

LAPPEENRANNAN TEKNILLINEN YLIOPISTO

Teknillinen tiedekunta

LUT Energia

Energiatekniikan koulutusohjelma

Juha-Pekka Hyvärinen

HTR-PROTEUS-REAKTORIN MALLINTAMINEN
MODELLING OF REACTOR HTR-PROTEUS

Työn tarkastaja ja ohjaaja: DI Ville Rintala

TIIVISTELMÄ

Lappeenrannan teknillinen yliopisto
Teknillinen tiedekunta
LUT Energia
Energiatekniikan koulutusohjelma

Juha-Pekka Hyvärinen

HTR-PROTEUS-reaktorin mallintaminen

Kandidaatintyö

2012

48 sivua, 12 kuvaa, 7 taulukkoa ja 1 liite.

Tarkastaja ja ohjaaja: DI Ville Rintala

Hakusanat: Monte Carlo, Serpent, korkealämpötilareaktori, kuulakekoreaktori, reaktorifysiikka, PROTEUS

Maailmassa on tarve entistä turvallisemmille ja taloudellisemmille ydinreaktoreille. Neljännen sukupolven reaktorikonseptit ovat aiempia turvallisempia ja luotettavampia, niissä on tehokkaampi polttoaineresurssien käyttö ja ydinjätettä syntyy vähemmän. Lisäksi ne ovat taloudellisesti kilpailukykyisempiä ja niissä on erinomainen proliferaation vastustuskyky. Kuulakekoreaktorikonsepti on toinen korkealämpötilaisten kaasujäähdytteisten reaktoreiden (HTGR, High Temperature Reactor) päätyypeistä ja jäähdytteen lämpötilan noustessa reaktorissa riittävän korkealle, sitä voidaan pitää myös erittäin korkean lämpötilan reaktorina (VHTR, Very High Temperature Reactor), joka on neljännen sukupolven reaktorikonsepti.

Tässä kandidaatintyössä käsitellään 90-luvulla Sveitsissä sijainnutta kuulakekoreaktori-tyyppistä koreaktoria HTR-PROTEUS (tai LEU-HTR-PROTEUS), jolla tutkittiin ennen kaikkea matalaväkevöidyn (LEU, Low Enriched Uranium) uraanipolttoaineen käyttöä kuulakekoreaktorissa. Lisäksi erityisenä mielenkiinnon kohteena oli veden joutuminen reaktoriin onnettomuustilanteessa. Työn tarkoituksena on mallintaa reaktorisysteemi ja laskea kasvutekijät viidelle eri reaktorikonfiguraatiolle. Reaktorin mallinnus ja laskenta suoritetaan Monte Carlo -menetelmää käyttävällä Serpent-laskentakoodilla. Saatuja tuloksia verrataan muissa lähteissä eri laskentakooodeilla esitettyihin tuloksiin.

SISÄLLYSLUETTELO

SYMBOLILUETTELO	4
LYHENTEET	5
1 JOHDANTO	6
2 PERUSASIOITA YDINFYSIIKASTA.....	8
3 KAASUJÄÄHDYTTTEISET KORKEALÄMPÖTILAREAKTORIT	11
3.1 Kuulakekoreaktori	12
3.1.1 Polttoainekuulan rakenne.....	13
3.1.2 Reaktoriyyypin hyvät puolet.....	14
3.1.3 Historia, havaitut ongelmat ja nykytilanne	16
4 LEU-HTR PROTEUS	18
5 MONTE CARLO -MENETELMÄ	20
5.1 Neutronin mallintaminen	21
5.2 Serpent	23
6 PROTEUS-REAKTORIN MALLINNUS	25
6.1 Mallinnukseen valitut kuulakonfiguraatiot	25
6.2 Kuulien ja partikkelien mallinnus.....	27
6.3 Reaktorin geometria yleisesti	27
6.4 Sivuheijastin	30
6.5 Säätosauvat ja niiden kanavat.....	31
6.5.1 Sammutus- ja turvallisuussauvat.....	31
6.5.2 Varsinaiset säätosauvat.....	32
6.5.3 Automaattinen säätosauva kriittisyyden hienosäätöön.....	32
6.6 Ylä- ja alaheijastin	33
6.7 Muu geometria, materiaalitiedot ja käytetty ydinkirjasto	34
7 TULOKSET	36
8 JOHTOPÄÄTÖKSET	38
8.1 Yleiset johtopäätökset tuloksista	38
8.2 Saatujen tulosten vertailu kokeellisesti mitattuihin arvoihin	39
8.3 Vertailu muihin laskentakoodeihin	41
8.4 Serpent vs. Super-Serpent	42
9 YHTEENVETO	45
LÄHTEET.....	46

Liite I. HTR-PROTEUS-konfiguraatiot

SYMBOLILUETTELO

k	kasvutekijä	[-]
ρ	reaktiivisuus	[-, %, pcm, \$, ¢]
B	palama	[MWd/kgU]
σ	mikroskooppinen vaikutusala	[cm ² , barn]
	keskihajonta	[-]
Σ	makroskooppinen vaikutusala	[cm ⁻¹]
λ	neutronin keskimääräinen vapaa matka	[cm]
β	viivästyneiden neutronien osuus	[-, %, pcm]

Alaindeksit

eff	efektiivinen
s	sironta
f	fissio

LYHENTEET

ACE	A Compact ENDF
AVR	Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor
CFD	Computer Fluid Dynamics
CHPOP	Column Hexagonal Point-On-Point
ENDF	Evaluated Nuclear Data File
HCP	Hexagonal Close Packed
HTGR	High Temperature Gas-cooled Reactor
HTR	High Temperature Reactor
HTR-PM	High Temperature Reactor – Pebble Modular
IPyC	Inner Pyrolytic Carbon
LEU	Low Enriched Uranium
MPI	Message Passing Interface
NGNP	Next Generation Nuclear Plant
OpenMP	Open MultiProcessing
OPyC	Outer Pyrolytic Carbon
PBMR	Pebble Bed Modular Reactor
PSI	Paul Scherrer Institute
SiC	Silicon Carbide
THTR	Thorium High Temperature Reactor
TRISO	Tristructural Isotropic
VHTR	Very High Temperature Reactor
VTT	Teknologian tutkimuskeskus VTT
ZrC	Zirconium Carbide

1 JOHDANTO

Maaailmassa on tarve entistä turvallisemmille ja taloudellisemmille ydinreaktoreille. Nykyiset maailman tehoreaktorit edustavat 2. ja 3. reaktorisukupolvea. Ylivoimaisesti suurin osa on 2. sukupolven reaktoreita, kuten myös Suomen tämänhetkiset kevytvesireaktorit Loviisa 1 ja 2 sekä Olkiluoto 1 ja 2. Olkiluotoon valmistuva Olkiluoto 3 sen sijaan edustaa sukupolvea 3+. Neljännen sukupolven reaktorit ovat tulevaisuuden reaktorikonsepteja, ja tavoitteena on niiden yleistyminen vuoteen 2030 mennessä.

Neljännen sukupolven reaktorikonsepteja kuvaavat seuraavat piirteet: entistä turvallisempi ja luotettavampi, entistä tehokkaampi polttoaineresurssien käyttö ja pienempi ydinjätteen määrä, entistä parempi taloudellinen kilpailukyky ja erinomainen proliferaation vastustuskyky. Proliferaatiolla tarkoitetaan ydinaseiden leviämistä. Lisäksi yhtenä keskeisenä neljännen sukupolven reaktorityypin piirteenä voidaan pitää reaktoreiden soveltumista myös johonkin muuhun, kuin perinteiseen sähköntuotantoon. (The Generation IV International Forum)

Yksi 4. sukupolven suunnitelluista reaktorikonsepteista on erittäin korkean lämpötilan reaktori (VHTR, Very High Temperature Reactor), jossa on tarkoitus nostaa reaktorin jäähdytteen lämpötila jopa 1000 Celsius-asteeseen. Tällöin olisi mahdollista hyödyntää reaktorin tuottamaa lämpöä myös vedyntuotannossa tai prosessilämpönä jossain muussa hyvin korkeaa lämpötilaa vaativassa prosessissa. Vedyntuotanto onkin pääasiallinen tavoite VHTR:n kohdalla eikä niinkään sähköntuotanto. VHTR on pohjimmiltaan kaasujäähdytteinen korkealämpötilareaktori (HTGR, High Temperature Gas-cooled Reactor). Toinen HTGR:n päätyypeistä on kuulakekoreaktori, jossa polttoaine sijaitsee pallomaisissa polttoaine-elementeissä. (The Generation IV International Forum)

Tämän kandidaatintyön tarkoituksena on mallintaa Sveitsissä sijaitsevaa PROTEUS - tutkimusreaktoria ja tarkemmin ottaen kuulakekoreaktoria koskevaa koejärjestelyä LEU-HTR PROTEUS, joka toteutettiin vuosina 1992–1996. Työ on jatkoa Lappeenrannan teknillisessä yliopistossa aiemmin tehdylle kuulakekoreaktoreiden tutkimukselle (Rintala, 2011; Suikkanen et al., 2010).

Aluksi työssä käydään läpi perusasioita ydinfysiikasta, minkä jälkeen esitellään yleisesti kaasujähdytteisiä korkealämpötila-reaktoreita ja etenkin kuulakekoreaktorityyppiä. Sen jälkeen kerrotaan itse LEU-HTR PROTEUS -reaktorista ja mallinnukseen käytetystä Monte Carlo -menetelmästä ja sitä hyödyntävästä Serpent-ohjelmakoodista. Varsinaisessa käsittelyosassa käydään läpi reaktorin geometria ja Serpent-mallin luominen sekä esitellään mallinnukseen valitut PROTEUS-ydinkonfiguraatiot. Lopuksi esitellään tulokset eli saadut kasvutekijät eri konfiguraatioille ja verrataan niitä koejärjestelyissä aikoinaan mitattuihin arvoihin. Lisäksi vertaillaan eri lähteissä muilla ohjelmakoodilla laskettuja tuloksia Serpentin antamiin tuloksiin ja tehdään johtopäätökset saaduista tuloksista. Yksi työn tavoitteista toimivan ja tarkan mallin luomisen lisäksi onkin Serpentin kelpoistaminen 3D-reaktorifysiikkalaskentaan, etenkin kuulakekoreaktoreiden tapauksessa.

2 PERUSASIOITA YDINFYSIIKASTA

Tässä luvussa on tarkoitus käydä läpi lyhyesti ydin- ja neutronifysiikkaan liittyviä asioita ja termejä, joihin viitataan myöhemmin työssä.

Sähkön tuottaminen ydinreaktorilla perustuu lämmöntuottamiseen reaktorissa fissiolla, jossa neutroni halkaisee painavan fissiilin ytimen. Samalla syntyy energiaa ja lisää uusia neutroneita, mikä on ketjureaktion kannalta olennainen asia. Koska yhteen fission kuluu yksi neutroni ja siitä syntyy useampi neutroni, on ketjureaktiota hallittava. Tämä tapahtuu siten, että osa reaktorin neutroneista kaapataan johonkin muualle kuin fissiileihin ytimiin, joissa ne aiheuttavat uuden fission. Kasvutekijä k kertoo neutronisukupolvien suhteen toisiinsa. Kasvutekijän ollessa tasan yksi, on reaktori tasapainossa ja keskimäärin syntyy yhtä monta uuden fission aiheuttavaa neutronia fission kuin niitä kuluu fissioiden synnyttämiseen. Tällöin reaktorin sanotaan olevan kriittinen ja tähän tasaisessa tehontuotossa pyritäänkin. Mikäli kasvutekijä on pienempi kuin yksi, sanotaan reaktoria alikriittiseksi, ja kasvutekijän ollessa ykköstä suurempi vastaavasti ylikriittiseksi. (Reuss, 2008, 8, 10 – 11, 13)

Reaktiivisuus ρ kertoo kasvutekijän k yli-/alijäämän verrattuna ykköseen, ja se määritellään yhtälöllä

$$\rho = \frac{k - 1}{k} \quad (2.1)$$

Reaktiivisuus on dimensioton suhdeluku, joten sillä ei varsinaisesti ole yksikköä. Sille on kuitenkin luotu keinotekoinen yksikkö pcm (per cent mille), joka on 0,00001 tai prosentteina ilmaistuna 0,01 %:a.

Palama B määritellään polttoaineen tuottamaksi energiaksi polttoaineen massaa kohden, ja sen yksikkö on yleisesti MWd/kgU (megawattipäivää per kilogramma uraania). Palama on siis sitä suurempi mitä pidempään polttoaine on reaktorissa ollut ja energiaa tuottanut. Palamajakson alussa eli reaktorin latauksen jälkeen polttoaineessa on oltava ylijäämäreaktiivisuutta, joka kompensoidaan palavilla absorbaattoreilla tai säätösauvojen käytöllä. Palavat absorbaattorit ja säätösauvat sisältävät voimakkaasti neutroneita kaappaavia aineita ja niiden tehtävänä on kaapata fission ylijäämäneutronit, jotka syntyvät fission ylijäämäneutronit. Polttoaineen palaman kasvaessa sen ylijäämäreaktiivisuus pienenee, ja palaman

ollessa riittävän suuri ylijäämäreaktiivisuutta ei enää ole. Tällöin reaktorille on suoritettava uusi lataus, jossa reaktorissa kauimmin olleet polttoaineput poistetaan ja tilalle ladataan tuoretta polttoainetta. (Reuss, 2008, 121, 324 – 329)

Neutroneista osa syntyy reaktorissa kerkeinä eli suoraan fissiosta. Lisäksi erilaisten hajoamisreaktioiden kautta syntyy viivästyneitä neutroneita, jotka ovat tärkeässä osassa reaktorin kriittisyyden hallinnan kannalta. Viivästyneiden neutronien osuutta kaikista neutroneista merkitään β :lla. Tyypillinen arvo viivästyneiden neutronien osuudelle esimerkiksi kevytvesireaktorissa on $\beta_{\text{eff}} = 0,0065$ eli 0,65 % tai 650 pcm. Reaktiivisuutta voidaan merkitä myös dollarilla \$, jolloin se on sidottu viivästyneiden neutronien osuuteen reaktorissa, ja on siten reaktorikohtainen. Edellä mainitulla tyypillisellä β :n arvolla saadaan $1 \$ = 650 \text{ pcm}$. Dollari on kätevä reaktiivisuuden yksikkönä, koska se kertoo suoraan kerkeän ylikriittisyyden rajan. Jos reaktori on dollarin verran ylikriittinen eli kasvutekijä $k \geq 1,0065$ (tässä tapauksessa), reaktori on ylikriittinen pelkillä kerkeillä neutroneilla ja sen teho nousee eksponentiaalisesti. (Reuss, 2008, 73, 121 – 125)

Neutroni voi fission aiheuttamisen lisäksi kaappautua mutta myös sirota törmäyksessä jonkin toisen ytimen kanssa. Siroamisreaktiossa neutronin liike-energia vähenee ja se muuttaa suuntaansa. Energian väheneminen tarkoittaa liike-energian lain mukaisesti myös neutronin nopeuden pienentymistä ja tähän sirontareaktioon perustuvat termiset reaktorit, joissa käytetään hidastinainetta. Neutronit syntyvät fissioissa nopeina ja niiden energia on keskimäärin n. 2 MeV (nopeus noin 20 000 km/s). Hidastinaineen tehtävänä on sirontareaktioiden avulla sananmukaisesti hidastaa neutronien nopeudet termiselle energia-alueelle (noin 0,025 eV huoneenlämmössä), jossa todennäköisyys neutronin aiheuttamaan fissioon on suurempi. Suurin osa maailman tehoreaktoreista on edellä mainitun kaltaisia termisiä reaktoreita. (Reuss, 2008, 12, 52 – 53)

Hidastinaineen lisäksi kaikki reaktorit tarvitsevat jäähdytteen, joka poistaa reaktorin tuottaman lämmön. Tämä lämpö myös hyödynnetään sähköntuotto-prosessissa joko kiehutusvesilaitoksen tapaan suoraan juoksuttamalla jäähdyteaine turbiinin kautta, tai painevesilaitoksen tavoin siirtämällä jäähdytteen lämpö erilliseen sähköntuottopiiriin lämmönsiirtimen kautta. Reaktoreissa on myös aina heijastin, joka sijaitsee yleensä reaktorin ympärillä. Sen tarkoitus on nimensä mukaisesti heijastaa reaktorin ytimestä karkaavat neutronit takaisin ytimeen, jolloin tarvitaan vähemmän polttoainetta.

ylijäämäreaktiivisuutta, sillä neutroneita ei menetetä vuotamalla niin paljon. (Reuss, 2008, 8, 13, 150)

Neutronien kulkema vapaa matka määritellään matkaksi, jonka neutroni kulkee vuorovaikuttamatta muun aineen kanssa. Neutronin vuorovaikutustodennäköisyyksiä kuvaavat vaikutusalat, joita on mikroskooppinen vaikutusala σ ja makroskooppinen vaikutusala Σ . Mikroskooppinen vaikutusala kuvaa yksittäisen nuklidin ja neutronin välistä vuorovaikutusta ja sen yksikkö on esimerkiksi cm^2 . Makroskooppinen vaikutusala sen sijaan on materiaalikohtainen suure ja se kertoo todennäköisyyden vuorovaikuttaa minkä tahansa materiaalin nuklidin kanssa tiettyä neutronin kulkemaa matkaa kohden. Sen yksikkö on siten esimerkiksi $1/\text{cm}$. Jokaiselle reaktiolle on oma vaikutusalansa, esimerkiksi makroskooppinen fissionvaikutusala Σ_f ja makroskooppinen sirontavaikutusala Σ_s . Kaikkien makroskooppisten vaikutusalojen summa on kokonaisvaikutusala Σ_t ja sen käänteisluku on neutronien keskimääräinen vapaa matka λ . Toisin sanoen kokonaisvaikutusala, jonka yksikkö on $1/\text{cm}$, kertoo todennäköisyyden vuorovaikutukseen ja kokonaisvaikutusalan käänteisluku, jonka yksiköksi tulee cm , kertoo kuinka pitkälle neutroni keskimäärin pääsee vuorovaikuttamatta. Vaikutusaloihin liittyen on tärkeää huomata, että vaikutusalat riippuvat voimakkaasti neutronin liike-energiasta (nopeudesta) eli ne eivät missään nimessä ole vakioita. Tähän perustuu myös aiemmin mainittu neutronien hidastaminen termiselle alueelle, jossa todennäköisyys sille, että neutroni aiheuttaa fission, on suurempi. (Reuss, 2008, 25, 48 – 54)

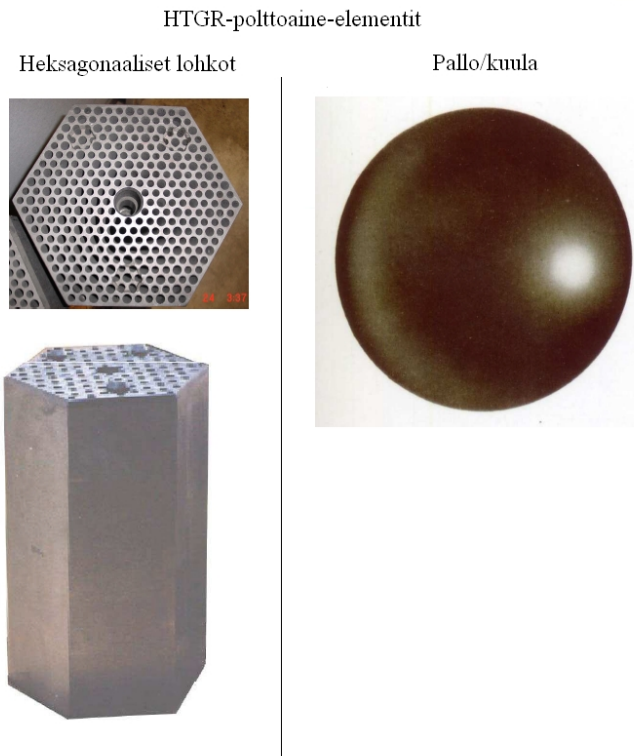
3 KAASUJÄÄHDYTTEISET KORKEALÄMPÖTILAREAKTORIT

Kaasujäähdytteisiä reaktoreita on ollut maailmassa jo 1950-luvulta lähtien. Etenkin Ranska ja Iso-Britannia ovat käyttäneet niitä paljon. Hidastinaineena näissä reaktoreissa on yleensä ollut grafiitti ja jäähdytykseen on käytetty useimmiten hiilidioksidia CO₂. (Melese & Katz, 1984, 3 – 4)

Kaasujäähdytteiset korkealämpötilareaktorit (HTGR) ovat edistysaskel alkuperäisistä kaasujäähdytteisistä reaktoreista. Niissä grafiitti toimii edelleen hidastimena mutta jäähdyte on suunnitelluissa konsepteissa helium. Myös sähköntuotto on suunniteltu toteutettavaksi kaasuturbiinilla (Braytonin kiertoprosessi), perinteisesti käytetyn höyryturbiinin (Rankinen kiertoprosessi) sijaan. Tällöin jäähdyteheliumia voidaan käyttää kaasuturbiinissa suoraan, kuten kiehutusvesilaitoksessa käytetään jäähdytteenä olevaa vettä höyryturbiinissa. Kaasuturbiiniprosessilla saavutetaan aikaisempaan verrattuna korkeammat lämpötilat ja parempi sähköntuottohyötysuhde. Korkealämpötilareaktorit soveltuvat myös sähköntuotannon ohella prosessihöyryn ja kaukolämmön tuottamiseen, suolan poistoon merivedestä sekä vedyntuotantoon. Etenkin vedyntuotanto vaatii kuitenkin erittäin korkean lämpötilan, joten tällainen reaktori olisi jo erittäin korkean lämpötilan reaktori (VHTR), josta mainittiin johdannossa. (Melese & Katz, 1984, 177 – 178, 278 – 283)

HTGR-reaktoreita on kahta perustyyppiä, ja ne eroavat toisistaan polttoaine-elementin muodon suhteen. Polttoaine on molemmissa tapauksissa monikerrospartikkeleina, jotka on sidottu grafiittimatriisiin. Nämä polttoaine-elementit voivat olla heksagonaalisia lohkoja tai kuulakekoreaktorin tapauksessa pallomaisia. (Melese & Katz, 1984, 43)

Kuvassa 3.1 on esitetty HTGR:n kahden perustyyppin polttoaine-elementit.



Kuva 3.1: Kaasujäähdytteisen korkealämpötilareaktorin polttoaine-elementit. Muokattu lähteestä (Reitsma, 2011, 9)

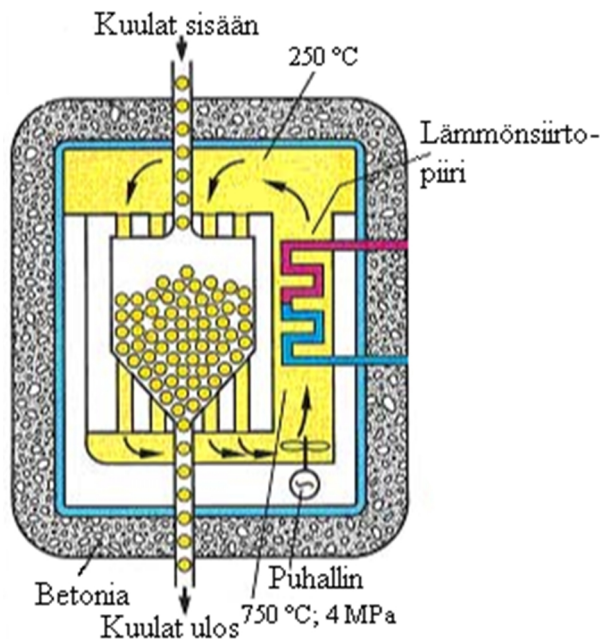
3.1 Kuulakekoreaktori

Kuulakekoreaktori on toinen kaasujäähdytteisten korkealämpötilareaktoreiden päätyypeistä. Siinä polttoaine on pieninä monikerrospartikkeleina grafiittikuulissa. Polttoainekuulien sisältämä grafiitti toimii reaktorin hidasteena, ja lisänä reaktorissa on pelkkää grafiittia sisältäviä kuulia, joihin voidaan myös tarvittaessa lisätä kaappaavaa ainetta (esimerkiksi booria) reaktiivisuuden hallitsemiseen. Reaktoria ympäröivä heijastin on myös tyypillisesti grafiittia ja säätösauvat sijaitsevat heijastimessa, koska niiden vapaa putoaminen sisälle reaktoriin voi vahingoittaa kuulia. Kuulakekoreaktoreissa on myös mahdollista olla keskiheijastin, jonka ympärillä polttoainekuulat sijaitsevat. Tällöin säätösauvat voivat sijaita myös keskiheijastimessa ja niille saadaan siten suurempi reaktiivisuusvaikutus. (Melese & Katz, 1984, 1; Lebenhaft, 2001, 88)

Kuulat ladataan reaktorin yläosasta, ja ne asettuvat reaktoriin satunnaisesti. Kuulat poistetaan reaktorin alaosasta ja kierrätetään takaisin yläosaan paitsi, jos niiden palama on niin suuri, että on aika poistaa ne käytöstä. Kyseessä on jatkuva lataus, eli sitä mukaa kun

kuulia poistetaan kierrosta, lisätään uusia kuulia kiertoon. Toinen vaihtoehto on olla kierrättämättä kuulia takaisin ylös, jolloin kuulat menevät reaktorin läpi vain kerran. Tällöin säästytään monimutkaisilta järjestelyiltä, joilla kuulien palamaa mitataan ja kuulia kierrätetään. Kolmas vaihtoehto on olla poistamatta kuulia ollenkaan, jolloin ainoastaan lisätään käyttöjakson aikana vähitellen lisää kuulia reaktoriin. Tällöin on kuitenkin pidettävä säännöllisin väliajoin polttoaineenvaihtoseisokki, jossa koko reaktori tyhjenetään kuulista ja ladataan uusi aloituslataus kuulia tilalle. Tämän on arvioitu kuitenkin tapahtuvan vain noin 10 vuoden välein, joten se ei ole ongelma ottaen huomioon, että muita reaktorin osia täytyy huoltaa aika ajoin joka tapauksessa. (Wallerbos, 1998, 3)

Kuvassa 3.2 on esitetty kuulakekoreaktorin periaatekuva. Huomaa jäähdyteliiumin kiertosuunta, ylhäältä alaspäin. Syy tähän on se, että toisinpäin kiertäessään heliumin virtaus nostaisi kuulia ylöspäin eli ne jäisivät leijumaan virtauksessa (Melese & Katz, 1984, 43, 50).



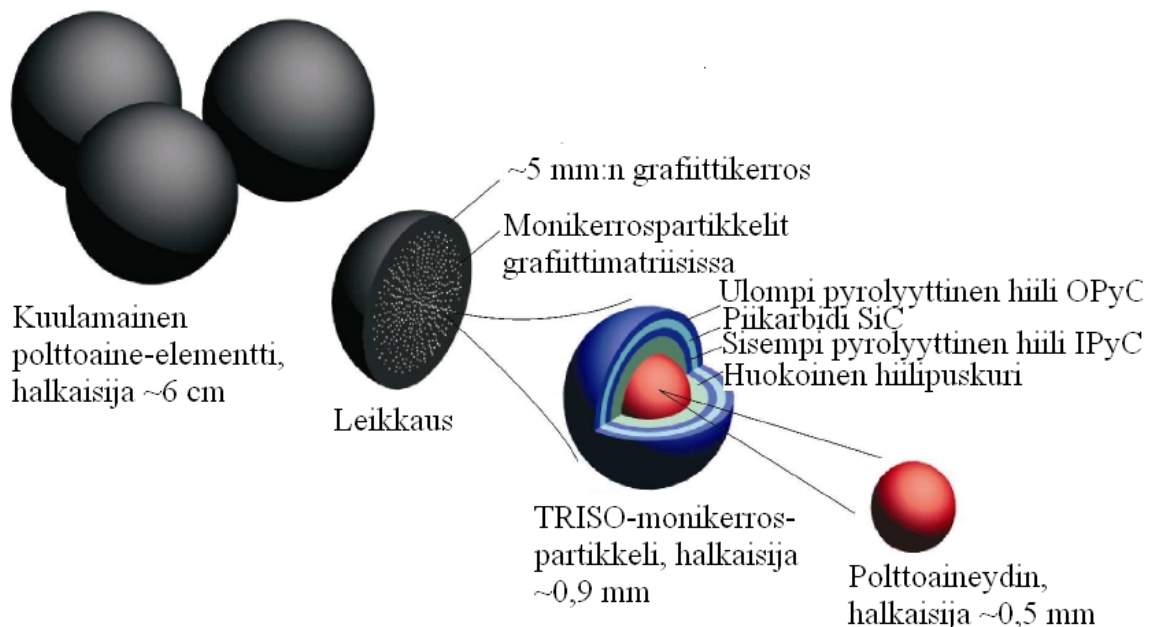
Kuva 3.2: Kuulakekoreaktorin periaatekuva. Muokattu lähteestä (European Nuclear Society)

3.1.1 Polttoainekuulan rakenne

Kuulakekoreaktoreiden käyttämä pallomainen polttoaine-elementti on tyypillisesti 6 cm halkaisijaltaan oleva grafiittipallo, jossa on tyypillisesti 5 cm halkaisijaltaan oleva sisäinen polttoainealue. Polttoaine on pienissä monikerroksisissa TRISO-partikkeleissa (Tristructural Isotropic), jotka ovat satunnaisesti sulautettu grafiittimatriisiin. Jokainen

näistä partikkeleista koostuu fissiillistä ytimestä (esimerkiksi uraanioksidia UO_2), jota ympäröi useampi keraaminen suojakerros. Nämä kerrokset ovat TRISO-partikkelin tapauksessa huokoinen hiilipuskurikerros, sisempi pyrolyyttinen hiilikerros IPyC (Inner Pyrolytic Carbon), piikarbidikerros SiC (Silicon Carbide) ja ulompi pyrolyyttinen hiilikerros OPyC (Outer Pyrolytic Carbon). Kuulan ulkoreuna on grafiittia. Puskurikerroksen tehtävänä on kerätä kaasumaiset fissiotuotteet. Pyrolyyttiset hiilikerrokset estävät kaasumaisten fissiotuotteiden vuotamisen ja piikarbidi kiinteiden fissiotuotteiden karkaamisen. (Melese & Katz, 1984, 186 – 188)

Kuvassa 3.3 on esitetty polttoainekuulan rakenne.



Kuva 3.3: Polttoainekuulan rakenne. Muokattu lähteestä (Reitsma, 2011)

3.1.2 Reaktortyyppin hyvät puolet

Kuulakekoreaktorilla on monia hyviä ominaisuuksia. Polttoainekuula kestää vähintään 1600 asteen lämpötilan ilman fissiotuotteiden karkaamista, ja merkittäviä määriä fissiotuotteita alkaa vapautua vasta yli 2000 °C:n lämpötiloissa. Reaktori on myös luontaisesti turvallinen reaktiivisuuden voimakkaan negatiivisen lämpötilakertoimen vuoksi. Tehon, ja siten lämpötilan, noustessa reaktiivisuus kääntyy nopeasti laskuun, mikä pysäyttää tehonnousun. Reaktorin tehotiheys on hyvin alhainen, 2-6 MW/m³ verrattuna esimerkiksi kevytvesireaktorin vähintään 50 MW/m³ lukemaan. Lisäksi lämpö siirtyy hyvin pois polttoainepartikkeleista keraamisten suojakerrosten hyvän lämmönjohtavuuden

vuoksi. Lämpö siirtyy onnettomuustilanteessakin passiivisesti konduktion, vapaan konvektion ja säteilyn avulla ilman vaaraa ylikuumenemisesta. Lisäksi jatkuvan latauksen vuoksi ylijäämäreaktiivisuus latausjakson alussa ja käyttöjakson aikana on huomattavasti pienempi kuin kevytvesireaktorin tapauksessa. Käytännön kokeilla on osoitettu, että jäähdytteenmenetysonnettomuudessa, jossa säätösauvoja ei tarkoituksenmukaisesti käytetä ollenkaan, reaktori ajaa itsensä automaattisesti turvalliseen tilaan eikä kuulien lämpötila nouse edes aiemmin mainittuun 1600 asteeseen. (Wallerbos, 1998, 1, 3 – 4)

Jäähdytteenä toimiva helium on myös jäähdytystarkoitukseen erinomainen, koska se ei juurikaan kaappaa neutroneita. Se ei myöskään aktivoidu neutronivuossa ja on lisäksi kemiallisesti inertti eli ei reagoi eikä irrota korroosiotuotteita reaktoripiiristä, kuten esimerkiksi vesi. Nämä jäähdytteen ominaisuudet ja lisäksi tiivis polttoainekuula ovat säteilysuojelullisesti erittäin hyviä asioita, koska reaktoripiiri pysyy lähes vapaana säteilevistä aineista. Helium pysyy myös yhdessä faasissa niin ilmanpaineessa kuin reaktorin korkeammassa paineessa ja sillä on kaasuksi hyvät lämmönsiirrolliset ominaisuudet. (Melese & Katz, 1984, 368)

Myöskään proliferaatio ei ole ongelma vaikka jatkuva lataus periaatteessa mahdollistaakin kuulien poiston reaktorista niin, että niissä olisi jonkin verran asekelpoista plutoniumia. Tutkimuksissa on todettu, että vaatisi erittäin suuren määrän, n. 100 000 kuulaa, tuottaa riittävästi plutoniumia ja kuulat pitäisi poistaa heti ensimmäisen kierron jälkeen. Plutoniumin saaminen pois kuulista olisi myös vaikea tehtävä monikerrospartikkelin vuoksi. Yritys tuottaa asekelpoista materiaalia olisi siis helppo huomata ja lisäksi kuulakekoreaktorin käyttäminen olisi erittäin vaivalloinen tapa tuottaa asekelpoista materiaalia. Normaalin käytetyn polttoaineen palama sen sijaan on niin suuri, että se on käytännössä hyödytöntä asekelpoiseksi materiaaliksi. (Terry, 2001, 39 – 40)

Reaktorikonseptin pitäisi olla myös taloudellisesti kilpailukykyinen pienikokoisuuden, modulaarisen suunnittelun ja näiden ansiosta lyhyen rakentamisajan vuoksi. Pienempi tehoisista reaktorimoduuleista koostuva laitos voi myös toimia osateholla huollon aikana, jos esimerkiksi vain yksittäistä moduulia huolletaan kerrallaan. Lisäksi luonnollisesti turvallinen reaktori ei välttämättä tarvitse monimutkaisia ja moninkertaisesti varmistettuja hätäjäähdytysjärjestelmiä. Kaasuturbiini-syklin ja korkean lämpötilan ansiosta hyötysuhde

on myös erittäin hyvä, jopa lähes 50 %, ja tämä parantaa polttoaineresurssien käyttöä. (Kadak, 2004)

Kuulakekoreaktori voi myös hyödyntää monenlaisia eri polttoainekiertoja. Polttoainekuuliin voi ladata erilaisia fissiilejä ja fertiilejä (muuttuu fissiiliksi kaapatessaan neutronin) materiaaleja ilman, että itse reaktoriin tarvitsee tehdä suurempia muutoksia. Polttoainekuulille tehtyjen testien mukaan ne kestävät myös suuria palamia hyvin, mikä omalta osaltaan parantaa polttoaineresurssien käyttöä. (International Atomic Energy Agency, 2010, 137 – 138)

3.1.3 Historia, havaitut ongelmat ja nykytilanne

Teoriassa konsepti kuulostaa siis erittäin hyvältä, mutta huolimatta useiden maiden yrityksistä kaupallistaa kuulakekoreaktorikonsepti, ei tässä ole vielä kukaan toistaiseksi onnistunut. Ensimmäisenä konseptia tutkittiin Saksassa, jonne rakennettiin AVR-kooreaktori (Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor), joka toimi vuosina 1967–1988. Tämän jälkeen rakennettiin myös demolaitos THTR300 (Thorium High Temperature Reactor), joka toimi kuitenkin vain vuosina 1985–1989. Reaktorin käytössä oli melko paljon ongelmia mutta sulkemispäätös oli enimmäkseen poliittinen (Tshernobylin onnettomuus 1986 ja Saksojen yhdistyminen 1989).

AVR-reaktorista sen sijaan saatiin paljon hyödyllistä käyttökokemusta ja se osoitti periaatteellisesti, että konsepti toimii. Vasta kymmeniä vuosia reaktorin käytön jälkeen julkaistun Moormannin raportin (2008) mukaan huomattiin kuitenkin, että kuumimmat lämpötilat reaktorissa olivat yli 200 astetta kuumempia kuin oli arvioitu. Lisäksi primääripiiri oli pahasti kontaminoitunut ja Moormannin mukaan syynä olivat nämä korkeat lämpötilat, joissa raskasmetallit diffusoituvat läpi polttoainepartikkelien SiC-kerroksesta, vaikka kuulat olisivat vahingoittumattomia. Mallinnohjelmit ovat kuitenkin vuosien saatossa kehittyneet valtavasti ja nykyisin esimerkiksi CFD-laskennalla (Computer Fluid Dynamics) voidaan mallintaa lämpötiloja paljon tarkemmin. Lisäksi on kehitetty kuulakonseptia, jossa olisi SiC-kerroksen tilalla zirkoniumkarbidi ZrC-kerros (Zirconium Carbide), jolloin fissiotuotteiden hallinta kuumissakin lämpötiloissa on parempi (International Atomic Energy Agency, 1997, 394).

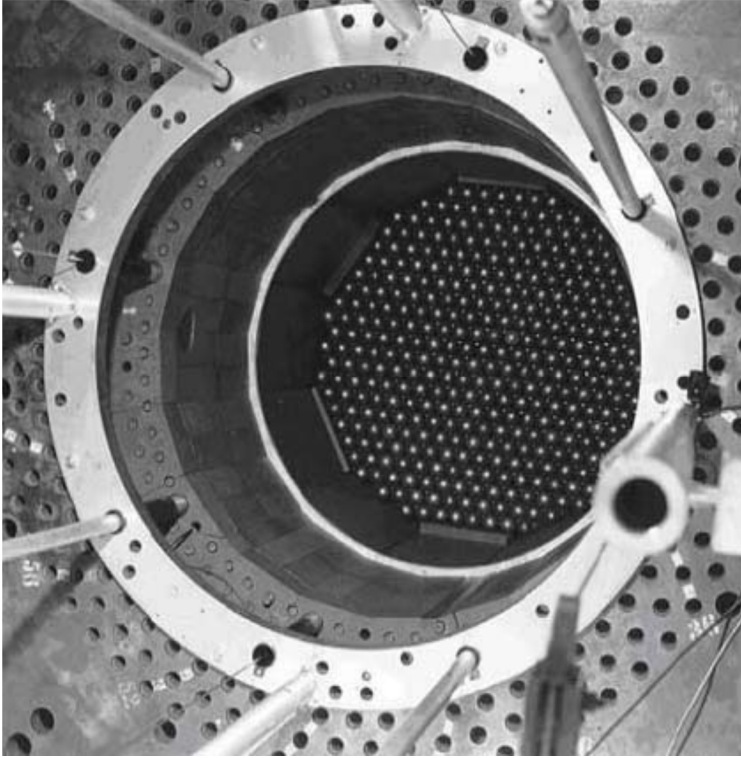
Etelä-Afrikan PBMR-projekti (Pebble Bed Modular Reactor) kaatui lopulta talousongelmiin ja toistuviin aikataulusta myöhästymisiin. Ministeri Barbara Hogan kertoo puheessaan (2010), että demonstraatiolaitoksen olisi alkuperäisen suunnitelman mukaisesti pitänyt olla valmis jo vuonna 2004 ja hinnaltaan noin 200 milj. €a. Vuoteen 2010 mennessä oli kuitenkin sijoitettu rahaa jo noin 850 milj. €a eikä mitään ollut vielä edes rakennettu. Ministerin mukaan tästä rahasummasta suurin osa, noin 80 %:a, tuli Etelä-Afrikan valtiolta, koska ulkopuolista rahoittajaa ei ollut löytynyt. Edellä mainituista syistä johtuen valtio päätti lopettaa projektin. Kuulakekokonsepti pudotettiin myös Yhdysvaltojen NGNP-projektista (Next Generation Nuclear Plant), ja lopulta tähän projektiin valittiin heksagonaalisia lohkoja polttoaine-elementtinään käyttävä AREVA:n ANTARES-reaktorikonsepti (World Nuclear News, 2012).

Nykyisin ainut toiminnassa oleva kuulakekoreaktori on Kiinassa sijaitseva koereaktori HTR-10, joka on ollut toiminnassa vuodesta 2000. Kiinaan kohdistuvat tällä hetkellä toiveet konseptin jatkumisesta, koska sinne rakenteilla oleva demonstraatiolaitos HTR-PM (High Temperature Reactor – Pebble Modular) on myös ainut tuleva kuulakekoreaktorilaitos tällä hetkellä. Reaktorin pitäisi itse asiassa olla jo toiminnassa alkuperäisten suunnitelmien mukaan, mutta muun muassa Fukushima onnettomuuden takia uusin arvio on vuosi 2015. (World Nuclear Association, 2012)

4 LEU-HTR PROTEUS

PROTEUS on Sveitsissä sijaitseva nollatehoinen kooreaktorilaitos, jota ylläpitää Paul Scherrer Instituutti (PSI). Reaktori on perusgeometrialtaan sylinterimäinen grafiittirengas, jonka keskellä on lieriömäinen ontelo. Grafiittirengas on käytännössä säilynyt lähes muuttumattomana kaikissa koejärjestelyissä mutta keskellä oleva ontelo on muuttunut koejärjestelyiden luonteen mukaan. Vuosina 1992–1996 reaktori oli valjastettu kuulakekoreaktoreiden tutkimista varten osana IAEA:n (International Atomic Energy Agency) järjestämää ns. koordinoitua tutkimusohjelmaa, johon osallistui 8 erillistä tutkimuslaitosta seitsemästä eri maasta. Tutkimusohjelman taustalla oli tarve kokeelliselle tiedolle matala-väkevöidyn uraanin (LEU, Low Enriched Uranium) käytöstä pienikokoisessa kuulakekoreaktorissa. Lisäksi tutkittiin muun muassa veden aiheuttamaa reaktiivisuusvaikutusta sen päästyä reaktoriin. Vesi toimii reaktorissa lisähidastimena, jolloin sen reaktiivisuusvaikutus on positiivinen alihidastetussa reaktorisysteemissä. Tämä tutkimus suoritettiin käyttämällä polyeteeni-sauvoja veden simuloimiseen, koska oikeaa vettä reaktoriin ei haluttu päästää turvallisuussyistä. (International Atomic Energy Agency, 2001, 1, 13, 46)

Reaktorissa polttoaineena käytetty LEU-polttoaine oli väkevöity U-235:n suhteen 16,76 prosenttiseksi massaprosenteissa ja Difilippon (2003) mukaan 16,94 prosenttiseksi atomitiheyksissä laskettuna. Vertailun vuoksi voidaan todeta, että esimerkiksi Suomessa käytettävissä kevytvesireaktoreissa lukemat ovat luokkaa 5 %:a eli huomattavasti vähemmän. Reaktorin teho oli 1 kW, joten se ei tarvinnut aktiivista jäähdytysjärjestelmää (siitä nimitys nollatehoinen). Lisää reaktorista ja sen geometriasta kerrotaan kappaleessa 6. Kuvassa 4.1 on esitetty valokuva reaktorista ylhäältä päin kuvattuna yläheijastin poistettuna. Reaktori ladattiin koejärjestelyissä yli kymmenellä eri tavalla. Lisäksi lataus tapahtui kolmella toisistaan poikkeavalla tavalla, joista kaksi oli deterministisiä ja yksi stokastinen. Deterministisissä konfiguraatioissa kuulat ladattiin tietynlaiseen kidehilaan ja niiden tarkat koordinaatit on mahdollista päätellä. Tämä mahdollistaa näiden konfiguraatioiden tarkan mallinnuksen ja myös polyeteenisauvojen käytön kuulien välissä. Stokastinen eli satunnainen lataustapa sen sijaan kuvastaa paremmin oikean kuulakekoreaktorin toimintaa mutta on vastaavasti vaikeampi mallintaa, johtuen kuulajakauman satunnaisuudesta. Lisää reaktorin lataustavoista kerrotaan kappaleessa 6.1. (International Atomic Energy Agency, 2001, 13, 64 – 65)



Kuva 4.1: LEU-HTR PROTEUS ylhäältä päin kuvattuna yläheijastin poistettuna. (Gougar, 2009, 3)

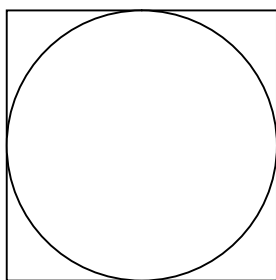
Tässä työssä on tarkoitus mallintaa tätä kooreaktoria Monte Carlo -menetelmää käyttävällä Serpent -ohjelmakoodilla. Aluksi kerrotaan kuitenkin hieman Monte Carlo -menetelmästä ja Serpentistä yleisesti.

5 MONTE CARLO -MENETELMÄ

Nimeä Monte Carlo on sovellettu ensimmäistä kertaa 1940-luvulla matemaattisiin tilastollisiin menetelmiin, joita käyttivät Los Alamosissa ydinaseiden kehittämistä tutkivat tiedemiehet von Neumann, Ulam ja Metropolis. Menetelmälle keksitty nimi tuli Ulamin sedän tavasta lainata pelirahaa sukulaisilta, jotta hän voisi käydä kasinolla Monte Carllossa. Itse menetelmä juontaa juurensa kuitenkin huomattavasti ajassa taaksepäin. Esimerkiksi kuuluisa Comte de Buffonin neulakoe vuodelta 1777 on esimerkki Monte Carlo -tyyppisestä tavasta ratkaista ongelma. Kokeessa heitettiin neulaa vaakasuoralle tasolle, jossa oli suoria viivoja, ja laskettiin todennäköisyys, että neula leikkaa jonkin suorista toistamalla heittotapahtuma useamman kerran. (Metropolis, 1987, 127; Buffon, 1777)

Lux ja Koblinger toteavat kirjassaan (1991, 5), että tarkkaa määritelmää Monte Carlolle on vaikea esittää, mutta yhteistä kaikille tulkinnoille on se, että menetelmä sisältää aina jonkin sortin satunnaisen otannan. Kalos ja Whitlock sen sijaan toteavat kirjassaan (2008, 1), että menetelmän ydin on ns. onnenpelien luominen. Onnenpeli määritellään peliksi, jossa tulos riippuu ainakin jossain määrin satunnaisista muuttujista. Tällaisen pelin käyttäytymistä ja tuloksia voidaan käyttää tutkimaan jotain mielenkiinnon kohteena olevaa ilmiötä. Esimerkkinä pelistä voidaan pitää vaikka sellaista korttipeliä, jossa taidolla ei ole juurikaan merkitystä. Ulam keksikin menetelmän pelatessaan pasianssia (Eckhardt, 1987). Hänelle tuli mieleen, että todennäköisyys voittaa peli saadaan selville yksinkertaisesti pelaamalla peliä riittävän monta kertaa ja laskemalla sitten voittojen suhde hävittyihin peleihin.

Menetelmää voidaan havainnollistaa myös seuraavasti. Piirretään yksikköympyrä (säde $r = 1$) ja sen ympärille neliö kuvan 5.1 mukaisesti. Ympyrän pinta-ala on tunnetusti $\pi \cdot r^2$ eli tässä tapauksessa π . Ympyrää kehystävän neliön pinta-ala on tällöin $2 \cdot 2 = 4$. Täten ympyrän ja neliön pinta-alojen suhde on $\pi/4$. Monte Carlo -simuloinnissa heitetään pisteitä tasaisesti joka puolelle neliötä niin, että niiden jakauma on täysin satunnainen. Riittävällä pisteiden määrällä ympyrän sisään jäävien pisteiden suhde ympyrän ulkopuolelle jääviin pisteisiin lähestyy lukua $\pi/4$. Kertomalla tulos neljällä saadaan arvio luvulle π . Tulos on sitä tarkempi mitä enemmän pisteitä käytetään eli mitä useampi toisto simuloinnissa tehdään.



Kuva 5.1: Yksikköympyrä, jota ympäröi neliö.

Monte Carlo -pelin antama lopputulos on aina arvio fysikaalisesta tuntemattomasta suureesta. Jokainen simuloitu tapahtuma antaa oman panoksensa tähän lopputulokseen. Lopullinen arvio on yleensä yksittäisten simulointien tuloksien keskiarvo ja se on sitä tarkempi mitä enemmän yksittäisiä simulointeja tehdään. (Lux & Koblinger, 1991, 30)

Monte Carlo -menetelmässä olennaista on siis ilmiön satunnaisuus ja riittävien toistojen avulla saatava tilastollinen todennäköisyys. Menetelmää voidaan soveltaa kahdella eri tavalla, analogisesti tai epäanalogisesti. Analogisessa simuloinnissa stokastinen malli kopioi fysikaalista ilmiötä (esimerkiksi neutronin kulkeminen) niin tarkasti kuin mahdollista. Epäanalogiseksi simuloinniksi sanotaan kaikkea muuta menetelmän soveltamista, kuten esimerkiksi integraalin ratkaisemista. Menetelmä soveltuu analogisessa muodossa neutronin seuraamisen lisäksi myös esimerkiksi fotonin ja säteilyn mallintamiseen. Sillä voidaan epäanalogisessa muodossa ratkaista moniulotteisia matemaattisia integraaleja ja sillä on käyttökohteita myös ekonomisessa laskennassa. Myös analogisen simuloinnin korvaaminen epäanalogisella saman ongelman ratkaisussa voi olla paljon tietokonetehoa säästävä ratkaisu. Esimerkiksi kaukana partikkelilähteestä sijaitsevalle detektorille tulee vain murto-osa lähteen emittoimista partikkeleista, jolloin analogisessa simuloinnissa seurataan turhaan suuri määrä partikkeleita, koska tilastollisesti merkitseviä ovat vain detektoriin osuvat partikkelit. Tällöin vaihtaminen epäanalogiseen simulointiin, jossa detektoriin osuvia partikkeleita painotetaan eri tavalla kuin muita, tuottaa tarkemman tuloksen vähemmällä partikkelien kokonaismäärällä ja siten vähemmällä tietokonetehon kulutuksella. (Lux & Koblinger, 1991, 5 – 6)

5.1 Neutronin mallintaminen

Monte Carlo -menetelmää sovellettaessa reaktorifysiikkaan, on ideana seurata yksittäisen neutronin kulkua reaktorissa. Neutroneja lähetetään tietystä lähdepisteestä tai lähdepisteistä satunnaisesti suuntiin ja niille määritetään alkuenergia ja vapaa matka, minkä jälkeen

törmäys tapahtuu. Törmäyksessä tapahtuva reaktio riippuu todennäköisyyksistä, joita makroskooppiset vaikutusalat kuvaavat. Reaktio voi olla sironta, fissio tai kaappaus. Kun prosessi toistetaan riittävän suurelle joukolle neutroneita, saadaan tilastollisella laskennalla reaktorin toimintaa kuvaavia suureita laskettua. Esimerkiksi kasvutekijän laskeminen on yksinkertaista, koska se saadaan jakamalla sen hetkisen neutronisukupolven neutronien määrä edellisen sukupolven neutronien määrällä. (Leppänen, 2007, 97, 104 – 105, 113 – 114)

Perusoletuksina neutronin kulkua mallinnettaessa ovat neutronin olettaminen pistemäiseksi partikkeliksi, jolla on suora liikerata kahden törmäyksen välillä ja se, että neutronit eivät törmää tai vaikuta keskenään toisiinsa (Leppänen, 2007, 55). Monte Carlo -simulaation kulku on lyhykäisyydessään Leppäsen (2007, 97 – 106) mukaan seuraava:

1. Valitaan neutronin lähtöpiste ja arvotaan neutronille alkuenergia ja suunta.
2. Lasketaan neutronin keskimääräinen vapaa matka ja liikutetaan neutroni seuraavalle törmäyspaikalle, joka on keskimäärin yhden vapaan matkan päässä.
3. Jos neutroni tulee reaktorin ulkoreunalle ja vuotaa ulos, neutronihistoria lopetetaan.
4. Jos ei tapahdu neutronin vuotamista ulos, arvotaan tapahtuva törmäysreaktio.
 - a. Jos kyseessä on sironta, siirrytään takaisin kohtaan 1 ja arvotaan uudet alkuenergia ja suunta.
 - b. Jos kyseessä on fissio, kirjataan fission syntypaikka ylös ja lopetetaan neutronihistoria. Seuraavan sukupolven neutronihistoriat voidaan aloittaa tästä fission syntypaikasta.
 - c. Jos kyseessä on kaappaus, lopetetaan neutronihistoria.

Monte Carlo -simuloinnin hyviä puolia on sen yksinkertaisuus ja potentiaali tuottaa tarkkoja tuloksia ilman suurempia geometrian tai laskennan yksinkertaistuksia. Isotooppien vaikutusaloja ja muita tärkeitä tietoja sisältävistä ydinkirjastoista voidaan lukea arvot suoraan jatkuvaenergisinä eikä niitä ole tarvetta diskretisoida energian suhteen. Tällöin saadaan käyttöön paras mahdollinen kokeellinen tai teoreettinen tieto neutronien vuorovaikutuksesta muun aineen kanssa. Simulointi on kuitenkin paljon aikaa ja tietokonetehoa vievää, koska toistoja täytyy tehdä miljoonia, eikä siltikään päästä edes lähelle neutronien todellista määrää reaktorissa. (Leppänen, 2007, 209)

Yleensä Monte Carlo -ohjelmien käyttökohteita ovat kriittisyysturvallisuusanalyysit, säteilysuojelu- ja dosimetrialaskut, detektorien mallinnus sekä determinististen laskentakoodien validointi. Näille kaikille yhteistä on tarve mallintaa geometria ja vuorovaikutusten fysiikka mahdollisimman tarkasti, yleensä välittämättä tietokoneressurssien kulumisesta. Tällöin Monte Carlo soveltuu laskentaan erittäin hyvin. (Leppänen)

5.2 Serpent

Serpent -ohjelmakoodi on VTT:n tutkijan Jaakko Leppäsen kehittämä 3D jatkuvaenerginen Monte Carlo -menetelmään perustuva neutronifysiikkakoodi. Alun perin koodi suunniteltiin kaksiulotteiseen nippulaskentaan ja ryhmäkohtaisten ydinvakioiden kuten diffuusiovakioiden luomiseen deterministisille laskentakoodille. Serpentin käyttämä universumipohjainen geometriamallinnus soveltuu kuitenkin myös monimutkaisen kolmiulotteisen geometrian mallinnukseen. Koodiin on myös valmiiksi kehitetty erilaisia geometriamalleja ajatellen HTGR-reaktoreiden mallinnusta, mikä tekee siitä tämän työn kannalta erinomaisen mallinnustyökalun. Nykyisin Serpentiin on lisätty myös mahdollisuus palamalaskuihin. (Leppänen)

Serpentin neutronien kuljetus ja seuranta perustuu yhdistettyyn säteenseuranta- (ray tracing) ja Woodcockin delta-tracking -algoritmiin. Ydinvakiodata ladataan jatkuvaenergisistä ACE-muotoisista (A Compact Evaluated Nuclear Data File) datakirjastoista. Näissä kirjastoissa jokaisella nuklidilla on oma energia-asteikkonsa ja esimerkiksi materiaalin kokonaisvaikutusala saadaan summaamalla yhteen kaikkien materiaalinuklidien arvot yhteen. Tämä vaatii iteratiivisen laskennan, joka on toistettava aina kun materiaali vaihtuu. Serpentissä luodaan tämän välttämiseksi yksi yhtenäinen energia-asteikko, joka on kaikille nuklideille sama. Tällöin iteraatioiden määrä vähenee huomattavasti ja laskenta tarvitsee toistaa ainoastaan, kun neutronin energia muuttuu. Haittapuolena on tietokonemuistin käytön lisääntyminen huomattavasti. (Leppänen, 2012)

Serpentin ja yleensäkin Monte Carlo -menetelmän rinnakkaistuvuus on erinomainen, koska neutronit eivät vaikuta toisiinsa, joten useampaa neutronihistoriaa voidaan seurata samanaikaisesti eri prosessoreilla. Tässä työssä Serpentia ajetaan MPI:n (Message Passing Interface) avulla useamman tietokoneen klusterilla, jonka kaikki koneet ovat moniytimisiä.

Yhden koneen toimiessa pääkoneena voidaan laskentaan valjastaa yhden tai useamman muun koneen ytimet esimerkiksi yhteensä 12 ydintä, jolloin päästään suurillakin neutronien määrällä riittävän lyhyisiin laskenta-aikoihin.

Serpentistä on olemassa myös kakkosversio, jota kutsutaan Super-Serpentiksi. Koko ohjelman lähdekoodi on uudelleenkirjoitettu ja tavoitteena on entistä parempi palamalaskennan rinnakkaistaminen vähemmällä muistinkäytöllä. Syy koodin uudelleen kirjoitukseen on ykkösversion vähittäinen päivittäminen ilman sen suurempaa päämäärää, minkä seurauksena ohjelman laskurutiinit ovat monimutkaistuneet aikojen saatossa. Tämän vuoksi uusien ominaisuuksien lisääminen tulee koko ajan vaikeammaksi ilman, että jokin muu ominaisuus menee rikki. Lisäksi ykkösversion rinnakkaistaminen vaatii valtavia määriä muistia varsinkin palamalaskennassa. (Leppänen)

Serpentin ykkösversiossa rinnakkaistaminen toteutetaan MPI:llä niin, että jokainen käytössä oleva ydin saa oman osansa neutroneita itsenäisesti simuloitavaksi. Esimerkiksi jos käytössä on 10 ydintä ja mallinnetaan yhteensä 500 000 neutronia, tulee ydintä kohden 50 000 neutronia ja lopuksi tulokset yhdistetään. Tällöin jokainen rinnakkainen prosessi tarvitsee kopion kaikesta syöttödatasta ja tämä syö paljon muistia. Super-Serpentissä on käytössä MPI:n ja OpenMP:n (Open Multiprocessing) yhdistelmä, jossa rinnakkaiset säikeet lukevat tiedot samasta muistista ja rinnakkaistus tapahtuu jokaisen neutronisyklin alussa eli solmut kommunikoivat keskenään MPI:n kautta myös laskennan aikana. (Leppänen, 2011)

Lisäksi Super-Serpentin uutena ominaisuutena on fotonien ja gammakvanttien mallintaminen neutronien lisäksi, jolloin ohjelmalla voidaan laskea myös säteilysuojelulaskuja. Näitä varten on mahdollista myös asettaa implisiittinen (ei-analoginen) laskenta, kun taas ykkösversiossa laskenta on täysin analogista. (Leppänen)

Tämän työn yhtenä osana on Serpentin ykkösversion ja kakkosversion antamien tuloksien vertailu toisiinsa ja myös laskenta-aikojen vertailu versioiden välillä.

6 REAKTORIN GEOMETRIA JA SE MALLINNUS

Vuoden 2012 kansainvälisen reaktorifysiikan vertailulaskenta -käsikirjan (IRPhE, International Reactor Physics Benchmark Experiments) perusteella on tässä työssä päivitetty valmiiksi Ville Rintalan alun perin luoma Serpent-syöttötiedosto. Käsikirjan (IRPhE Handbook, 2012) tiedot eivät ole kuitenkaan julkisia, joten geometriamallin yksityiskohtia käsitellään tässä työssä vastaavalla tarkkuudella kuin muissakin julkisissa lähteissä. Tästä lähtien työssä puhuttaessa käsikirjasta viitataan aina samaan lähteeseen.

6.1 Mallinnukseen valitut kuulakonfiguraatiot

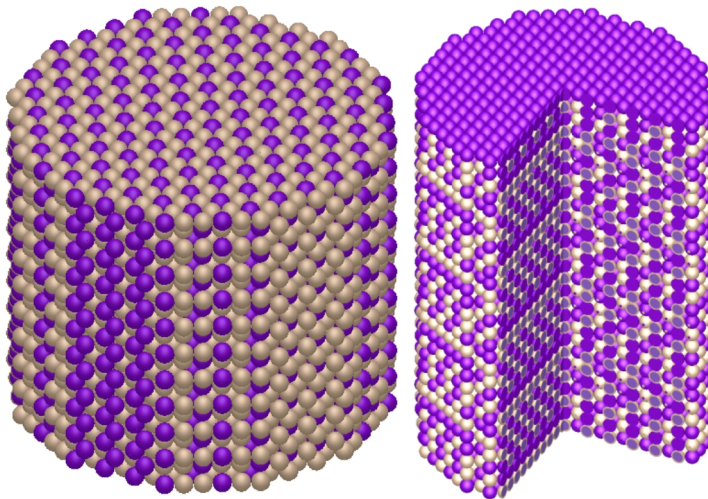
Liitteen I taulukossa I.1 on esitetty kaikki suoritettut koejärjestelyt. Vaihteluina olivat esimerkiksi kuulien pakkaustapa ja hidastinkuulien määrän suhde polttoainekuulien määrään. Lisäksi joissakin konfiguraatioissa oli polyeteenisauvoja veden simulointiin, kuten mainittiin kappaleessa 4. Mallinnukseen valitut konfiguraatiot ovat esitettyinä taulukossa 6.1 Polyeteeniä sisältävät konfiguraatiot rajattiin pois mallinnuksesta, ja tavoitteena oli saada aikaan kokonaisuus, jossa eri pakkaustyyli ja hidastin/polttoaine - suhteet tulisi mallinnettua. Valitettavasti aika ei riittänyt satunnaisten pakkaustapojen mallinnukseen.

Taulukko 6.1: Mallinnukseen valitut LEU-HTR PROTEUS-konfiguraatiot. Tehty lähteen (International Atomic Energy Agency, 2001) perusteella.

Konfiguraatio	Kuulien määrät	Pakkaus	Kommentit
1A.2	H/P: 2470 / 4951 Suhde: 1:2 Kerroksia: 21	HCP (AB)	
5.1/5.3	H/P: 2870 / 5433 Suhde: 1:2 Kerroksia: 22 + 1	CHPOP (ABC)	23:s kerros vajavainen polttoainekuulien suhteen. Konfiguraatiossa 5.1 alaheijastimen jäähdytyskanavat auki, 5.3:ssa kiinni.
9.1/9.2	H/P: 4877 / 4870 Suhde: 1:1 Kerroksia: 27/27+1	CHPOP (ABCDEF)	Core 5 hidastin/polttoaine-suhteella 1:1. Konfiguraatiossa 9.1 säätösauvat täysin ylös vedettynä. Konfiguraatio 9.2:ssa lisäksi yksi kerros pelkkiä hidastinkuulia.

Kappaleessa 4 ja taulukossakin esiintyvät deterministiset pakkaustavat olivat heksagonaalinen tiivispakkaus (HCP, Hexagonal Close-Packed) ja heksagonaalinen pylväspakkaus (CHPOP, Column Hexagonal Point-On-Point). HCP vastaa tiiveintä mahdollista pakkaustapaa. Siinä ylemmän kerroksen kuula tulee aina alemman kerroksen neljän kuulan muodostaman neliön keskelle ja aukko-osuus on vain 26 % eli kuulat peittävät 74 % tilavuudesta. CHPOP:ssa päällekkäiset kerrokset muodostavat pylväitä eikä niissä ole sivuttaissuuntaista siirtymää. Tällöin aukko-osuus on noin 40 % ja tämä on lähempänä satunnaisesti pakattua todellista reaktoria. (Difilippo, 2003, 241)

Pakkaustavan lisäksi vaihteli kuulajakauma yksittäisessä kuulakerroksessa. Esimerkiksi konfiguraatiossa 1A jakauma oli ABABAB eli parilliset kerrokset olivat keskenään samanlaisia ja parittomat kerrokset vastaavasti toistensa kanssa keskenään samanlaisia. Konfiguraatiossa 9 sen sijaan oli ABCDEF-jakauma, eli vain joka kuudes kerros oli keskenään samanlainen. Kuvassa 6.1 on esitetty konfiguraation 1 (HCP, AB) ja konfiguraation 9 (CHPOP, ABCDEF) mallikuvat. Huomaa myös konfiguraatio 9.2:n päällimmäinen kerros, joka koostui pelkistä hidastinkuulista. (Chawla et al., 2002, 51)

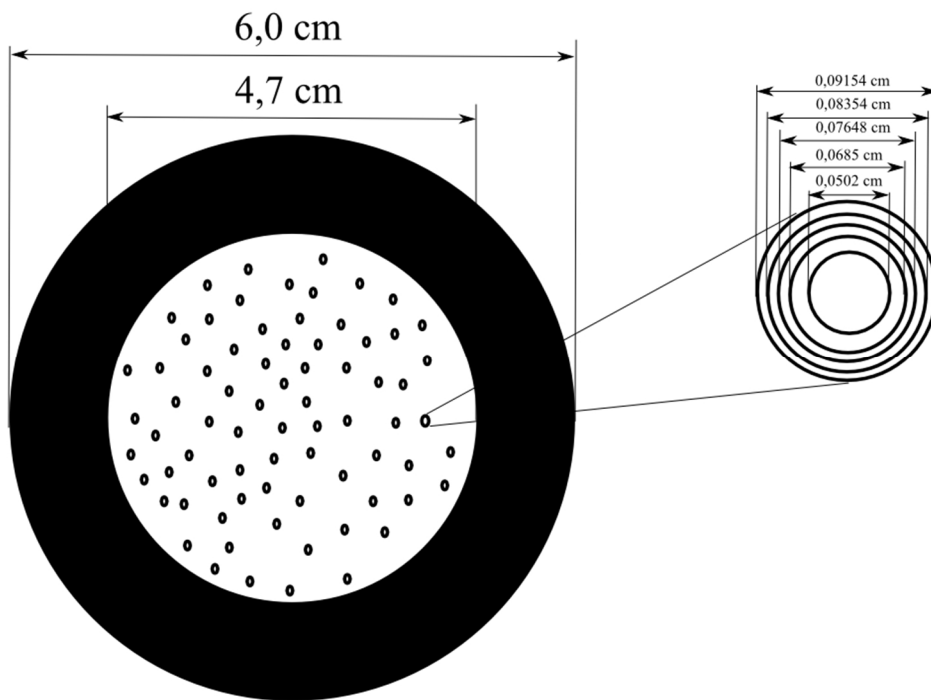


Kuva 6.1: Vasemmalla konfiguraatio 1A, oikealla konfiguraatio 9.2. Vaalea kuula on polttoaine kuula ja violetti kuula hidastinkuula. (United States Nuclear Regulatory Commission, 2012, 23, 25)

Kuulakeot luotiin tässä työssä MATLAB-ohjelmalla, josta saatiin Serpentiin ladattava syöttötiedosto, missä määritetään eksplisiittisesti jokaisen kuulan koordinaatit reaktorissa.

6.2 Kuulien ja partikkelien mallinnus

Yksittäisen kuulan ja yksittäisen partikkelin dimensiot on esitetty kuvassa 6.2. Polttoainekuulan grafiittimatriisissa partikkelit ovat satunnaisesti ja mallissa käytössä on 10 partikkelijakaumaltaan erilaista kuulaa, joissa kaikissa on 9394 polttoainepartikkeliä. Yhdessä kuulassa on uraania yhteensä 5,966 g, josta U-235:n osuus on 1 g eli jo aiemmin mainittu noin 16,76 massa-%:ia. Hiilen määrä yhdessä polttoainekuulassa on 193,1 g ja yhdessä hidastinkuulassa 189,1 g. Hidastinkuulan halkaisija on 6,0 cm kuten polttoainekuulankin kokonaishalkaisija. (International Atomic Energy Agency, 2001, 52, 56)



Kuva 6.2: Yksittäisen kuulan ja yksittäisen partikkelin dimensiot.

6.3 Reaktorin geometria yleisesti

Luvussa 4 mainittu sylinterimäinen grafiittirengas, joka on reaktorin sivuhevijastin, on sisä- ja ulkoreunan poikkileikkaukseltaan epäsäännöllinen 22-kulmio ja se koostuu grafiittilohkoista (IRPhE Handbook, 2012). Sen sisähalkaisija on noin 1,25 metriä, ulkohalkaisija noin 3,26 metriä ja korkeus noin 3,30 metriä (Chawla et al., 2002, 51). Keskellä sijaitseva reaktorontelo, johon kuulat ladataan, on siten myös samalla tavalla ulkoreunan poikkileikkaukseltaan 22-kulmainen. Ontelo muunnettiin kuitenkin

deterministisiä lataustapoja varten säännölliseksi 12-kulmioksi tarkoitusta varten suunnitelluilla grafiittilohkoilla, ja tämän 12-kulmion tahkot ovat 60,15 cm:n ja 60,3 cm:n säteellä keskustasta (Difilippo, 2003, 241). Luvussa 4 esitetyssä kuvassa 4.1 näkyy reaktoriontelon todellinen poikkileikkaus.

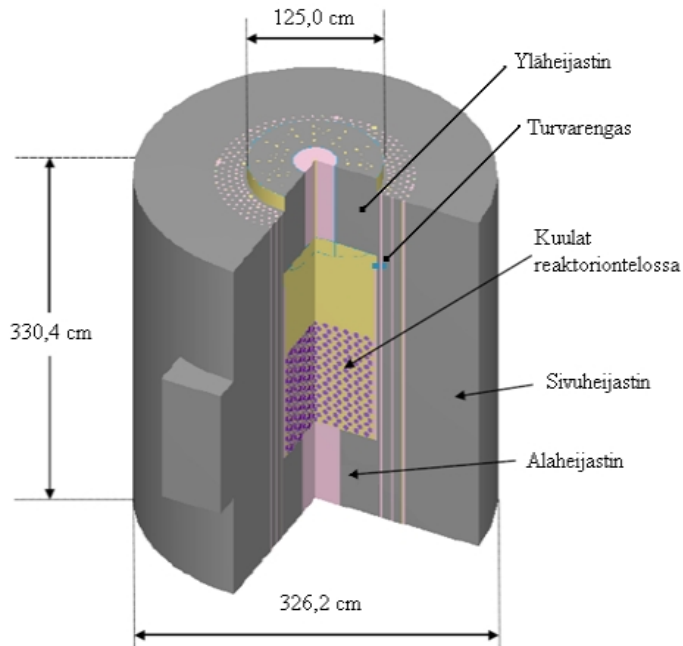
Reaktorisysteemi on metallisen jalustan päällä ja jalustan korkeus on 7,5 cm. Lattiatasosta puhuttaessa tarkoitetaan tämän jalustan yläpintaa. Reaktoriontelo alkaa lattiatasosta mitattuna korkeudesta 78,0 cm ja sen alapuolella on grafiitista koostuva alaheijastin. Ontelo ylettyy korkeuteen, josta yläheijastin alkaa. Ontelon 12-kulmainen osa on 172,9 cm korkea. Yläheijastin on hyvin monimutkainen rakennelma mutta yksinkertaistetusti se koostuu kahdesta sisäkkäisestä grafiittisylinteristä, joita ympäröi joka puolella alumiini. Yläheijastimen grafiitti alkaa korkeudesta 267,3 cm ja grafiittiosa on 78,0 cm korkea. Yläheijastimen grafiitti ylettyy korkeammalle kuin sivuheijastin, korkeuteen 345,3 cm lattiatasosta mitattuna. Yläheijastimen alapuolella korkeudella 254,4 cm on alumiininen turvarengas, jonka on tarkoitus estää yläheijastinta putoamasta kuulien päälle onnettomuustilanteessa. (Difilippo, 2003, 241)

Ala- ja yläheijastimessa on muun muassa reaktorin jäähdytyksestä huolehtivia porattuja kanavia. Säätösauvat sijaitsevat sivuheijastimessa ja lisäksi siellä on myös satoja porattuja kanavia, joista suurin osa on täytetty grafiittisauvoilla. Sivuheijastimen yhdellä sivulla sijaitsee grafiittinen terminen pylväs, joka on mitoiltaan 1,2 m x 1,2 m ja se on korkeudella 98,4...218,4 cm. Sivuheijastinta ympäröi betoniseinät. (Gougar, 2009, 4 – 5).

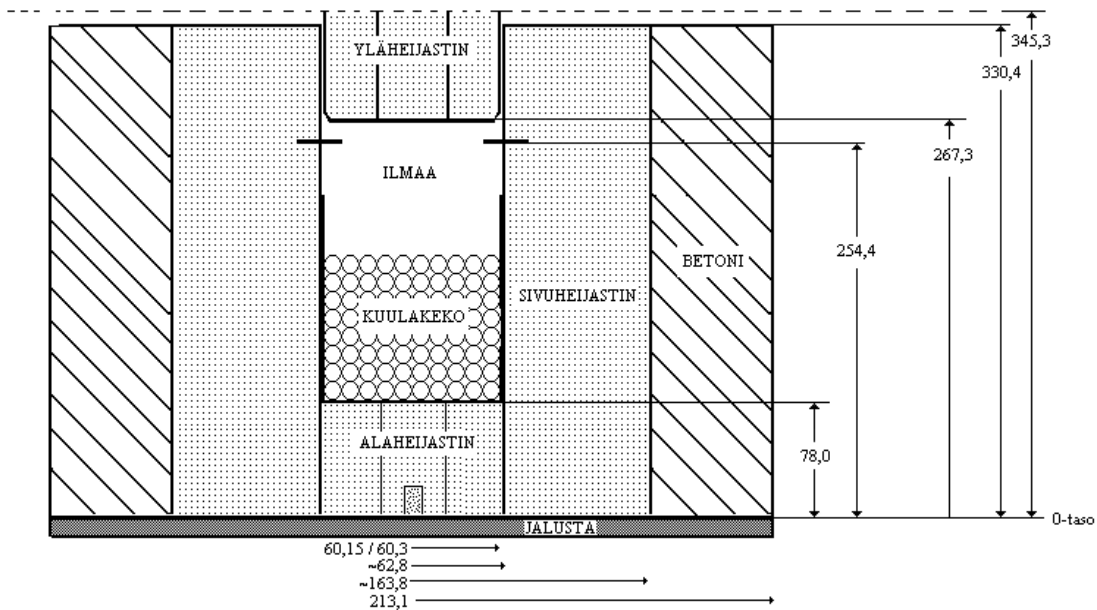
Kuvassa 6.3 on esitetty reaktorin kolmiulotteinen poikkileikkaus ja tärkeimmät dimensiot. Kuvassa näkyvät reaktoriontelo, ylä- ja alaheijastin, sivuheijastin, terminen pylväs, turvarengas ja heijastimiin poratut kanavat.

Reaktorin mallinnuksessa sivuheijastimen 22-kulmaiset sisä- ja ulkoreuna approksimoitiin sylintereiksi, joiden sisäpinta-alat säilyttävät ekvivalentit säteet ovat noin 62,8 cm ja noin 163,8 cm. Sivuheijastimen ajatellaan mallissa koostuvan grafiittilohkojen sijasta homogeenisesta grafiitista, lukuun ottamatta siellä olevia kanavia. Reaktoriontelon 12-kulmainen sisäreuna mallinnettiin Serpentin dode-geometriatyypillä ja sen säteet ovat edellä mainitut 60,15 ja 60,3 cm. Ontelon 22-kulmiosta 12-kulmioksi muuntavat grafiittilohkot mallinnettiin niin, että materiaalitiedot täsmättiin tiheyden osalta siten, että

niiden käsikirjassa kerrottu massa säilyi. Myös metallijalusta, terminen pylväs ja sivuheijastinta ympäröivä betoni otettiin malliin mukaan. Betonin paksuus on noin puoli metriä. Ylhäällä malli rajattiin yläheijastimen grafiitin yläpintaan. Kuvassa 6.4 on esitetty mallin rajaukset ja tärkeimpiä mittoja.



Kuva 6.3: Reaktorin kolmiulotteinen poikkileikkaus ja tärkeimmät dimensiot. Muokattu lähteestä (United States Nuclear Regulatory Commission, 2012)



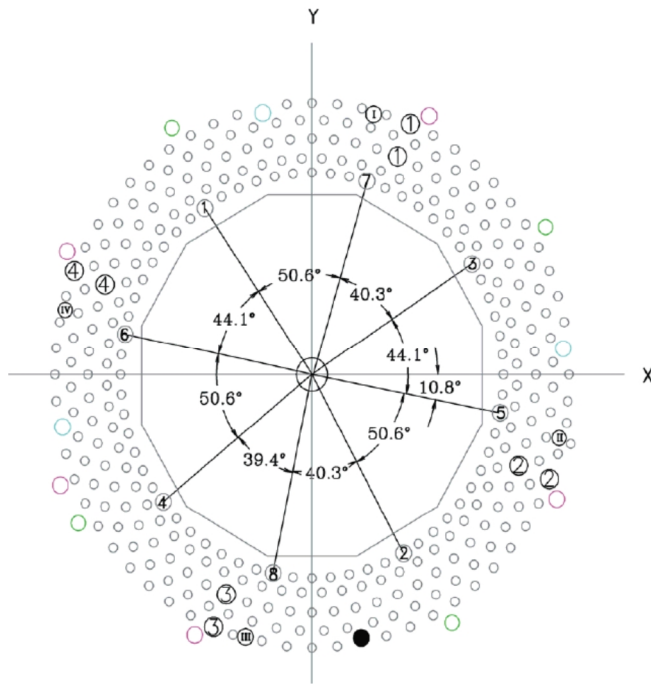
Kuva 6.4: Serpent-mallin rajaukset ja mittoja.

6.4 Sivuheijastin

Reaktoriontelo ympäröivässä sivuheijastimessa on yhteensä 320 kpl porattua kanavaa. Nämä kanavat ovat jääne aikaisemmista koejärjestelyistä. Toisaalta niihin voi laittaa myös erilaisia mittausinstrumentteja ja esimerkiksi varsinaiset säätösauvat sijaitsevat niissä. Näiden kanavien säde on 1,3715 cm ja niistä suurin osa on täytetty säteeltään 1,325 cm olevilla grafiittisauvoilla. (Gougar, 2009, 6)

Kuten kuvasta 6.5 voidaan päätellä, kanavat sijaitsevat viidellä eri kehällä eli niitä on 64 kpl jokaisella kehällä ja ne ovat siten 5,625 asteen päässä toisistaan. Kehien yksi, kolme ja viisi kanavat näyttävät olevan samassa linjassa, kuten myös kehien kaksi ja neljä kanavat ovat keskenään samassa linjassa. Kuvan perusteella kehien 2 ja 4 kanavat on siirretty muista puolikkaan kulmavälin verran eli $2,8125^\circ$. Kanavakehien säteille käytettiin mallissa käsikirjasta löytyviä arvoja, jotka ovat mahdollisesti epävarmoja.

Kuvasta 6.5 selviää myös, että kehällä yksi on kahdeksan kanavaa korvattu reaktorin sammutuksesta huolehtivilla sauvoilla (kanavat 1–8 kehällä yksi). Lisäksi kehällä kolme ja viisi on paikat varsinaisille säätösauvoille (kanavat 1–4 kehällä kolme ja viisi sekä I–IV kehällä viisi). Viidennellä kehällä on myös korvattu yksi kanava automaattisen säätösauvan kanavalla (mustalla merkitty kanava kehällä viisi). Kaikki sivuheijastimen kanavat on otettu mallinnukseen mukaan, lukuun ottamatta kuvassa 6.5 näkyviä värillisiä kanavia, joista ei löytynyt mitään tietoa mistään lähteestä. Reaktorin säätösauvoista ja niiden mallintamisesta kerrotaan lisää luvussa 6.5.



Kuva 6.5: Poikkileikkauskuva, jossa näkyvät sivuheijastimen kanavat. (Gougar, 2009, 5)

6.5 Säätosauvat ja niiden kanavat

Säätosauvoja on reaktorissa kolmea erilaista tyyppiä, reaktorin sammutuksesta huolehtivat sammutussauvat ja varalla olevat turvallisuussauvat, varsinaiset säätosauvat ja yksittäinen automaattinen säätosauva kriittisyyden hienosäätöön. Ne kaikki sijaitsevat sivuheijastimessa reaktoriontelon ulkopuolella. (International Atomic Energy Agency, 2001, 47 – 50)

6.5.1 Sammutus- ja turvallisuussauvat

Sammutus- ja turvallisuussauvat sijaitsevat ympyrän kehällä, joka on 68,4 cm:n säteellä reaktorin keskikohdasta. Sauvoja on yhteensä 8 kpl, jotka jaetaan 4 kpl:n ryhmiin. Kumpi vaan ryhmä voi toimia niin sammutussauvoina kuin turvallisuussauvoinakin. Kaikki 8 sauvaa on joka tapauksessa normaalisti kokonaan poisvedettynä reaktorista. Sauvan kanavan säde on 2,25 cm. (International Atomic Energy Agency, 2001, 49 – 50)

Mallinnuksen kannalta ei ole mitään väliä kumpana käytännössä sauvat toimivat. Myöskään sillä, minkälaiset sauvat ovat koostumukseltaan, ei ole merkitystä, koska ainoastaan sauvojen tyhjät kanavat mallinnetaan. Kanavan oletetaan olevan täynnä ilmaa.

Kanavan alaosassa on iskunvaimentimet, jotta sauva ei hajoa tippuessaan alas. Myös ne on mallinnettu käsikirjan tietojen perusteella.

6.5.2 Varsinaiset säätösauvat

Ensimmäisessä HTR-PROTEUS-konfiguraatiossa oli käytössä Zebra-säätösauvat, jotka korvattiin konfiguraatioon 1A ja siitä eteenpäin konventionaalisilla säätösauvoilla. Zebra-säätösauvat sijaitsivat noin 90 cm:n (International Atomic Energy Agency, 2001) säteisellä kehällä. Konfiguraatiota 1 ei ole valittu mallinnettavaksi, joten muiden konfiguraatioiden mallintamiseksi riittää pelkän kanavan mallintaminen. Kanavat on täytetty grafiittisauvoilla konfiguraatioissa, joissa Zebra-säätösauvat eivät olleet käytössä (IRPhE Handbook, 2012). Myös nämä grafiittisauvat on sisällytetty tehtyyn malliin.

Konventionaalisille säätösauvoille suunniteltiin sijainniksi joko sivuheijastimen kanavakehää kolme tai viisi eli joko 78,9 cm:n tai 90,6 cm:n säteellä reaktorin keskikohdasta (International Atomic Energy Agency, 2001). Käsikirjan mukaan niitä ei kuitenkaan koskaan käytetty kehällä kolme, joten mallissa on oletettu kauempi sijainti kaikkien konfiguraatioiden osalta. IAEA:n (2001, 50) kuvauksen perusteella nämä säätösauvat sijaitsevat normaaleissa sivuheijastimen poratuissa kanavissa. Itse sauva on 220 cm pitkä ja se koostuu kahdesta sisäkkäisestä ruostumattoman teräksen putkesta, joiden säteet ovat 1,1 cm ja 0,675 cm (Gougar, 2009, 6, 34). Säätösauvat on otettu mukaan malliin ja mallinnettu niin hyvin kuin annettujen tietojen perusteella on mahdollista.

6.5.3 Automaattinen säätösauva kriittisyyden hienosäätöön

Lisäksi reaktorissa on automaattisesti ionisaatiokammion lukeman perusteella toimiva säätösauva, jolla saadaan hienosäädettyä reaktori kriittiseksi. Tämä sauva on muodoltaan kiilamainen kuparilevy, joka on alumiinista valmistetun putken sisällä. Se sijaitsee noin 80 asteen kulmassa myötäpäivään x-akselista ja 89 cm:n säteellä reaktorin keskikohdasta. Automaattista säätösauvaa voidaan säädellä korkeussuunnassa 100 cm:n verran. (Wallerbos, 1998, 99)

Automaattisen säätösauvan kanava on säteeltään 2,75 cm ja sitä ympäröivän alumiiniputken säde 2,2 cm. Alumiiniputken sisällä on ilmaa kuparilevyn ympärillä. Kiilamainen kuparilevy on paksuudeltaan 3 mm ja sen leveys pienenee 39,1 mm:stä 0 mm:iin ylhäältä alaspäin, levyn pituus (korkeus) on 230 cm. (Gougar, 2009, 6, 34)

Myös automaattinen säätösauva on mallinnettu niin hyvin kuin annettujen tietojen perusteella on mahdollista.

6.6 Ylä- ja alaheijastin

Yläheijastimen sisemmän grafiittisynterinin säde on 19,7 cm ja ulomman grafiittisynterinin sisä- ja ulkosäde 20,93 cm ja 61,7 cm (International Atomic Energy Agency, 2001). Todellisuudessa ainoastaan sisäsynterini on oikeasti pyöreä synterini, ja ulkosynterini koostuu grafiittilohkoista, jotka muodostavat poikkileikkaukseltaan 21-kulmaisen muodon (IRPhE Handbook, 2012). Mallissa on kuitenkin käytetty synterioletusta molemmille ja grafiitti on mallissa homogeenista lukuun ottamatta luvussa 6.2 mainittuja porattuja kanavia. Grafiittia ympäröivä alumiinitankki on muodoltaan hankala mallintaa ja sille annetut mitat vaihtelevat lähteittäin. Mallinnuksessa on käytetty käsikirjan antamia mittoja ja alumiinin on oletettu olevan synterinin muotoinen tankki, joka ympäröi grafiittia. Väleissä on myös jonkin verran ilmaa.

Sen sijaan yläheijastimen grafiitin alapuolella oleva alumiini on mallissa koottu yhdeksi levyksi, niin, että yläheijastimessa olevan alumiinin kokonaisuudessa vastaa oikeaa käsikirjassa kerrottua massaa. Yläheijastimen alapuolella oleva alumiininen turvarengas on myös otettu malliin mukaan ja sille käytetään käsikirjan antamia tietoja. Kuten edellä mainittiin, turvarengas on lattiatasosta mitattuna korkeudella 254,4 cm ja sen paksuus on 1 cm (Difilippo, 2003, 246).

Alaheijastin koostuu yläheijastimen tavoin sisemmästä grafiittisynteristä, jonka ympärillä on poikkileikkaukseltaan 21-kulmainen grafiittilohkoista muodostuva synterimäinen rengas (IRPhE Handbook, 2012). Mallissa on approksimoitu myös 21-kulmainen muoto synteriksi kuten yläheijastimen tapauksessakin. Sisäsynterille on käytetty käsikirjassa kerrottua sädettä ja ulkosynterille/renkaalle on käytetty käsikirjan kuvien perusteella laskettuja sisäpinta-alat säilyttäviä ekvivalentteja sisä- ja ulkosäteitä. Synteroiden välissä on ilmaa, kuten myös ulkosynterinin ja sivuheijastimen välissä.

Ylä- ja alaheijastimessa sijaitsevat reaktorin vähäisen jäähdystarpeen suorittavat jäähdytyskanavat, jotka ovat kolmella eri kehällä, säteiltään 30 cm, 41 cm ja 51,5 cm

mitattuna keskustasta. Jokaisella kehällä on 11 kanavaa eli yhteensä 33 kpl. Ne sijaitsevat myötöpäivään positiivisesta x-akselista katsottuna kulmissa $16,875^\circ$, $50,625^\circ$, $84,375^\circ$, $118,125^\circ$, $140,625^\circ$, $174,375^\circ$, $208,125^\circ$, $241,875^\circ$, $275,625^\circ$, $309,375^\circ$ ja $343,125^\circ$. Kanavat ovat sylinterinmuotoisia, säteeltään 1,3715 cm ja lisäksi yläheijastimessa on keskellä reaktoria yksi jäähdytyskanava, jonka säde on 1,37 cm. Yläheijastimen jäähdytyskanavat olivat aina auki mutta alaheijastimessa ne olivat konfiguraatiosta riippuen joko avoinna tai täytettynä grafiittisauvoilla. Näiden kanavien lisäksi sekä yläettä alaheijastimessa on myös 127 muuta säteeltään 1,3715 cm kanavaa. Nämä kanavat olivat kaikki täytettynä grafiittisauvoilla. Alaheijastimen pohjassa on myös kanava pulssineutronilähteelle. (Gougar, 2009, 4)

Nämä kanavat mukaan lukien myös alaheijastimen pulssineutronilähteen kanava on otettu malliin mukaan. Kanavat sijaitsevat viidellä sisäkkäisellä kehällä, joista kolmen kehän säteet keskikohdasta mitattuna kerrottiin edellisessä luvussa. Kahdelle muulle kehälle on oletettu säteiksi 35,5 cm ja 46,25 cm. Yhteensä kanavia on 160 kpl (127 + 33), joten yhdellä kehällä on 32 kpl kanavia. Kanavat ovat siten 11,25 asteen päässä toisistaan. Kehät 1,3 ja 5 ovat samassa linjassa keskenään ja kehät 2 ja 4 keskenään samassa linjassa, kuten sivuheijastimessakin.

6.7 Muu geometria, materiaalitiedot ja käytetty ydinkirjasto

Starttilähteitä, pulssineutronilähdettä ja ydininstrumentaatiota ei mallinneta, koska niistä ei kerrota tietoja edes käsikirjassa. Niille sovelletaan reaktiivisuuden korjaustekijöitä, joihin palataan luvussa 8.2.

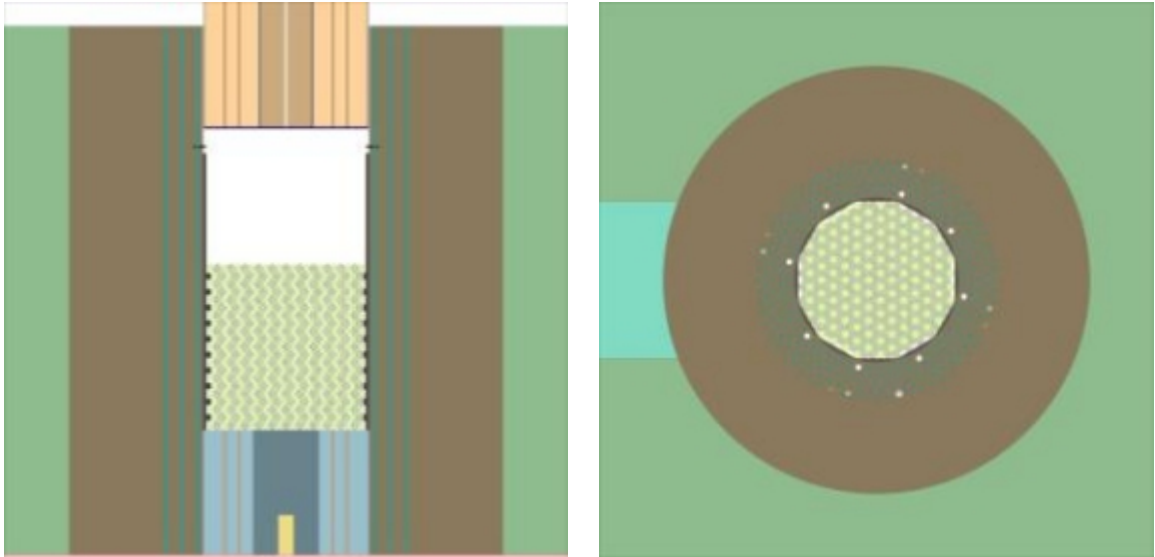
Mallinnuksessa käytetyt materiaalikoostumukset on koottu käsikirjasta. Materiaalitietojen osalta tärkein tekijä kasvutekijän, ja siten laskennasta saatujen tuloksien kannalta, on reaktorissa olevan grafiitin epäpuhtaudet. Koska valmistetussa grafiitissa on suuri joukko erilaisia epäpuhtauksia, joita on hyvin vaikea määrittää kokeellisesti, tyydytään mallinnuksessa tyypillisesti määrittämään ekvivalentti booripitoisuus, jolla grafiitin kaappausvaikutusala täsmää jollakin tietyllä energialla siihen mitä epäpuhtauksia sisältävän grafiitin vaikutusala on kokeellisesti määritetty. Tämän pitoisuuden luotetaan tuottavan riittävän lähellä oikeaa oleva kaappausvaikutusala myös muilla energioilla.

Difilippo (1999) kertoo artikkelissaan, että reaktorissa käytetyn grafiitin nimellinen B-10 (boorin toinen isotooppi, jolla on suuri absorptiovaikutusala) ekvivalentti on ~0,1 ppm (parts per million). Pulssineutronilähteellä paikan päällä tehdyt mittaukset ja niihin sovellettu laskennallinen tieto kuitenkin osoittivat Difilippon mukaan, että lukema olisi oikeasti 0,2696 ppm sivuheijastimen ja 0,2591 ppm ylä- ja alaheijastimen osalta. Nämä arvot ovat atomeissa tai ydintiheyksissä mitattuna. Näiden lukemien perusteella käsikirjassa on kuitenkin laskettu yleinen luonnon boori-ekvivalentti (boorin oletettu isotooppijakauma atomi/ydintiheyksissä on 19,9 % B-10 ja 80,1 % B-11) 1,33 ppm massaprosentteina mitattuna. Käsikirjan materiaalitietoja tutkiessa huomattiin kuitenkin, että tämä 1,33 ppm olisi ydintiheyksissä mitattuna eli atomiprosentteina. Koska varmuutta siitä, onko kyseessä 1,33 ppm massa- vai atomiprosentteina ei ole, päätettiin laskennat suorittaa molemmissa tapauksissa.

Ydinkirjastona, josta isotooppien vaikutusalat luetaan, on laskennassa käytössä JEFF-3.1.1 ja terminen sironta on käytössä hiilibufferille, IPyC:lle, OPyC:lle, polttoainepartikkelin grafiitille, moderaattorikuulan grafiitille ja kaikille heijastingrafiiteille. Myös DBRC-korjaus (Doppler-Broadening Rejection Correction) on päällä mallinnuksessa.

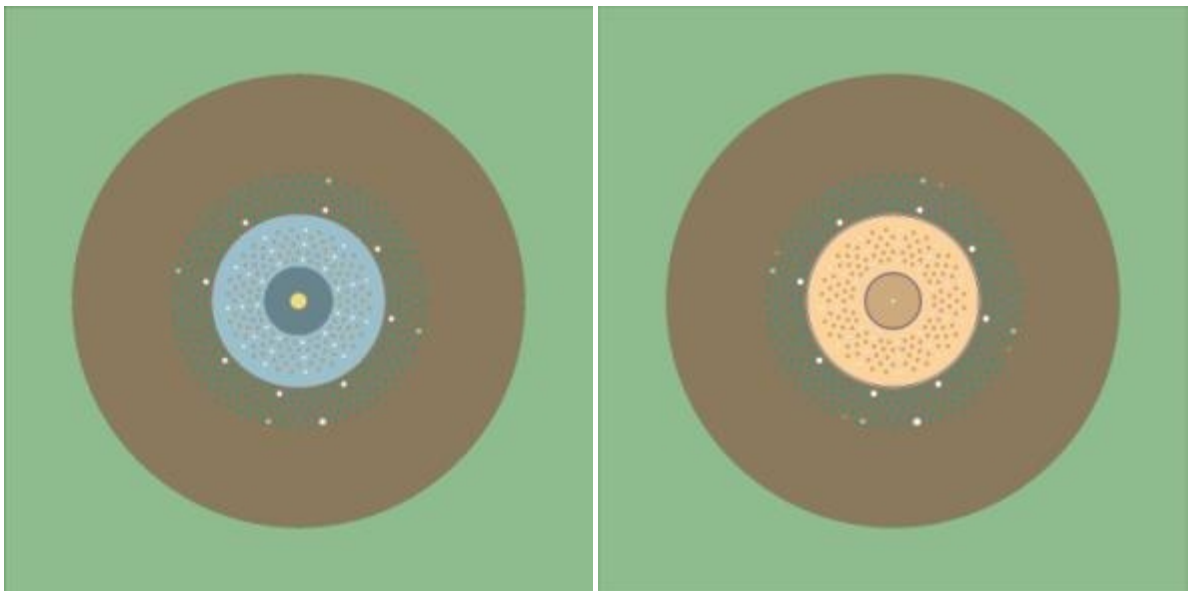
7 TULOKSET

Tässä osiossa esitellään Serpentin piirtämät kuvat geometriasta ja Serpentin laskemat kasvutekijät valituille HTR-PROTEUS-konfiguraatioille. Kuvassa 7.1 on esitetty poikkileikkaukset vaaka- ja pystysuunnassa.



Kuva 7.1: Vasemmalla poikkileikkaus yz-tasosta, oikealla poikkileikkaus xy-tasosta

Kuvassa 7.2 on kaksi xy-tason poikkileikkaukset alaja yläheijastimen korkeuksilta.



Kuva 7.2: Poikkileikkaukset xy-tasosta korkeuksilta, joilla näkyy alaja yläheijastin

Taulukossa 7.1 on esitetty Serpentin laskemat kasvutekijät ja lisäksi laskentaan kulunut aika.

Taulukko 7.1: Serpentillä lasketut kasvutekijät ja laskentoihin kulunut aika. Suluissa yhden σ :n tilastollinen keskihajonta.

Konfiguraatio	Kasvutekijä k_{eff} [-] (1,33 ppm wt-% ^a)	Kasvutekijä k_{eff} [-] (1,33 ppm at-% ^b)	Laskenta-aika [h] (wt-% / at-%)
1A.2	1,00617 (0,000078)	1,00839 (0,000078)	48,0 / 47,5
5.1	1,00346 (0,000080)	1,00591 (0,000079)	39,8 / 41,9
5.3	1,00330 (0,000080)	1,00577 (0,000078)	40,6 / 40,8
9.1	1,00222 (0,000079)	1,00483 (0,000079)	41,8 / 42,1
9.2	1,00214 (0,000079)	1,00473 (0,000080)	39,9 / 40,8

a) Grafiitin epäpuhtauden boori-ekvivalentti 1,33 ppm massaprosenteissa laskettuna

b) Grafiitin epäpuhtauden boori-ekvivalentti 1,33 ppm atomeissa/ydintiheyksissä laskettuna

8 JOHTOPÄÄTÖKSET

Tässä osiossa tarkastellaan saatuja kasvutekijöitä ja verrataan niitä muissa lähteissä ja muilla ohjelmakoodilla saatuihin tuloksiin. Lisäksi vertaillaan kahden eri Serpent-version antamia tuloksia toisiinsa. Ennen tulosten tarkastelua ja johtopäätösten tekemistä on kuitenkin todettava, että saadut tulokset ovat reaktorin kasvutekijöitä ja mallinnuksesta saatu kasvutekijä ei koskaan kerro täysin totuutta mallinnuksen hyvydestä tai käytetyn laskentakoodin paremmuudesta muihin nähden. Parametreja, esimerkiksi kappaleessa 6.7 mainittua grafiitin epäpuhtautta kuvaavaa booriekvivalenttia, muuttamalla suotuisemmiksi on mahdollista saavuttaa hyvin lähellä yhtä oleva kasvutekijä, mutta kasvutekijän arvo ei tässä tapauksessa missään nimessä tarkoita sitä, että malli olisi täydellinen.

8.1 Yleiset johtopäätökset tuloksista

Kaikilla konfiguraatioilla lasketut kasvutekijät ovat ylikriittisiä eli voidaan todeta mallista saatujen tuloksien yliarvioivan kasvutekijää. Booripitoisuuden nähdään vaikuttavan selvästi niin, että suuremmalla booripitoisuudella (1,33 ppm massa-%) saadut kasvutekijät ovat pienempiä, mikä oli odotettavissa. Mallien välillä on ydintiheyksissä mitattuna noin 0,15 ppm ero boorin määrässä ja suuremmalla booripitoisuudella tulokset ovat jopa 250 pcm pienempiä. Huomioitavaa on myös se, että epäpuhtauden pitoisuuden vaikutus on hieman erilainen eri konfiguraatioissa. Tässä tarkastelussa on kuitenkin otettava huomioon tilastollinen epävarmuus.

Laskenta-ajoista voidaan huomata, että konfiguraation 1A.2 laskenta kestää huomattavasti pidempään kuin muiden. Tämä selittyy sillä, että siinä on käytössä varta vasten tätä konfiguraatiota varten luotu geometriatyyppeä HCP-pakkauksissa käytettyjen grafiittitukien mallintamiseksi. Tämä geometriatyyppeä hidastaa laskentaa hieman. Nämä grafiittituket saattavat myös jossain määrin selittää konfiguraation 1A.2 muita huomattavasti suuremman kasvutekijän. Näyttäisi myös siltä, että suuremmalla booripitoisuudella lasketut laskennat valmistuvat hieman nopeammin kuin pienemmällä booripitoisuudella olevat. Tämä taas selittyy sillä, että neutroni kaappautuu sitä todennäköisemmin sivuheijastimessa mitä suurempi booripitoisuus on. Tämän vuoksi yksittäiset neutronihistoriat ovat nopeampia simuloida kun neutroni ei harhaile ympäriinsä niin kauan.

8.2 Saatujen tulosten vertailu kokeellisesti mitattuihin arvoihin

Kokeelliset mittaustulokset on esitetty IAEA:n teknisessä dokumentissa (2001, 108 – 126). Dokumentin taulukoissa on ilmoitettu erilaisten reaktiivisuuden korjaustekijöiden mukaan korjattu kasvutekijä. Taulukossa 8.1 on esitetty esimerkkitaulukko konfiguraation 5.1 osalta. Taulukossa on lihavoitu tämän työn mallinnuksen kannalta olennaiset korjaustekijät esimerkkitaulukon osalta.

Taulukko 8.1: Konfiguraation 5.1 reaktiivisuuskorjaustekijät. Suomennettu lähteestä (International Atomic Energy Agency, 2001, 118)

Varsinaiset säätösauvat sisällä (1815 mm, 4 kpl)	-68,8 ± 1
Varsinaisten säätösauvojen kanavat (4 kpl)	-2,2 ± 0,2
Automaattisen säätösauvan reaktiivisuusarvo ^a (1 kpl)	-10,9 ± 0,3
Automaattisen säätösauvan ulosveto (880 mm, 1 kpl)	-1,3 ± 0,2
Automaattisen säätösauvan kanava (1 kpl)	-0,6 ± 0,2
Turvallisuus- ja sammutussauvojen kanavat (8 kpl)	-28 ± 6
Tyhjät kanavat sivuheijastimen 2. kehällä (3 kpl)	-4 ± 1
Ilmaraot sivuheijastimen kanavissa (320 kpl)	-9,2
Kanavat yläheijastimessa (34 kpl)	-3,6 ± 2,0
Kanavat alaheijastimessa (34 kpl)	-14,8 ± 0,2
Reaktorin käynnistyslähdekanava^b	-1 ± 1
Ydininstrumentaatio, ionisaatiokammiot	-8,0 ± 1,2
Ydininstrumentaatio, fissiokammiot	-0,8 ± 0,6
Yhteensä	153 ± 7 ϕ ≈ 1100 pcm ^c
Korjattu k_{eff} ($\beta_{\text{eff}} = 0,00720$)	1,0111 ± 0,0005

a) Automaattinen säätösauva on aina sivuheijastimen sisällä, myös ylimmässä asennossaan (ulosveto 1000 mm). Tämä lukema on sauvan aiheuttama reaktiivisuusvaikutus ylipäätään ja taulukon seuraava arvo on reaktiivisuusvaikutus, joka syntyy kun sauvaa lasketaan ylimmästä asennosta.

b) Tässä konfiguraatiossa vain kanava eli ilmeisesti käynnistyslähdeä ei ole käytetty, konfiguraatioista 1A.2, 9.1 ja 9.2 löytyy korjaustekijä myös käynnistyslähdeelle.

c) Dollarisenti ϕ on $0,01\beta_{\text{eff}} = 7,2 \cdot 10^{-5} = 7,2 \text{ pcm}$

Ilmoitettujen reaktiivisuuskorjaustekijöiden ideana on, että kriittisen reaktorin todellinen kasvutekijä on aina tasan 1. Tiedetyt tekijät, jotka lasketaan kuulumattomaksi niin sanottuun puhtaaseen konfiguraatioon, kuitenkin laskevat reaktiivisuutta ja niiden yhteenlaskettu arvo tässä konfiguraatiossa on noin 1100 pcm. Tällöin reaktiivisuustekijöillä korjattu

kasvutekijä on 1,0111. Taulukossa annetut arvot ovat pyöristettyjä, joten arvot eivät tässä tapauksessa täsmää täydellisesti. Joka tapauksessa mallinnettaessa täydellisesti reaktorin geometria on tavoitearvo kasvutekijälle aina $k_{\text{eff}} = 1$. Mikäli geometriasta jätetään mallintamatta lihavoidut asiat (arvot $4 + 1 + 8,0 + 0,8 = 13,8 \text{ } \phi \approx 99 \text{ pcm}$) voidaan tavoitearvona pitää $k_{\text{eff}} = 1,00099$. (Paul Scherrer Institut, 1995, 112)

Reaktiivisuuskorjaustekijöiden oikeellisuutta tarkasteltaessa on huomioitava, että IAEA:n teknisestä dokumentista löytyvissä taulukoissa useat arvot on skaalattu edellisten konfiguraatioiden arvoista eikä niitä ole varsinaisesti koejärjestelyissä kaikkia mitattu.

Taulukossa 8.2 on esitetty saatujen tuloksien vertailu kokeellisiin mittaustuloksiin, joiden arvoihin on sovellettu tarvittavat reaktiivisuuskorjaustekijät. Taulukon kokeellisen mittaustuloksen arvot on korjattu starttilähteen kanavan (kaikki), starttilähteen (1A.2, 9.1 ja 9.2), ydininstrumentaation (kaikki), lämpötilainstrumentaation (1A.2) ja sivuheijastimen 2. kehän tyhjien kanavien (kaikki) osalta.

Taulukko 8.2: Saadut kasvutekijät ja vertailu kokeellisesti mitattuihin

Konfiguraatio	1A.2	5.1	5.3	9.1	9.2
Serpent, k_{eff} [-] 1,33 ppm wt-%	1,00617	1,00346	1,00330	1,00222	1,00214
Serpent, k_{eff} [-] 1,33 ppm at-%	1,00839	1,00591	1,00577	1,00483	1,00473
Korjattu kokeellinen mittaustulos	1,00266	1,00099	1,00099	1,00144	1,00144
Erotus [pcm] (wt-% / at-%)	351 / 573	247 / 492	231 / 478	78 / 339	70 / 329

Tulosten huomataan yliarvioivan kasvutekijää myös verrattuna reaktiivisuustekijöillä korjattuihin kokeellisiin tuloksiin. Mallinnuksen hyvydestä voidaan tulosten perusteella sanoa esimerkiksi, että konventionaalisten säätösauvojen mallinnus on todennäköisesti suhteellisen tarkka ottaen huomioon, että konfiguraatioiden 9.1 ja 9.2 tulokset ovat hyvin lähellä toisiaan, vaikka 9.1:ssä säätösauvoja ei ollut ollenkaan ja 9.2:ssa ne olivat

paikallaan. Myös alaheijastimen kanavien mallinnus näyttää onnistuneen, koska konfiguraatioiden 5.1 (kanavat tyhjat) ja 5.3 (kanavat täytetty) kasvutekijät ovat hyvin lähellä toisiaan. Konfiguraatioiden 9.1 ja 9.2 tulokset pääsevät lähimmäksi kokeellista kasvutekijää ja niissä on hidastinkuulien suhde polttoainekuuliin 1:1, kun taas muissa suhde on 1:2. Lisäksi näissä konfiguraatioissa on ABCDEF-jakauma, joten niissä pitäisi olla tasaisempi neutronivuon jakauma reaktorissa.

8.3 Vertailu muihin laskentakoodeihin

Johtuen reaktiivisuuskorjaustekijöistä, eri lähteissä saatuja tuloksia on verrattu erilaisiin oikeina pidettyihin arvoihin. Siksi taulukossa 8.3 on verrattu lähteissä saatujen tuloksien virhettä lähteessä annettuun kokeelliseen tulokseen nähden eikä suoraan ohjelmakoodien laskemia tuloksia. Lisäksi vertailu rajoitetaan muihin Monte Carlo -koodeihin. Kaikissa lähteissä ei ilmoitettu konfiguraation tarkkaa numeroa.

Taulukko 8.3: Vertailu muihin ohjelmakoodeihin, erotus verrattuna kokeelliseen mittaustulokseen yksikössä pcm.

Konfiguraatio	1A.2	5.1	5.3	9.1	9.2
Serpent^a (wt-% / at-%)	351 / 573	247 / 492	231 / 478	78 / 339	70 / 329
MCNP4B/ MCNP4C	280 ^b	90 ^b			50 ^c
TRIPOLI4			160 ^d		60 ^d
MORET 5					333 ^e
MONK		≈320 ^f			≈150 ^f
KENO-IV/ KENO-Va			641 ^g		204 ^g

- a) Serpentin ydinkirjasto JEF-3.1.1
- b) (Difilippo, 2003), ydinkirjasto ENDF/B-VI
- c) (Chawla et al., 2002), ENDF/B-V
- d) (Köberl & Seiler, 2004), JEF-2.2
- e) (Forestier et al., 2008), ei tietoa ydinkirjastosta
- f) (Franklin & Newton, 2007), JEF-2.2
- g) (Wallerbos, 1998), JEF-2.2

Näyttää siltä, että Serpentillä saadaan samansuuntaisia tuloksia kuin muillakin laskentakoodilla. Eri ohjelmakoodien tuloksia vertailtaessa on muistettava, että eri henkilöt ovat suorittaneet mallinnuksen jokaisen ohjelmakoodin kohdalla. Tällöin käytetyt mallit voivat poiketa huomattavastikin toisistaan johtuen erilaisista tehdyistä oletuksista ja päätöksistä mallintaa tai jättää mallintamatta tiettyjä osia geometriasta. Myös laskentaan valitulla ydinkirjastolla on suuri vaikutus laskettuun tulokseen. Materiaalitiedoista esimerkiksi jo aiemmin mainitut grafiitin epäpuhtaudet nousevat myös tärkeään asemaan laskennassa, koska grafiittia on reaktorisysteemissä valtava määrä. Kuten jo edellä mainittiin, kahdella eri grafiitin booripitoisuudella lasketuista tuloksista tämä tekijä näkyy selvästi. Joissain malleissa on myös käytetty virheellisesti grafiitin termistä sirontaa piikardibi-materiaalille, jolle sitä ei ainakaan periaatteessa tulisi käyttää.

Yleisesti eri laskentakoodien tuloksista voidaan kuitenkin huomata esimerkiksi se, että kaikki koodit yliarvioivat kasvutekijän. Tämä voisi viitata systemaattiseen virheeseen esimerkiksi yhdessä tai useammassa koejärjestelyissä mitatuista arvoista. Käsikirjan mukaan suurimmat mittausepävarmuudet reaktiivisuudessa mitattuna ovat U-235:n massa, hidastinkuulan grafiitin epäpuhtaudet ja yläheijastimen sijainti korkeussuunnassa. Pelkästään U-235:n kuulakohtaisen massan mittausepävarmuus on 0,01 g ja se vastaa reaktiivisuudessa esimerkiksi konfiguraatio 1A:n kohdalla noin 200 pcm:ää.

8.4 Serpent vs. Super-Serpent

Myös Serpentin ykkösversion ja kakkosversion Super-Serpentin antamia tuloksia verrataan toisiinsa. Tulokset on esitetty taulukossa 8.4.

Taulukko 8.4: Vertailu Serpentin kahden eri version välillä. Suluissa yhden σ :n tilastollinen keskihajonta.

Konfiguraatio	1A.2	5.1	5.3	9.1	9.2
Serpent k_{eff} [-]	1,00839 (0,000078)	1,00591 (0,000079)	1,00577 (0,000078)	1,00483 (0,000079)	1,00473 (0,000080)
	1,00617 (0,000078)	1,00346 (0,000080)	1,00330 (0,000080)	1,00222 (0,000079)	1,00214 (0,000079)
Super-Serpent k_{eff} [-]	1,00826 (0,000081)	1,00586 (0,000080)	1,00577 (0,000078)	1,00482 (0,000081)	1,00483 (0,000076)
	1,00621 (0,000077)	1,00348 (0,000076)	1,00330 (0,000077)	1,00230 (0,000080)	1,00225 (0,000078)
Erotus (pcm)	13 / -4	5 / -2	0 / 0	1 / -8	-10 / -11

Ottaen huomioon tilastollisen epävarmuuden tuloksissa, voidaan sanoa, että molemmat Serpentin versiot antavat yhteneviä tuloksia, tai ainakin erot ovat hyvin vähäisiä.

Lisäksi vertaillaan kahden eri version laskenta-aikoja toisiinsa. On kuitenkin muistettava, että kakkosversion tavoitteena on ollut enemmän muistin käytön vähentäminen kuin laskennan nopeuttaminen. Super-Serpentin optimisaatiomooeista on käytössä nro. 4 eli lähimpänä Serpent 1:n laskentaa oleva moodi. Laskenta suoritettiin 500 000 lähdeneutronilla ja 500 neutronisukupolvella. Taulukossa 8.5 on esitetty vertailu. Serpentin osalta laskenta on suoritettu MPI:llä käyttämällä kaikki käytössä olevat 12 ydintä. Super-Serpentillä laskenta on suoritettu kahdella MPI-prosessilla ja kuudella OpenMP-säikeellä.

Taulukko 8.5: Serpentin versioiden välinen laskenta-aika -vertailu

Konfiguraatio	1A.2	5.1	5.3	9.1	9.2
Serpent laskenta-aika [h]	47,5 / 48,0	41,9 / 39,8	40,8 / 40,6	42,1 / 41,8	40,8 / 39,9
Super-Serpent, MPI 2, OpenMP -säikeet 6 [h]	47,8 / 46,5	38,5 / 37,8	37,4 / 37,4	38,7 / 38,5	37,7 / 37,4

Laskenta-ajat eivät poikkea juurikaan toisistaan. On otettava kuitenkin huomioon, että Serpentin ykkösversion tarvitsema muisti on lähes kuusinkertainen verrattuna kakkosversion tarvitsemaan muistiin tässä vertailussa.

9 YHTEENVETO

Kuulakekoreaktori on lupaava reaktorikonsepti, jolla on useita hyviä ominaisuuksia. Kaupallista konseptia siitä ei kuitenkaan vielä ole syntynyt, vaikka idea sinänsä ei ole mitenkään uusi.

Tässä kandidaatintyössä mallinnettiin HTR-PROTEUS -kooreaktoria, jolla tutkittiin 90-luvulla Sveitsissä kuulakekoreaktorikonseptia. Erityisenä tutkimuskohteena oli matalaväkevöidyn polttoaineen käyttö ja veden reaktoriin pääsemisen simuloiminen ja sen reaktiivisuusvaikutuksen määrittäminen.

Mallinnus suoritettiin käyttäen Monte Carlo -pohjaista Serpent-reaktorifysiikkakoodia ja luotu malli oli mahdollisimman tarkka siihen nähden mitä tietoja reaktorista oli saatavilla. Laskenta suoritettiin kahdella eri booripitoisuudella johtuen ristiriitaisista lähdetiedoista ja lisäksi suoritettiin vertailulaskennat Serpentin versiolla 2. Tulokset suuremmalla booripitoisuudella olivat parhaimmillaan noin 50 pcm:n ja huonoimmillaan noin 400 pcm:n päässä koejärjestelyissä aikoinaan mitatusta arvosta, joka oli korjattu raportoiduilla reaktiivisuuskertoimilla. Pienemmällä booripitoisuudella päästiin parhaimmillaan 300 pcm:n päähän ja huonoimmillaan noin 500 pcm:n päähän. Tuloksia voidaan pitää hyvinä ottaen huomioon kaikki epävarmuustekijät. Serpentin 2. versiolla lasketut tulokset täsmäsivät 1. versiolla laskettuihin tilastolliset epävarmuudet huomioiden.

LÄHTEET

Auwerda, G.J., Kloosterman, J.L., Lathouwers, D., & van der Hagen, T.H.J.J. (2010). *Effects of Random Pebble Distribution on the Multiplication Factor in HTR Pebble Bed Reactors*. *Annals of Nuclear Energy*, 37.

Buffon, C.d. (1777). *Essai d'arithmétique morale*. Histoire naturelle générale et particulière : servant de suite à l'histoire naturelle.

Chawla, R., Joneja, O.P., Rosselet, M., & Williams, T. (2002). *Definition and Analysis of an Experimental Benchmark on Shutdown Rod Worths in LEU-HTR Configurations*. *Nuclear Technology*, 139.

Difilippo, F.C. (1999). *Applications of Monte Carlo Simulations of Thermalization Processes to the Nondestructive Assay of Graphite*. *Nuclear Science and Engineering*, 133.

Difilippo, F.C. (2003). *Monte Carlo Calculations of Pebble Bed Benchmark Configurations of the PROTEUS Facility*. *Nuclear Science and Engineering*, 143(3).

Eckhardt, R. (1987). *Stan Ulam, John von Neumann and the Monte Carlo Method*. Los Alamos Science.

European Nuclear Society. *Pebble bed reactor* [verkkosivu]. [Viitattu 14 kesäkuuta 2012], Saatavilla: <http://www.euronuclear.org/info/encyclopedia/p/pebble.htm>.

Forestier, B., et al. (2008). *Criticality Calculations on Pebble-Bed HTR-PROTEUS Configuration as a Validation for the Pseudo-Scattering Tracking Method Implemented in the MORET 5 Monte Carlo Code*. In: International Conference on the Physics of Reactors. Interlaken, Switzerland.

Franklin, B.M. & Newton, T.D. (2007). *ICNC PROTEUS PBMR Modeling Using MONK*. In: 8th International Conference on Nuclear Criticality Safety. St. Petersburg.

Gougar, H.D. (2009). *Results of a Neutronic Simulation of HTR-Proteus Core 4.2 Using PEBBED and Other INL Reactor Physics Tools: FY-09 Report*. Idaho: Idaho National Laboratory.

Hogan, B. (2010). *ADDRESS BY THE MINISTER OF PUBLIC ENTERPRISES, BARBARA HOGAN, TO THE NATIONAL ASSEMBLY, ON THE PEBBLE BED MODULAR REACTOR* [verkkosivu]. [Viitattu 15 Oct.ta 2012], Saatavilla: <http://www.dpe.gov.za/parliamentary-970>.

International Atomic Energy Agency (1997). *Fuel Performance and Fission Product Behaviour in Gas Cooled Reactors*. IAEA-TECDOC-978. Vienna: International Atomic Energy Agency (IAEA). ISSN 1011-4289.

International Atomic Energy Agency (2001). *Critical Experiments and Reactor Physics Calculations for Low-Enriched High Temperature Gas Cooled Reactors*. IAEA TECDOC 1249. Vienna: International Atomic Energy Agency (IAEA).

International Atomic Energy Agency (2010). *High Temperature Gas Cooled Reactor Fuels and Materials*. IAEA-TECDOC-1645. Vienna: International Atomic Energy Agency (IAEA). ISBN 978-92-0-153110-2.

IRPhE Handbook (2012). *HTR-PROTEUS PEBBLE BED EXPERIMENTAL PROGRAM CORES 1, 1A, 2, and 3: HEXAGONAL CLOSE PACKING WITH A 1:2 MODERATOR-TO-FUEL PEBBLE RATIO*. International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments (IRPhE) Handbook. Nuclear Energy Agency. PROTEUS-GCR-EXP-001.

Kadak, A.C. (2004). *A Future for Nuclear Energy - Pebble-Bed Reactors*. Massachusetts Institute of Technology.

Kalos, M.H. & Whitlock, P.A. (2008). *Monte Carlo Methods, Second Edition*. Weinheim: WILEY-VCH Verlag GmbH & Co.KGaA. ISBN 978-3-527-40760-6.

Köberl, O. & Seiler, R. (2004). *Detailed Analysis of Pebble-Bed HTR PROTEUS Experiments with the Monte Carlo Code TRIPOLI4*. In: 2nd International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology. Beijing, China.

Lebenhaft, R.J. (2001). *MCNP4B Modeling of Pebble-Bed Reactors*. Massachusetts Institute of Technology.

Leppänen, J. (2007). *Development of a New Monte Carlo Reactor Physics Code*. Espoo: VTT Publications 640. ISBN 978-951-38-7018-8, 228 s.

Leppänen, J. (2011). *Serpent User Group Meeting 2011, Serpent 2 - Status and Future Plans* [verkkodokumentti]. VTT. [Viitattu 11 heinäkuuta 2012], Saatavilla: http://montecarlo.vtt.fi/mtg/2011_Dresden/Serpent_Leppanen2.pdf.

Leppänen, J. (2012). *PSG2/Serpent - A Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code - User's manual* [verkkodokumentti]. [Viitattu 13 kesäkuuta 2012], Saatavilla: http://montecarlo.vtt.fi/download/Serpent_manual.pdf.

Leppänen, J. *PSG2/Serpent - A Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code* [verkkosivu]. [Viitattu 13 kesäkuuta 2012], Saatavilla: <http://montecarlo.vtt.fi>.

Lux, I. & Koblinger, L. (1991). *Monte Carlo Particle Transport Methods: Neutron and Photon Calculations*. CRC Press, Inc. ISBN 0-8493-6074-9.

Melese, G. & Katz, R. (1984). *Thermal and Flow Design of Helium-Cooled Reactors*. America Nuclear Society. ISBN 0-89448-027-8.

Metropolis, N. (1987). *The Beginning of the Monte Carlo Method*. Los Alamos Science.

Moormann, R. (2008). *A Safety Re-evaluation of the AVR Pebble Bed Reactor Operation and Its Consequences for Future HTR Concepts*. JUEL-4275. Jülich: Forschungszentrum Jülich GmbH. ISSN 0944-2952.

Murata, I. (1999). *Studies on Monte Carlo Particle Transport in Irregularly Distributed Fuel Elements for High Temperature Gas-Cooled Reactors*. Doctoral Thesis. Department of Nuclear Engineering, Osaka University.

- Paul Scherrer Institute (1995). *PSI Annual Report 1995*. Villigen: Paul Scherrer Institute.
- Reitsma, F. (2011). *The Pebble Bed Modular Reactor Design and Technology Features*. In: IAEA Interregional Workshop 4-8 July 2011.
- Reuss, P. (2008). *Neutron Physics*. Ranska: EDP Sciences. ISBN 978-2-7598-0041-4.
- Rintala, V. (2011). *Monte Carlo -reaktorifysiikkalaskennan ja laskennallisen virtausmekaniikan kytkentä kuulakekoreaktorissa*. Diplomityö. Lappeenranta: Lappeenrannan teknillinen yliopisto.
- Suikkanen, H., Rintala, V., & Kyrki-Rajamäki, R. (2010). *An Approach for Detailed Reactor Physics Modelling of Randomly Packed Pebble Beds*. In: Proceedings of HTR 2010. Prague.
- Terry, W.K., ed., (2001). *Modular Pebble-Bed Reactor Project*. In: Laboratory-Directed Research and Development Program, FY 2001 Annual Report. Idaho National Engineering and Environmental Laboratory. INEEL/EXT-01-01623.
- The Generation IV International Forum *A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems* [verkkodokumentti]. [Viitattu 11 Oct.ta 2012], Saatavilla: <http://www.gen-4.org/PDFs/GenIVRoadmap.pdf>.
- United States Nuclear Regulatory Commission (2012). *Validation of SCALE for High Temperature Gas-Cooled Reactor Analysis*. NUREG/CR-7107. ORNL/TM-2011/161.
- Wallerbos, E.J.M. (1998). *Reactivity Effects in a Pebble-Bed Type Nuclear Reactor*. PhD Thesis. Delft: Delft University Press. ISBN 90-407-1662-5, 145 s.
- World Nuclear Association. (2012). *Small Nuclear Power Reactors* [verkkosivu]. [Viitattu 15 Oct.ta 2012], Saatavilla: <http://www.world-nuclear.org/info/inf33.html>.
- World Nuclear News. (2012). *Areva modular reactor selected for NGNP development* [verkkosivu]. [Viitattu 11 Oct.ta 2012], Saatavilla: http://www.world-nuclear-news.org/NN-Areva_modular_reactor_selected_for_NGNP_development-1502124.html.

Taulukko I.1: HTR-PROTEUS-konfiguraatiot. Tehty lähteen (International Atomic Energy Agency, 2001) perusteella. Lihavoidulla on merkitty mallinnukseen valitut konfiguraatiot.

Konfi-guraatio	Ajanjakso	Pakkaus	Hidastin-polttoaine-suhde	Tietoja ja huomioita
1.1	7/92 – 6/93	HCP (AB)	1:2	ZEBRA-säätösauvat. Alumiiniset palat estämässä kuulien tippumisen alaheijastimen kanaviin.
1A.1	6/93 – 8/93	HCP (AB)	1:2	Vanhat ZEBRA-kanavat tyhjät ja konventionaaliset säätösauvat käytössä tässä ja kaikissa seuraavissa konfiguraatioissa. Edelleen alumiinia alaheijastimen päällä.
1A.2	2/94 – 3/94	HCP (AB)	1:2	Toisto 1A.1:stä. Ei alumiinia alaheijastimessa ^a .
2.1	8/93 – 10/93	HCP (AB)	1:2	16 kerrosta kuulia kuten 1A:ssa, sen jälkeen 17 kerrosta pelkkiä hidastinkuulia, jolloin yläheijastimen merkitys käytännössä mitätön. Alumiinia alaheijastimessa.
G2.1 G2.2	10/93 – 10/93 10/93 – 10/93	–	–	Tyhjä reaktori pulssineutronilähteellä suoritettavia mittauksia varten.
3.1	10/93 – 2/94	HCP (AB)	1:2	327 kpl 8,9 mm:n polyeteenisauvoja kaikissa mahdollisissa kanavissa.
4.1	3/94 – 4/94	Stokastinen	1:1	Kaksi erillistä putkea, joista toisesta pudotettiin polttoainekuulia ja toisesta hidastin kuulia reaktoriin. Epäily, että ei syntynyt välttämättä täysin satunnainen jakauma.
4.2 4.3	4/94 – 5/94 6/94 – 6/94	Stokastinen	1:1	Kuulat tulivat samasta putkesta ja oletetaan, että syntyi enemmän satunnainen jakauma. Toistettiin kaksi kertaa hieman eri kuulien määrällä.

5.1	7/94 – 4/95	CHPOP (ABC)	1:2	Ensimmäinen CHPOP-lataus. Kerroksia 22 kpl + kerros, jossa vähemmän polttoainekuulia kuin muissa kerroksissa. Alaheijastimen kanavat auki.
5.2 5.3	7/94 – 4/95 11/95 – 1/96	CHPOP (ABC)	1:2	5.1 alaheijastimen kanavat täytettynä grafiitilla. Toistettiin kaksi kertaa.
6.1	4/95 – 5/95	CHPOP (ABC)	1:2	654 kolmion muotoista polyeteenisauvaa, joiden sisällä kuparilanka tasapainottamassa reaktiivisuutta. Tavoitteena luoda konfiguraatio 5 runsaalla simuloidun veden määrällä.
7.1	5/95 – 10/95	CHPOP (ABC)	1:2	654 kpl 8,3 mm:n normaalia polyeteenisauvaa.
8.1	1/96 – 2/96	CHPOP (ABC)	1:2	654 kpl 15 cm:n pitkiä kolmiomaisia onttoja polyeteenisauvoja. Tavoitteena jälleen luoda konfiguraatio 5 mutta runsaalla simuloidun veden määrällä pelkästään reaktorin alaosassa.
9.1	2/96 – 5/96	CHPOP (ABCDEF ^a)	1:1	27 kerrosta ladattuna juuri ja juuri kriittinen ilman säätösauvoja ja alaheijastimen kanavat täytettynä grafiitilla.
9.2	2/96 – 5/96	CHPOP (ABCDEF ^b)	1:1	Lisätty yksi kerros pelkkiä hidastinkuulia päälle, jotta säätösauvat saadaan reaktoriin sisälle. Alaheijastimen kanavat edelleen täytetty grafiitilla.
10.1	5/96 – 10/96	CHPOP (ABCDEF)	1:1	Konfiguraation 9 uusinta 654 kpl 6,5 mm:n polyeteenisauvojen kanssa ja vähemmällä kerrosten määrällä johtuen simuloidun veden aiheuttamasta reaktiivisuuslisästä.

a) Alumiinia ei ole ainakaan mainittu reaktiivisuuskorjaustekijöissä mutta aikajärjestyksessä tämän jälkeen tullessa konfiguraatioissa 4.1 alumiinia jälleen on!

b) Tieto peräisin lähteestä (Chawla et al., 2002)