR

LFR on kiiretel neutronitel, sulaplii või plii-vismut eutektilise sulamiga jahutusega reaktor, mis töötab kõrgetel temperatuuridel. See on konstrueeritud efektiivselt muundama viljakat uraani ning käitlema aktiivseid suletud kütuse tsükli, kuid töötab väga hästi vesiniku, soojuse ja elektri tootmiseks.

Oluline aspekt LFR's on suurendatud ohutus, mis tuleneb sulaplii kasutamisest, kui keemiliselt inertse ja väikese rõhuga jahutina. Jätkusuutlikuse seisukohalt on plii olemasolu külluslik, ka siis kui rakendada seda suurel numbril reaktoritel. Nagu ka teistel kiiretel neutronitel põhinevatel reaktoritel, kütuse kasutatavus on oluliselt parem LFR kütusesükli muundamisvõime tõttu. Et LFR jaam kasutab vedelat jahutit, millel on väga kõrge keemistemperatuur ning reageerib väheselt vee või õhuga, siis LFR jaamadel on suur potentsiaal ohutuse, konstruktsiooni lihtsuse ja ekonomise töötamises osas. Oluline faktor on ka raskete õnnetuste korral suhteliselt leebete lõpptulemuste olemine.



Sele 5.5. LFR skeem [14]



IV põlvkonna eesmärkidele vastavus:

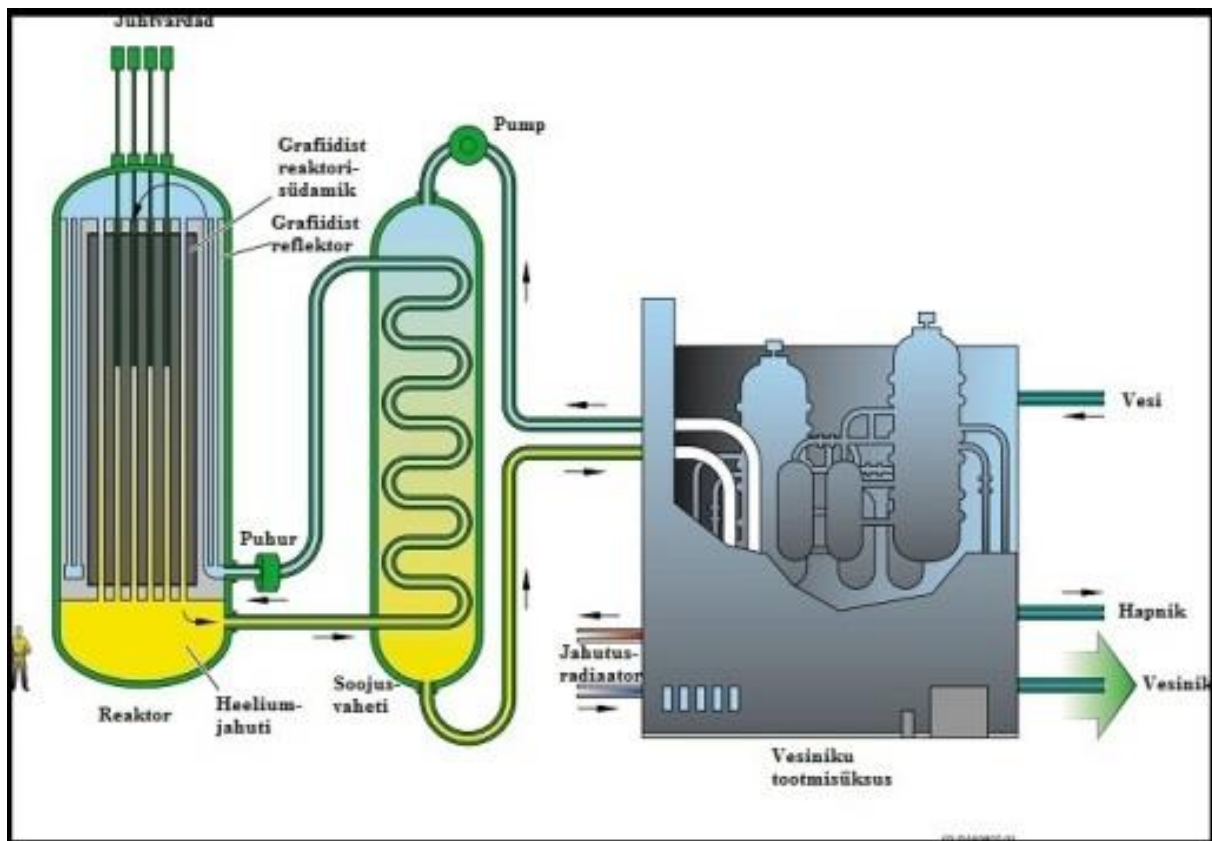
Kõrgelt hinnatakse jätkusuutlikkust, sest LFR võimaldab kasutada suletud kütuse tsükli. Ekonoomsus tagatakse mooduldisainiga ning võimalusega ehitada erineva suurusega reaktoreid, vastavalt vajadusele. Ohutuskriteeriumitele vastavus tagatakse vedela plii või plii sulami kasutamise ja jahutuse tagamiseks. Füüsilise kaitse tugevuses ja relvade leviku takistamises saab LFR'i lugeda väga heaks pika elueaga reaktorite disaini tõttu. [10, 14, 18 ]

## **5.6 VHTR**

VHTR on heeliumi jahutusega reaktor, mõeldud vesiniku ja elektri koostootmiseks väga kõrgetel temperatuuridel, piirkonnas 700-950 °C (tulevikus ehk üle 1000 °C), mis muudabki reaktori heaks kandidaadiks vesiniku tootmiseks kasutades termokeemilist või kõrgetemperatuurilist elektrolüüsi. Kõrged väljundtemperatuurid muudavad jaama ahvatelvaks ka õli-, keemia- ja metallurgiatööstusele. VHTR kujutab endast edasiarendust preagustest gaasidega jahutusel põhinevatest reaktoritest.

Tehniline baas VHTR jaamale on TRISO kattega kütuseosakesed, grafiidist südamik, heeliumiga jahutus, spetsiifiline südamiku ehitus ning väike võimsustihedus, et oleks võimalik eemaldada jääksoojust loomulikul viisil. VHTR'l on potentsiaali nii hea ohutuse, kõrgete kasutegurite, väikeste jaama töö- ja hoolduskulude ning moodulkonstruktioonide vallas.

Esiolguks oli VHTR eesmärgiks saavutada väga kõrgeid temperatuur ja vesinikku toota, siis preaguseks on fookusesse tulnud majanduslikkude eelduste tõttu pigem elektri tootmine ja tööstuslikud protsessid, mis vajaksid vaid 700-850 °C väljundtemperatuure. Samuti suureneb väiksemate temperatuuride kasutamisest ka tehniline ohutus.



Sele 5.6. VHTR skeem [37]

IV põlvkonna eesmärkidele vastavus:

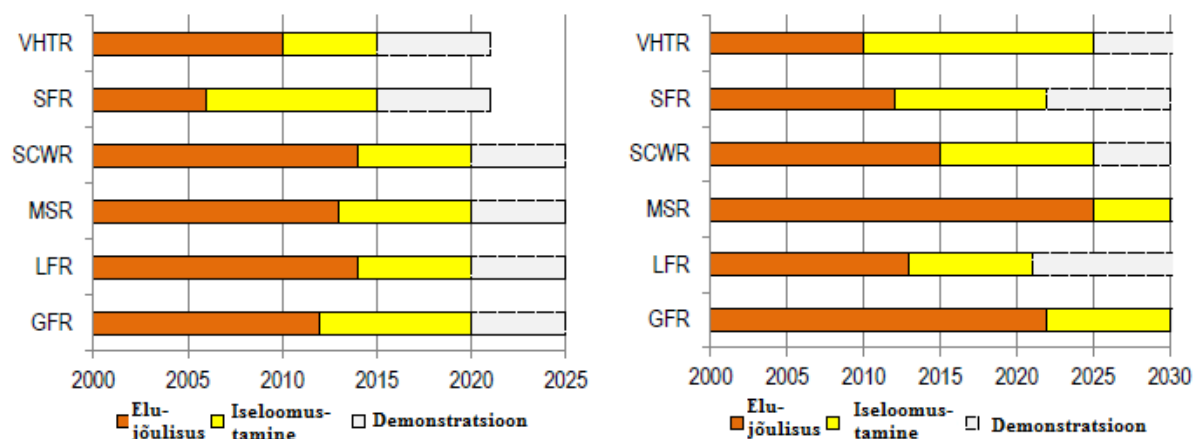
VHTR ei vasta jätkusuutlikuse kriteeriumitele, sest see kasutab ühekordset kütusetsükli. Selle eest on jaamal suutlikkus toota elektrit kõrgete kasuteguritega, samuti võimalik varustada kõrgetemperatuurilist soojust tööstusele, näiteks vesiniku tootmiseks või sünteetilise gaasi tootmiseks söest. Jaama ohutu disain annab kõrged hinnangud ohutuse kriteeriumitele. Üldine reaktori disain ja paindlik kütusetsükkel vastavad tuumarelvade leviku takistamise ja füüsilise kaitse kriteeriumitele. [10 ,18, 37 ]

## 6. GENERATSIOON IV ARENDAMISE OLUKORD TÄNAPÄEVAL

Ajajooned ning nõutavad uurimised loodi igale süsteemile, juhindudes 3-st faasist:

- Elujõulisuse faas: põhilised ideed katsetatakse vajalikes tingimustes ning kõik potentsiaalsed tehnilised piirajad tuvastatakse ja lahendatakse.
- Iseloomustuse faas: protsessid, nähtused ja materjalide suutlikkus uuritakse välja ning optimeeritakse prototüüpilites tingimustes.
- Demonstratsiooni faas: Prototüüpjaama ehitamine ja katsetamine

Tabel 6.1 IV põlvkonna arendusfaaside ennustused 2003 ja 2013 aastal. [34]



Fukushiima tuumakatastroof näitas, kui oluline on jaamade puhul nende ohutus. Saadud õppetunnid tulevad kasuks ka IV põlvkonna reaktorite arenduses. Õnnetus näitas, kui tähtsad on usaldusväärsed pikaajalise jääsoojuse eralduse süsteemid ning vajalikkust eraldada märkimisväärset radioaktiivset heitmed suurte õnnetuste puhul.

IV põlvkonna reaktorite puhul lisandus hulk küsimusi, mida peab põhjalikult analüüsima ja võrdlema uudsete kergvee reaktorite tööga. Need on seotud teemadega:

- Mittevesijahutuse kasutamine enamuse IV põlvkonna süsteemides
- Kõrgemad töötemperatuurid
- Kõrgem reaktori võimsustihedus
- Osadel juhtudel, keemiaasutuste ning kütusetsükli protsesside lähedus jaamale.

Tulevastel aastatel töötab GIF selle nimel, et näidata IV põlvkonna reaktorite kõige kõrgemat taset ohutuses, võttes arvesse Fukushima õnnetusest tingitud õppetunde. [34]

## 6.1 GFR

Järgmise 10 aasta jooksul on eesmärgiks loodud GFR süsteemile järgmiste punktide täitmine:

- Võrdlusjaama loomine võimsusega  $2400\text{MW}_s$ , mis oleks võimeline endale ise kütust tootma
- Edasi arendama ohutut käitlemist jahutiga seotud õnnetuste puhuks: rõhukadu ning jääksoojuse eraldamine ilma väliste energiaallikateta.
- Edendama sobivaid tuumakütuse tehnoloogiaid kiirituseksperimentidega.
- Eksperimentaalasutuste ehitamine jaama põhikomponentide ja süsteemide suutlikkuse hindamiseks.
- Katsereaktori disaini uurimine.

Võrdlusjaama võimsusega  $2400\text{MW}_s$  on vaja, et saavutada briiderreaktori tüüpi jaam, mis oleks võimeline endale ise kütust juurde tootma. Algne  $600\text{MW}_s$  võimsusega võrdlusjaam selleks võimeline ei olnud. Otsese ringprotsessi kasutamine ei ole enam ainuke mõeldav variant, vaid on võimalik ka kaudne protsess, millel on väiksem tehnoloogiline risk ja suurem paindlikkus turbiini töös. Seetõttu on viitejaama disainis 3 kontuuri, esimeses kontuuris on kaudses ringprotsessis heelium, teises kontuuris Braytoni ringprotsess ning kolmandas kontuuris auru tsükkel. [34]

## 6.2 MSR

2012 PSSC koosolekul andsi Hiina ülevaate enda FHR(flouriidsoolade jahutusega kõrgetemperatuuriline reaktor) programmist välja töötada  $2\text{MW}_s$  FHR testreaktor, mis asuks tööle 2016 aasta alguses

Euratomi rahastatud ISTC-3749 projektist, mis uurib sulasoolade käsitlemisega tingitud probleeme, võtavad osa Prantsusmaa, Saksamaa, Tšehhi, USA, Euratom ning IAEA

2011 aastal loodi Euroopa projekt EVOL( Evaluation and Viability of Liquid Fuel Fast Reactor Systems), mis hindab vedelkütust kasutatavate kiiretel neutronitel töötavate reaktorite süsteemide elujõulisust. Selle projektiga paralleelselt jookseb Venemaal projekt MARS(minor actinide recycling in molten salt), mis uurib aktiniidide taaskasutamist sulasoolades. Nende projektide lõppeesmärgiks oli kinnitada MSFR süsteemide suutlikkust täita IV põlvkonna reaktoritele seatud kriteeriume.

MSR süsteemid on siiani väga uudsed ja nõuavad palju uurimist ja katsetamist, enne kui nende kasutamise peale saab mõtlema hakata, vastavalt GIF ekspertidele on välja pakutud 6 MSR projekti :

- Materjalid ning komponendid.
- Sulasoola keemia ning omadused.
- Kütus ning kütusetsüklid.
- Süsteemi disain ning töötamine.
- Ohutus ning ohutussüsteemid.
- Süsteemi integreerimine ja hindamine.

Pikas perspektiivis, MSR projekti arendamiseks ( peale 2025 aastat või hiljem) on vaja andmeid, mille alusel teha otsuseid edasise arendustöö jaoks. Koheselt ei ole võimalik luua demonstratsioonreaktorit ning seetõttu on arendustöö suunitlus jaotatud kolme põhilisse faasi:

- Mitteaktiivse soola katsetamine.
- Aktiivne demonstratsioon ilma esilekutsutud lõhustumiseta.
- Aktiivne demonstratsioon esilekutsutud lõhustumisega. [11, 16, 34]

### **6.3 SCWR**

Kontseptsioonieelseid reaktori südamiku disaine, väljundtemperatuuriga üle 500 °C, on uuritud Jaapanis, nii kiiretel kui aeglastel neutronitel põhinevatel lahendustel.

Kontseptsioonieelse disainiga rõhuanuma tüüpi reaktorit väljundtemperatuuriga 500 °C ning 1000MW<sub>e</sub> on välja arendatud Euroopas. Tuuma konstruktsioon põhineb jahuti kuumenemisel kolmel sammul. Kogu tuumajaama lahendust hinnates, saadi tulemusteks 43,5% kasutegur ning hinnaalandus 20-30% võrreldes hiljutiste BWR jaamadega. Ohutuse tagamine on ka võimalik.

Kanada on arendamas rõhutorudel töötavat SCWR lahendust 625°C väljundtemperatuuriga ning rõhul 25MPa. Sellise lahenduse võimsus oleks 1200MW<sub>e</sub> ja oodatav jaama valmimiseaasta on 2015. Kasutatakse moodulkütusekanaleid eraldi jahuti ja aeglustiga. Suure efektiivsusega kütusekanalid oleks kasutusel, mis hoiaksid kütusekoostusid.

Kontseptsioonieelseid disaine on kolmes variandis rõhuanuma tüüpi reaktoritest aeglastel, kiiretel ja aeglastel(segatud), ning kiiretel neutronitel välja töötatud ka Venemaal.

Väljaspool GIF on Hiinas välja töötatud 2 SCWR disaini, aeglastel ja segatud neutronitel töötavad lahendused. On uuritud ka põhilisi materjale ning termohüdraulikat, südamiku ning

kütuse, primaarsüsteemi, ohutussüsteemi, reaktori struktuuri ning kütuseüksuste disaini. Lõpetatud teostatavuse uuringud näitasid, et pakutud lahendused on paljutõotavad nii üleüldises jõudlikkuses, lahenduse integreeritavuses, ehitatavuses.

Soojusülekanne iseloomu saab uurida peagu töös olevate ülekritilistel parameetritel töötavatel fossiil kütustega jaamades. Kütuse kooste on vaja veel katsetada, kui teoreetilisteks arvutusteks on vahendid olemas. Kütuse kattermaterjale on katsetatud temperatuuridel kuni 700 °C ning rõhul 25MPa ning on hinnatud, et piisava korrosioonikaitse annab 20% kroomi sisaldusega roostevaba teras, temperatuuridel kuni 650 °C, edasist materjalide uurimist on vaja teostada, et leida sobilik kattermaterjal temperatuuridele kuni 850 °C, mis on jaama disainis.

Oluliseks probleemiks on vee radiatsiooni ja korrosiooniproductide sisaldamine, mille jaoks saab tähtsaid andmeid Venemaa Beloyarski jaamast, kus kasutatakse radioaktiivse auru taaskuumutust. [11, 34]

## **6.4 SFR**

Kõige hiljutisem töö ohutuse ja opereerimise valdkonnas sisaldab hinnanguid erinevatele koodidele, sulakütuse tühjaks laadimise modelleerimist, mitmedimensiooniliste arvutuste tegemist ning naatriumi tühimiku reaktiivsusteguri uurimist. Ka uuriti jääsoojuse eraldamise komponentide tööd ning radioaktiivsete elementide transportimist.

Põhinedes tehnilistel hinnangutel kasutades olemasolevaid teadmisi kiirete reaktorite kütustest, on näha, et nii oksiid- kui metallkütuse kasutamine tagab vajaliku jõudlikkuse eesmärgi täitmise. Kütustes uuritakse nüüd nii homogeenset kui heterogeenset MA(väiksema tähtsusega aktiniidide) muundamise võimalusi. Kiirituskatsetuste kui ka kiiritusjärgsete uuringute tegemine on jätkunud MA'sid sisaldavate oksiid-, metall-, nitriid-, ja karbiidkütustele. Arendustööd on tehtud ka MA sisaldava kütuse loomise protsessides. Paljutõotavad materjalid südamikuga jaoks on ferriitne/martensiitne ja ODS terased ning on uuritud ka nende kasutamist kütuse kattermaterjalidena.

Hiljutised teoreetilised ja eksperimentaalsed uurimuste tulemused jaama koguehituse projektis näitasid ülekritilise CO<sub>2</sub> kasutatavust Braytoni ringprotsessis ning panid aluse võtmekomponentide ja –protsesside uurimiseks erinevates olukordades. Lisaks, olulisi andmeid saadi naatriumi ja CO<sub>2</sub> vastastikmõjust kui ka CO<sub>2</sub> korrosiooni mõjust austeniitsete ja ferriitsete terastele.

Ohutut naatriumi-vee reaktsioonide jälgimist aurugeneraatorites on uuritud. On välja töötatud ja katsetatud ka ultraheli inspektsiooni võtteid, mis võimaldavad näiteks reaktori anumast väljaspool uurida sisemiste defektide olemasolu. Andmeid on omandatud ka „leki enne lõhkemist“ meetodika arendamiseks ringlustorudes ja nende komponentides. [11, 34]

## 6.5 LFR

Kaks baaskontseptsiooni on välja arendatud Jaapanis, väike LFR nimega LSPR(LBE-cooled long life proliferation resistant reactor) ning PBWFR(Pb–Bi-cooled direct contact boiling water small fast reactor) ning preagu toimuvad katsetused põhiliselt soojushüdraulikas, materjalide korrosiooni uurimises, hapniku mõju kontrollimises.

Venemaa töötab BREST-300(Bystry Reaktor so Svintsovym Teplonositelem) üles ehitamise nimel, mis oodatakse töökorda saada aastaks 2020 ning paralleelselt töötatakse ka SVBR-100 kallal, mis on LBE(Lead-Bismuth Eutectic) jahutusega reaktor, põhinedes eelnevale kogemusele laevadega töötamises.

Euroopas käib aktiivne töö projektiga käiku lasta 300MW demonstratsioonijaam ALFRED(Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator) ning tegeletakse ka MYRRHA'ga( an Accelerator Driven Lead-Bismuth Cooled System), mis on välja töötatud Belgias.

Ühendriikides on vähene areng toimunud, kuid on olemas tööstuslik huvi LFR-tüüpi jaama käiku laskmiseks.

Hiina teadusteakadeemias 2011 aastal hakati vaeva nägema ADS(Accelerator Driven System) tüüpi jaama loomiseks. CLEAR( China LEAd-based Reactor) valiti lähtejaamaks ning selle arendus kulgeks 3 faasis, esimene millest oleks 10MW uurimisreaktori(CLEAR-I) püstitamine aastaks 2020. [11, 34]

## 6.6 VHTR

Mitmesuguseid erinevaid reaktori ning jaama lahendusi on uuritud üle maailma. Tänapäevaks on otsese Braytoni ringprotsessi asemel rohkem hakatud vaatlema kaudset Rankine tsükli, millel on väiksem tehnoloogiline risk ning suurem paindlikkus.

Lähiajal keskendutakse pigem väiksematemperatuuriliste demonstratsioonprojektidega (700-950°C) ning et kasutada kõrgemaid temperatuurde, tuleb välja töötada kõrgele temperatuurile vastupidavaid sulameid, uus grafiiditüüp ning komposiitkeraamilisi materjale. Tuleb teha nii teoreetilisi kui praktilisi katseid vedeliku dünaamika kui süsteemi mudelite osas.

Hiinas on käigus preagu 30MW HTTR(High Temperature Test Reactor) projekt, mille eesmärgiks on näidata 950°C väljundtemperatuuri saavutatavus koos selle soojuse tarvitamise protsesside tööga. HTR-10 on ka näidanud häid ohutustulemusi elektri ja soojuse koostootmisel võimsusel 10MW.

Lõppenud projektid Saksamaal ja Ühendriikides varustavad infoga VHTR arenduses preagu.

Tuumaprotsesside soojuse ära kasutamine vesiniku tootmiseks vajab veel edasist uurimist. Igasugune vesiniku saastatus peab olema eemaldatud ning välja tuleb arendada soojusvahetid, kraanid ning jahutusgaasi käigud, et eraldada tootmisüksused tuumajaamast. [11, 34]



## Kokkuvõte

Tänapäeval on tuumaenergial suhteliselt oluline osa kogu maailma energiavarustuse seisukohalt. Kasutusel on laiemas ulatuses kergvee jahutusega reaktorid, nende kasutuskogemuse ning sisseehitatud ohutuse tõttu, kuid on uuritud ja arendatud ka gaas- ja raskeveejahutusega reaktoreid. Kogemus viimastega on väiksem, kuid on enda tasuvust tõestanud.

Kasutavad tuumkütused ja nende varud on preagusel hetkel piisavad ning võimaldavad konkureerida teiste elektri tootmise viisidega. Tuleviku tehnoloogiaid kasutades on võimalik hakata kasutama efektiivselt veel uraanile lisaks ka Tooriumi, mis suurendaks varusid ligi kahekordselt. Probleemiks on jätkuvalt kasutatud kütuse hoiustamine ja ladustamine ning oht selle kasutamisest tuumarelvade tootmiseks, kuid potentsiaalselt selle probleemi ulatust vähendavad uute IV generatsiooni jaamade välja töötamine ja käiku laskmine.

Tuumaenergia konkurentsivõime ning ohutuse edendamiseks on arenduses preagusel hetkel IV põlvkonna reaktorid, mis kõik peaksid vähendama tuumajaamadest tulenevaid ohte nii tööolukordades tekkivate õnnetuste puhul, kui ka jäätmete hoiustamisest tingitud probleemidest. Paljude arenduses olevate jaamade kasutegurid on preagusel hetkel töötavatest jaamadest tunduvalt kõrgemad, kasutusel on enamustel ka suletud kütusetsükkel, et vähendada veelgi tekkivaid jäätmeid ja suurendada kütuse kasutuseffektiivsust. Liigutud on ka rohkem kiiretel neutronitel töötavate süsteemide suunas, mis on küll kallimad ja keerulisemad ehitada, kuid mis võimaldavad paljusid eelnimetatud hüvesid.

IV põlvkonna reaktorite areng tänapäeval on alles algelistes faasides, algsetest ennustustest saada aastaks 2030 jaamad tööstuslikuks ehitusteks valmis, ei ole väga reaalne ühelgi süsteemil ning on nihkunud ligi 10 aastat edasi, sõltuvalt jaamast. Kõige rohkem on välja arendatud hetkel SCWR ning LFR süsteeme ja kõige rohkem vajavad uurimist veel GFR ja MSR süsteemid, nende tehnoloogia uudsuse ning kogemuse puudumise tõttu. Ka tõsisemad õnnetused on mõnevõrra nihutanud süsteemide välja arendamist, seoses suurema olulisuse seadmise ja jaamade ohutusele ja selle tagamiseks mõeldud süsteemide välja töötamisega.

## Summary

In the present nuclear energy has an important part in the worlds energy production. Light water cooled reactors are mostly used because of the long experience working with them and their built-in safety features, but there have also been build gas-cooled and heavy water cooled reactors. Less expeirence has been gained with the latter, but they have proved their efficiency.

Nuclear fuel resources at the moment are enough to meet our needs and allow the nuclear energy to compete with other electricity generating methods. In the future, using advanced technology, it is possible to use Thorium as fuel in addition to Uranium, which will increase the potential resources even further. Problems persist in maintaining and storaging spent nuclear fuel and also of nuclear proliferation, but the new generation IV reactors should lessen the extent of these problems.

New Generation IV reactors are being developed, to improve the nuclear plants marketing and safety features, which should all decrease the dangers related to the functioning plant and the storage and maintenance of spent nuclear fuel. The efficency of these reactors is considerably higher than those used today and many use a closed fuel cycle which decreases the amount of spent fuel needed to storage and increases the total efficency of using the fuel. The development has shifted more towards using fast neutron reactors, which are more expensive and difficult to construct, but allow many of the beforementioned perks.

The generation IV development status today is only in the beginning phases, early predictions of getting the systems to industrial work conditions by 2030 have proven to be nearly impossible on all designs and new predictions have been made which extend the timeline roughly 10 years, depending on the system. The most developed systems at the moment are the SCWR and LFR and the least are GFR and MSR because of the inexperience working with the new technology of those systems. Also the big accidents have shifted the development of the systems, by emphasising the great importance of the safety of the nuclear plants.

## Kasutatud kirjandus

1. Advanced Gas-Cooled Reactor [WWW] [http://en.wikipedia.org/wiki/Advanced\\_gas-cooled\\_reactor](http://en.wikipedia.org/wiki/Advanced_gas-cooled_reactor) (08.04.2014)
2. Barre, B. All about Nuclear Energy Pariis: Areva, 2003
3. Bodansky, D. Nuclear Energy: Principles, Practices, and Prospects. New York: Springer Science+Business Media, inc., 2004
4. Boiling Water Reactor [WWW] [http://en.wikipedia.org/wiki/Boiling\\_water\\_reactor](http://en.wikipedia.org/wiki/Boiling_water_reactor) (07.04.2014)
5. Containment building [WWW] [http://en.wikipedia.org/wiki/Containment\\_building](http://en.wikipedia.org/wiki/Containment_building) (06.04.2014)
6. Dry Cask Storage <http://www.nrc.gov/waste/spent-fuel-storage/dry-cask-storage.html>
7. Fast Neutron Reactors [WWW] <http://www.world-nuclear.org/info/Current-and-Future-Generation/Fast-Neutron-Reactors/> (27.05.14)
8. Gas-Cooled Fast Reactor [WWW] [https://www.gen-4.org/gif/jcms/c\\_9357/gfr](https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9357/gfr) (04.05.2014)
9. Generation IV goals [WWW] [https://www.gen-4.org/gif/jcms/c\\_9502/generation-iv-goals](https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9502/generation-iv-goals) (04.05.2014)
10. Generation IV nuclear reactors [WWW] <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Generation-IV-Nuclear-Reactors/> (05.05.2014)
11. GIF symposium proceedings [WWW] <https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2013-09/7141-gif-ar2012.pdf> (10.05.2014)
12. Kumar, S. Nuclear Reactor Technology Gurgaon: Shubhi publications, 2009
13. Lamarsh, J.R., Baratta, A.J. Introduction to Nuclear Engineering 3rd ed. New Jersey: Prentice-Hall inc. 2012
14. Lead-Cooled Fast Reactor [WWW] [https://www.gen-4.org/gif/jcms/c\\_9358/lfr](https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9358/lfr) (05.05.2014)
15. Lillington, J. The Future of Nuclear Power Oxford: Elsevier, 2004
16. Molten salt applications for nuclear energy [WWW] <http://www.istc.ru/istc/db/projects.nsf/All/7A274B1213CE158BC32573AA0037A98F?OpenDocument> (10.05.2014)
17. Molten Salt Reactor [WWW] [https://www.gen-4.org/gif/jcms/c\\_9359/msr](https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9359/msr) (04.05.2014)

18. Nuclear Engineering Handbook/ ed. Kenneth D. Kok. Florida: Taylor&Francis Group, 2009
19. Nuclear fuel cycle [WWW] <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Introduction/Nuclear-Fuel-Cycle-Overview> (26.04.2014)
20. Nuclear plant [WWW] [http://en.wikipedia.org/wiki/Nuclear\\_plant](http://en.wikipedia.org/wiki/Nuclear_plant) (06.04.2014)
21. Nuclear power in the world today [WWW] <http://www.world-nuclear.org/info/Current-and-Future-Generation/Nuclear-Power-in-the-World-Today/> (21.04.2014)
22. Nuclear power plant [WWW] [http://en.wikipedia.org/wiki/Nuclear\\_power\\_plant](http://en.wikipedia.org/wiki/Nuclear_power_plant) (06.04.2014)
23. Nuclear Power Reactors [WWW] <http://www.world-nuclear.org/info/nuclear-fuel-cycle/power-reactors/nuclear-power-reactors/> (12.04.2014)
24. Nuclear safety systems [WWW] [http://en.wikipedia.org/wiki/Nuclear\\_safety\\_systems](http://en.wikipedia.org/wiki/Nuclear_safety_systems) (08.04.2014)
25. Operational and long-term shutdown reactors [WWW] <http://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/OperationalReactorsByType.aspx> (21.04.2014)
26. Paist, A., Kruus, R., Tuumareaktorid Tallinn: TTÜ kirjastus, 2011
27. Petrangeli, G. Nuclear Safety Oxford: Elsevier Butterworth-Heinemann, 2006
28. Pressurised Water Reactor [WWW] [http://en.wikipedia.org/wiki/Pressurized\\_water\\_reactor](http://en.wikipedia.org/wiki/Pressurized_water_reactor) (07.04.2014)
29. RBMK [WWW] <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Appendices/RBMK-Reactors/>
30. Sodium-cooled Faste Reactor [WWW] [https://www.gen-4.org/gif/jcms/c\\_9361/sfr](https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9361/sfr) (05.05.2014)
31. Spent Fuel Pools <http://www.nrc.gov/waste/spent-fuel-storage/pools.html>
32. Supercritical-water cooled Reactor [WWW] [https://www.gen-4.org/gif/jcms/c\\_9360/scwr](https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9360/scwr) (04.05.2014)
33. Supply of Uranium [WWW] <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Uranium-Resources/Supply-of-Uranium/>
34. Technology roadmap update for generation IV nuclear energy systems [WWW] <https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2014-03/gif-tru2014.pdf> (10.05.2014)
35. The Nuclear Fuel Cycle/ ed P.D Wilson Oxford: University press, 1996

36. Thorium [WWW] <http://www.world-nuclear.org/info/Current-and-Future-Generation/Thorium/> (26.04.2014)
37. Very High Temperature Reactor [WWW] [https://www.gen4.org/gif/jcms/c\\_9362/vhtr](https://www.gen4.org/gif/jcms/c_9362/vhtr) (05.05.2014)