KARTOITUS REAKTORISYDÄMEN TERMOHYDRAULIIKAN LASKENTAAN KÄYTETYISTÄ ALIKANAVAKOODEISTA

Lappeenrannan–Lahden teknillinen yliopisto LUT

Energiatekniikan kandidaatintyö

2024

Eeli Lampinen

Tarkastaja: TkT, Heikki Suikkanen

TIIVISTELMÄ

Lappeenrannan–Lahden teknillinen yliopisto LUT

LUTin energiajärjestelmien tiedekunta

Energiatekniikka

Eeli Lampinen

Kartoitus reaktorisydämen termohydrauliikan laskentaan käytetyistä alikanavakoodeista

Energiatekniikan kandidaatintyö

2024

35 sivua, 14 kuvaa, 0 taulukkoa ja 1 liitettä

Tarkastaja: TkT, Heikki Suikkanen

Avainsanat: Alikanava, Alikanava-analyysi, Termohydrauliikka, Alikanavakoodit

Alikanavakoodit ovat tietokoneohjelmia, joita käytetään reaktorisydämen termohydraulisessa analyysissä. Koodit pystyvät laskemaan tasapainoyhtälöiden avulla reaktorisydämen kanavissa tapahtuvien virtauksien parametrejä, kuten virtausnopeuksia ja lämpötiloja. Näiden laskettujen parametrien ja korrelaatioiden avulla koodit pystyvät arvioimaan lämmönsiirron ominaisuuksia kanavissa. Näillä koodeilla on tarkoitus varmistaa reaktorisydämen turvallisuus myös normaalista poikkeavissa tilanteissa ja toimia apuna uusien reaktorimallien kehityksessä.

Työssä on tarkoitus selvittää, kuka näitä koodeja valmistaa, ja kartoittaa olemassa olevia koodeja. Työssä selvitetään myös, kuinka koodit ovat kehittyneet viimeisen 60 vuoden aikana ja millaisia ominaisuuksia koodeista nykyään löytyy. Työssä on tarkoitus myös selvittää koodien mahdollista roolia tulevaisuudessa tietokoneiden laskentatehon kasvaessa.

Työn lopputuloksena saatiin selvitettyä koodeja kehitettävän nykyään myös perinteisten länsimaiden ulkopuolella maissa, kuten Kiina ja Iran. Koodien tarkkuuden ja analyysimenetelmien todettiin kehittyneen merkittävästi vuosikymmenien aikana johtuen entistä suuremmasta saatavilla olevasta laskentatehosta. Työn aikana havaittiin myös, että monet nykyiset suurimmat analyysiohjelmat sisältävät myös muita laskennallisesti vaativampia termohydrauliikan analyysimenetelmiä, kuten CFD. Koodit paketoidaan nykyään osaksi laajempia ohjelmakokonaisuuksia, joiden on tarkoitus suorittaa analyysi koko reaktorille. Tämä poikkeaa aiemmasta, sillä ennen koko reaktorin analyysiin tarvittiin useita eri ohjelmia, jotka piti suorittaa erikseen.

ABSTRACT

Lappeenranta–Lahti University of Technology LUT

LUT School of Energy Systems

Energy Technology

Eeli Lampinen

Review of subchannel codes used in the computation of reactor core thermal hydraulics.

Bachelor's thesis

2024

35 pages, 14 figures, 0 tables and 1 appendices

Examiner: TkT, Heikki Suikkanen

Keywords: Subchannel, Subchannel analysis, Thermal hydraulics, Subchannel codes

Subchannel codes are computer programs that are used in the thermohydraulic analysis of nuclear reactors. These codes can calculate the parameters of the fluid that passes through the reactor core, like flow velocity and temperature. These calculated values are then used with correlations to predict the heat transfer properties of channels in the reactor core. The purpose of these codes is to ensure the safety of the reactor core even during abnormal situations and to help engineers design new reactor models.

The purpose of this work is to find out who exactly is making these kinds of codes and to review existing ones. In this work it is also discussed how these codes have developed during the last 60 years of their existence and what kind of new features they have nowadays. This work also tries to answer the question of how important these codes will be in the future as the computational power of computers keeps increasing.

It was found out that in addition to traditional western based developers, nowadays a lot of codes are being developed in countries like China and Iran. The accuracy and analysis methods of the codes have developed substantially during the last few decades mostly because of the availability of more computing power. Many subchannel analysis software nowadays also features more advanced thermohydraulic analysis methods like CFD. Codes are also packed into bigger bundles of software which are used to do analysis of the whole reactor. Before you needed different programs to do analysis on the whole reactor that had to be run separately.

SYMBOLI- JA LYHENNELUETTELO

Roomalaiset

$\dot{m}$	massavirta	kg/s
Z	aksiaalinen etäisyys	m
S	poikittainen etäisyys	m
v	virtausnopeus	m/s
A	pinta-ala	m^2
W	poikittaissuuntainen massan vaihto	kg/s*m

Yläindeksit

’D	turbulenttinen massanvaihto

Alaindeksit

ij	siirtymä/etäisyys kanavasta toiseen
i↔j	nettovaihto kanavien välillä

Kreikkalaiset

ρ	tiheys	kg/m^3

Dimensiottomat luvut

γ_V	tilavuushuokoisuus
γ_A	pintahuokoisuus

Lyhenteet

BWR	Kiehutusvesireaktori (Boiling Water Reactor)
BSBT	BWR alikanava- ja nipputesti (BWR Subchannel and Bundle Test)
CFD	Numeerinen virtausdynamiikka (Computational Fluid Dynamics)
CHF	Kriittinen lämmönsiirtovuo (Critical Heat Flux)
DNBR	Kuplakiehunnasta poikkeamisen suhde (Debarture from Nucleate Boiling Ratio)
DNS	Suora numeerinen simulointi (Direct Numerical Simulation)
FBR	Nopea hyötöreaktori (Fast Breeder Reactor)
LES	Suurten pyörteiden simulaatio (Large Eddy Simulation)
LPA	Niputettujen parametrien menetelmä (Lumped Parameter Approach)
LWR	Kevytvesireaktori (Light Water Reactor)
MDNBR	Pienin kuplakiehunnan poikkeamisen suhde (Minimum Debarture from Nucleate Boiling Ratio)
PMF	Huokoisen väliaineen menetelmä (Porous Media Formulation)
PSBT	PWR alikanava- ja nipputesti (PWR Subchannel and Bundle Test)
PWR	Painevesireaktori (Pressurized Water Reactor)
RANS	Reynoldsin keskiarvoistettu Navier-Stokes (Reynolds Averaged Navier-Stokes)
SCA	Alikanava-analyysi (SubChannel Analysis)
VVER	Vesi-vesi energinen reaktori (Vodo-Vodjanoi Energetitšeski Reaktor)

Sisällysluettelo

Tiivistelmä

Abstract

Symboli- ja lyhenneluettelo

1 Johdanto 8
2 Termohydrauliikka 9
3 Analyysimenetelmät 10
3.1 Numeerinen virtausdynamiikka 10
3.2 Huokoisen väliaineen menetelmä 12
4 Alikanava-analyysi 15
4.1 Sydämen jako kanaviin ja soluihin 15
4.2 Tasapainoyhtälöt alikanava-analyysissä 19
4.3 Analyysissä ratkaistavia arvoja 21
4.4 Validointi 22
5 Kartoitus alikanavakoodeista 23
5.1 COBRA 23
5.2 VIPRE 26
5.3 FLICA 27
5.4 SUBCHANFLOW 28
5.5 CORTH 29
6 Johtopäätökset 31
Lähteet 32

Liitteet

Liite 1. Alikanavakooditaulukko

Kuvaluettelo

Kuva 1: Menetelmiä virtauksien mallintamiseen (Hu & Fanning, 2011)

Kuva 2: Turbulenttisen virtauksen simulointi eri menetelmillä (IdealSimulations)

Kuva 3: Kontrollitilavuus PMF menetelmää varten (Todreas & Kazimi, 1990)

Kuva 4: Jako kontrollitilavuuksiin PMF menetelmää varten (Todreas & Kazimi, 1990)

Kuva 5: Polttoaine- ja jäähdytyskanavakeskeinen alikanavamalli

Kuva 6: Kontrollitilavuuden määrittäminen energialle, massalle ja aksiaaliselle liikemäärälle (Todreas & Kazimi, 1990)

Kuva 7: Kontrollitilavuuden määrittäminen poikittaiselle liikemäärälle (Todreas & Kazimi, 1990)

Kuva 8: Sydämen jako eri geometrioihin (Yang et al, 2021)

Kuva 9: Solujako aksiaalisen lämmönsiirtotehon mukaan (Yang et al, 2021)

Kuva 10. Solun massavirtojen tasekuva (Todreas & Kazimi, 1990)

Kuva 11. PSBT testin suorituksen kulku (Rubin et al, 2010)

Kuva 12. Muiden koodien kehitys COBRA sarjasta (Deng et al, 2020)

Kuva 13. CORTH V1.5 ja FLICA:n laskema DNBR arvo (JunJie et al, 2017)

Kuva 14. CORTH V2.0 graafinen käyttöliittymä (Deng et al, 2020)

1 Johdanto

Ydinvoima osana energian tuotantoa on välttämätön osa siirtymää kohti hiilineutraalia energiataloutta. Useat valtiolliset toimijat ovatkin alkaneet harkita ydinvoiman määrän lisäämistä. Nykyisten reaktorien vanhetessa myös pelkästään nykyisen kapasiteetin ylläpitämiseksi on uusia rakennusprojekteja käynnistettävä. Uusia reaktorimalleja suunnitellessa ja rakennettaessa on äärimmäisen tärkeää, että reaktorit ovat turvallisia operoida kaikissa mahdollisissa olosuhteissa. Jotta reaktorin turvallisuutta voitaisiin arvioida erilaisia arvaamattomiakin tilanteita varten, reaktorisydämen termohydrauliikkaa on hyödyllistä pystyä analysoimaan tietokoneohjelmien avulla. Tähän tarvitaan alikanavakoodeiksi kutsuttuja tietokoneohjelmia, jotka suorittavat analyysin reaktorisydämelle hyödyntämällä säilyvyysyhtälöitä ja korrelaatioita reaktorisydämen kanavissa virtaavan fluidin ominaisuuksien, kuten lämpötilan ratkaisemiseen.

Työssä tutkitaan mitä alikanavakoodit ovat, mistä ne ovat tulleet, mihin niitä käytetään, kuinka ne toimivat ja kartoitetaan olemassa olevia alikanavakoodeja ja selvitetään niiden ominaisuuksia. Työ alkaa teoriaosuudella, jossa aluksi kerrotaan perusteet termohydraulisesta analyysistä ja kuinka sitä voidaan soveltaa reaktorisydämen analyysiin ja siirrytään askel kerrallaan kohti alikanava-analyysi menetelmää. Tätä seuraa kartoitusvaihe, jossa esitellään erilaisia alikanavakoodeja ja selvitetään niiden tärkeimpiä ominaisuuksia. Työn tavoite on selvittää kuka alikanavakoodeja nykyään valmistaa, millaisia ominaisuuksia niissä on ja kartoittaa kuinka paljon alikanavakoodit ovat kehittyneet viime 60 vuoden aikana. Työn on myös tarkoitus opettaa lukijalle perusteet reaktorisydämen termohydraulisesta analyysistä ja antaa hänelle perusteet ymmärtää miksi sitä tehdään.

2 Termohydrauliikka

Tässä osuudessa kerrotaan perusteet termohydraulisesta analyysistä ja siihen kuuluvista eri vaiheista. Tämä kappale toimii pohjana ymmärtää myöhemmin esitettävien analyysimenetelmien käyttötarkoitus.

Termohydrauliikassa tutkitaan järjestelmässä tapahtuvaa hydraulista virtausta, kun siihen tuodaan lämpöä. Lämpöä voidaan tuoda systeemiin usealla eri tavalla ja sitä voi myös poistua systeemistä usealla eri tavalla, kuten johtumisella, konvektiolla tai säteilyllä. Termohydrauliikassa voidaan analysoida yksi- tai kaksifaasivirtauksia, vaikkakin kaksifaasivirtauksien analysoiminen on yleensä haastavampaa. Termohydraulisella analyysillä voidaan tutkia ydinreaktorin ja laajemmassa mittakaavassa myös koko voimalan turvallisuutta ja energian tuotantoa. Systeemin termohydraulinen analyysi vaatii käyttäjältä tietoa termodynamiikasta eli lämpöopista. (Zohuri, 2017.)

Tässä työssä keskitytään lähinnä yksi- ja kaksifaasi virtauksien analysoimiseen lämmitetyissä putkissa ja putkinipuissa, jotka reaktorisydämessä muodostavat analysoitavan systeemin. Termohydraulisella analyysilla voidaan myös tutkia muita monimutkaisempia ilmiöitä, kuten radioaktiivisten aineiden ja aerosolien kulkeutumista höyrykuplien avulla (Zohuri, 2017).

Systeemin termohydraulinen analyysi toteutetaan yleensä kolmessa eri vaiheessa. Ensimmäisessä vaiheessa kartoitetaan tutkittava ongelma ja asetetaan tavoitteet analyysin tarkkuudelle ja mahdollisesti myös kustannuksille sekä käytettävälle ajalle. Kartoituksen avulla valitaan analyysiin sopivat työkalut, kuten analyysiin sopivat tietokoneohjelmat. Toisessa vaiheessa tarkistetaan vielä mitattujen tuloksien tarkkuus laadunvalvontaa varten. Kolmannessa vaiheessa tulokset muokataan helppolukuiseen muotoon tulosten julkaisua varten. Tulosten tulee olla myös puolustettavia. (Zohuri, 2017.)

3 Analyysimenetelmät

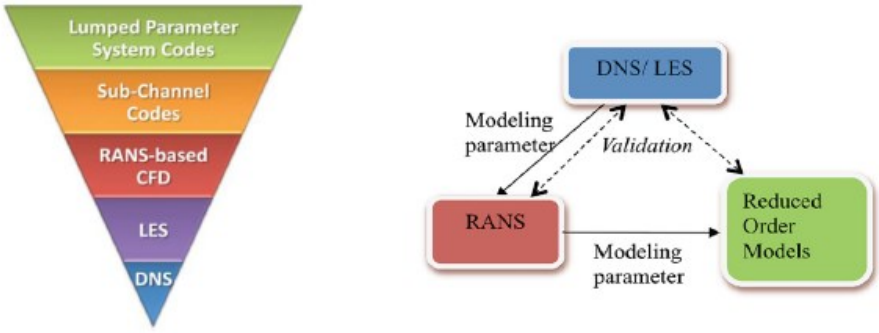
Fluidien termohydrauliseen analyysiin on kehitetty useita eri menetelmiä ja näiden menetelmien pohjalta tietokoneohjelmia analyysin suorittamista varten. Tässä kappaleessa käsitellään yleisiä menetelmiä, joita käytetään termohydraulisessa analyysissä. Näiden menetelmien ymmärtäminen toimii pohjana myöhemmin esitettävälle alikanava-analyysimenetelmälle.

3.1 Numeerinen virtausdynamiikka

Suurin osa virtauksista, joihin päivittäisessä insinöörityössä törmää, koostuu turbulenttisista virtauksista. Turbulenttinen virtaus sisältää useita suuria ja pieniä pyörteitä, jotka liikkuvat omalla nopeudellaan ja suunnallaan. Turbulenttisessa virtauksessa esiintyy myös erillisiä alueita, joissa virtaus on hidastunut takaisin laminaariseksi. Virtauksen nopeus on kaikkien näiden pyörteiden summa. Koska pyörteiden nopeus ja suunta ovat sattumanvaraisia niin tällöin myös virtauksen hetkittäinen nopeus vaikuttaa kaoottiselta ja sattumanvaraiselta. Jos pyörteiden nopeudet kuitenkin summataan, saadaan ajansuhteen pyörteistä keskiarvoistettu nopeus. (Rodriguez, 2019.)

Suurten ja pienten pyörteiden muodostama virtaus voitaisiin ratkaista suoraan Navier-Stokes yhtälöiden avulla. Tällöin kaikenkokoiset pyörteet otettaisiin huomioon ja saataisiin tarkka simulaatio virtauksesta. Tätä menetelmää kutsutaan suoraksi numeeriseksi simuloinniksi, josta käytetään lyhennettä DNS (Direct Numerical Simulation). DNS menetelmässä haasteena on kuitenkin se, että kolmiulotteisessa simulaatiossa vaadittava mittapisteiden määrä kasvaa Reynoldsin luvun kuutiona. Tämä tekee simulaation suorittamisesta laskennallisesti erittäin raskasta. Tietokoneiden laskenta tehon kasvaessa DNS menetelmää pystytään kuitenkin koko ajan hyödyntämään entistä laajemmassa mittakaavassa (Rodriguez, 2019.)

Kuvassa 1 on esitetty reaktorin termohydraulisessa analyysissä käytettäviä menetelmiä. Menetelmien tarkkuus kasvaa alaspäin mentäessä mutta laskentatehon tarve kasvaa.

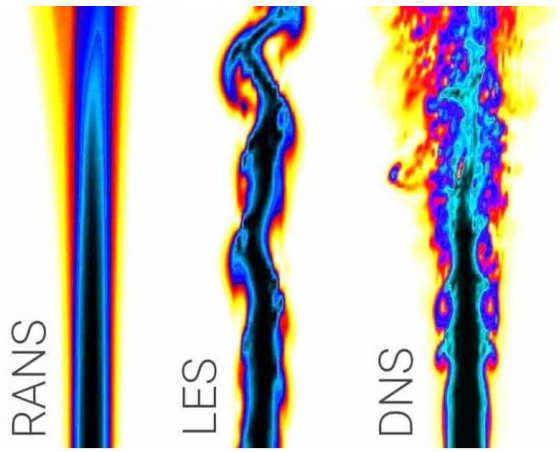


Kuva 1. Menetelmiä virtauksien mallintamiseen (Hu & Fanning, 2011)

Kuvassa 1 esitetään myös, kuinka eri menetelmiä voidaan käyttää toistensa validoimiseen. Esimerkiksi RANS pohjaista CFD ohjelmaa voitaisiin käyttää alikanavakoodien validoimisessa.

Kuvassa 1 esitetyt LES (Large Eddy Simulation) ja RANS (Reynolds Averaged Navier-Stokes) ovat CFD:ssä käytettyjä menetelmiä, joidenka avulla laskentaan tarvittavaa tehon määrää saadaan laskettua huomattavasti verrattuna DNS menetelmään hyödyntämällä turbulenssimalleja mutta simulaation tarkkuus huononee (IdealSimulations).

Kuvassa 2 on havainnollistettu, kuinka eri menetelmät turbulenssin ratkaisemiseen vaikuttavat lopputulokseen verrattuna turbulenssin suoraan simulaatioon.



Kuva 2. Turbulenttisen virtauksen simulointi eri menetelmillä (IdealSimulations)

Nykypäivänä saatavilla olevalla laskentateholla täysikokoisen reaktorin mallintaminen CFD:llä on erittäin haastavaa. Tämän vuoksi termohydraulinen analyysi suoritetaan yleensä kahdessa vaiheessa käyttäen ensin systeemikoodia, kuten RELAP, ja tämän jälkeen suoritetaan tarvittaessa tarkempi analyysi reaktorisydämestä hyödyntäen alikanavakoodeja, kuten COBRA. (Moorthi et al, 2018.)

CFD menetelmää on kuitenkin jo onnistuneesti käytetty pienen modulaarisen reaktorin eli SMR (Small Modular Reactor) analysoimisessa hyödyntäen RANS ja LES menetelmien yhdistelmää. Tietokoneiden laskentatehon ja turbulenssin ratkaisumenetelmien kehittyessä myöhemmin myös isompien reaktorien virtausten ratkaisemisen hyödyntämällä CFD:tä uskotaan olevan mahdollista. (Fang et al, 2021.)

Systeemikoodit suorittavat yksiulotteisen analyysin koko voimalaitoksen virtauksille massan, liikemäärän ja energian säilyvyyslakien avulla. Yksiulotteisuuden vuoksi systeemikoodit eivät kuitenkaan pysty ottamaan huomioon esimerkiksi reaktorisydämessä tapahtuvia poikittaissuuntaisia virtauksia. (Zohuri, 2017.)

Tällaisia poikittaissuuntaisia virtauksia esiintyy erityisen paljon vanhoissa ja nykyisissä kaupallisissa painevesireaktori eli PWR (Pressure Water Reactor) malleissa, joissa polttoaineniput sisältävät kanavia, jotka mahdollistavat virtaukset polttoainenippujen välillä. Avoimien polttoainenippujen hyöty on tasaisempi lämpötilajakauma reaktorisydämessä, jonka poikittaissuuntaiset virtaukset mahdollistavat. (Moorthi et al, 2018.)

3.2 Huokoisen väliaineen menetelmä

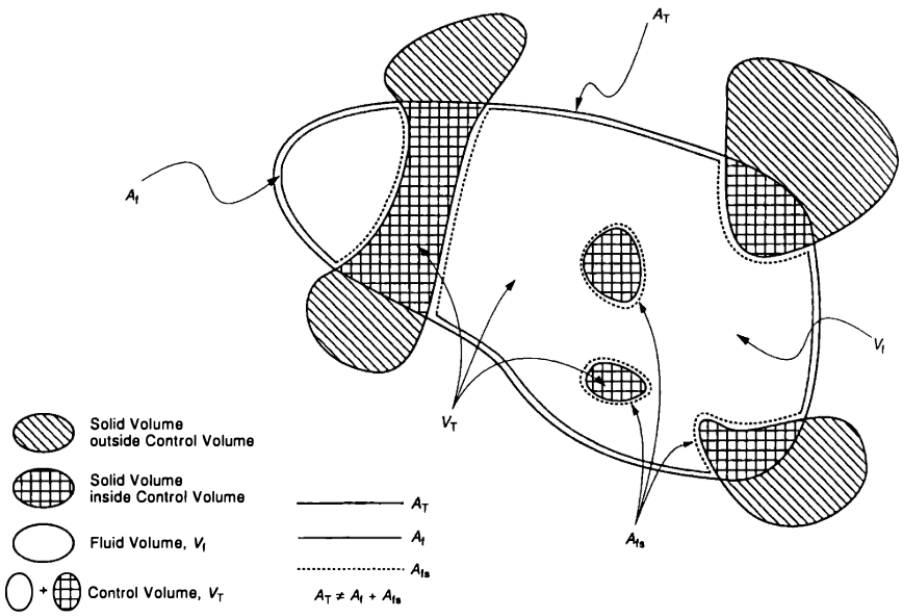
Huokoisen väliaineen menetelmä eli PMF (Porous Media Formulation) on numeerinen menetelmä fluidin ominaisuuksien ratkaisemiseksi. Tämä menetelmä on laajassa käytössä analyysissä, jossa virtaavan fluidin voidaan ajatella olevan kiinteän aineen, kuten lämmönsiirtoputkien seassa. Tämä menetelmä ei aseta rajoitteita geometrialle, jossa analyysi suoritetaan, joten sitä voidaan käyttää ydinvoimaloissa reaktorisydämen lisäksi myös höyrystimen analyysin. (Todreas & Kazimi, 1990.)

PMF menetelmässä tutkittava alue jaetaan tilavuuksien verkoksi. Näille tilavuuksille valitaan koko, jolle on olemassa ylä- ja alarajat. Valittavan tilavuuden koon tulisi olla tarpeeksi

suuri verrattuna paikallisiin olosuhteisiin mutta tarpeeksi pieni, jotta sillä voidaan esittää tutkittavia fluidin ominaisuuksia riittävällä tarkkuudella. (Todreas & Kazimi, 1990.)

Muodostetussa tilavuudessa kiinteää ainetta esittävä osa-alue mallinnetaan, siten että kiinteän aineen fluidiin kohdistama leikkausvoima ja lämmönsiirto materiaalin ja fluidin välillä ovat puhtaasti kiinteän materiaalin viemän tilavuuden funktioita. Tällöin virtauksen ominaisuudet, kuten siihen kohdistuva virtausvastus, saadaan vastaamaan tosimaailman tilavuuden keskiarvoa. PMF menetelmässä ratkaistaan siis fluidin ominaisuuksien keskiarvot muodostetuissa kontrollitilavuuksissa. PMF menetelmässä ei siis ratkaista paikallisia muutoksia fluidin ominaisuuksissa, kuten esimerkiksi lämpötilassa. (Todreas & Kazimi, 1990.)

Kuvassa 3 on esitetty kaksiulotteinen malli muodostetusta kontrollitilavuudesta PMF menetelmää varten.



Kuva 3. Kontrollitilavuus PMF menetelmää varten (Todreas & Kazimi, 1990)

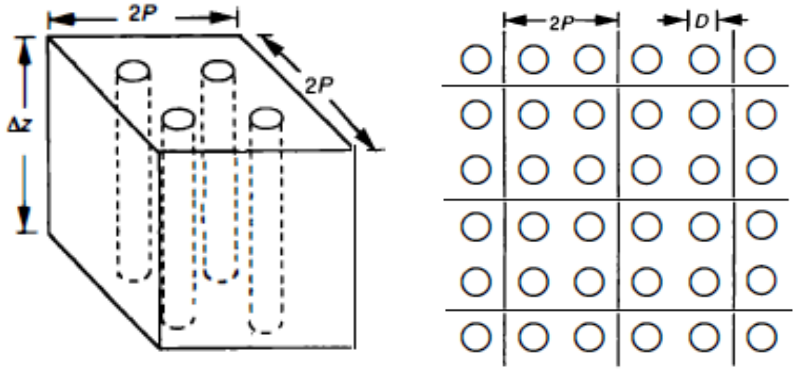
Kuvassa 3 esitetylle tapaukselle voidaan laskea PMF analyysiä varten kaksi tärkeää arvoa, jotka ovat tilavuus- ja pinta-alahuokoisuus. Nämä arvot voidaan laskea yhtälöillä 1 ja 2, joissa V_f on fluidin viemä tilavuus kontrollitilavuudesta ja V_T on koko kontrollitilavuuden

tilavuus, A_f on pinta-ala, jonka läpi fluidi voi virrata ja A_T on kontrollitilavuuden rajojen muodostama pinta-ala. (Todreas & Kazimi, 1990.)

$$\gamma_V = \frac{V_f}{V_T} \tag{1}$$

$$\gamma_A = \frac{A_f}{A_T} \tag{2}$$

Kuvassa 4 esitetään, kuinka PWR reaktorin sydämelle voitaisiin tehdä jako kontrollitilavuuksiin ja näin ollen muodostaa analysoitava verkko.



Kuva 4. Jako kontrollitilavuuksiin PMF menetelmää varten (Todreas & Kazimi, 1990)

Koska PMF on numeerinen menetelmä, pitää ratkaisua varten muodostaa differentioidut yhtälöt massalle, liikemäärälle ja energialle kontrollitilavuuksissa hyödyntäen säilymisen periaatetta ja Reynoldsin kuljetusteoreemaa (Todreas & Kazimi, 1990). Aiheesta enemmän kiinnostuneelle näiden differentiaalisten säilyvyysyhtälöiden johtaminen PMF menetelmää varten löytyy edellä viitatusta lähteestä.

4 Alikanava-analyysi

Tämän osuuden jälkeen lukijalla tulisi olla hyvä kuva siitä, miksi alikanava-analyysiä tarvitaan reaktorisydämen termohydrauliseen analyysiin, miten se eroaa aiemmin esitetyistä analyysimenetelmistä ja ymmärrys alikanava-analyysin perusteista.

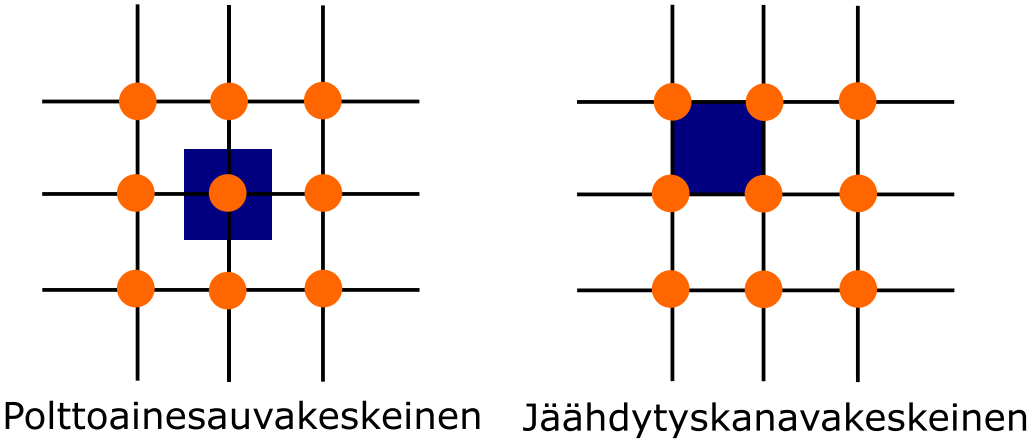
Alikanava-analyysi eli SCA (Subchannel Analysis) perustuu niin sanottuun niputettujen parametrien menetelmään, josta käytetään lyhennettä LPA (Lumped Parameter Approach). Tämä on tärkeä työkalu reaktorisydämen termohydrauliikan ja turvallisuuden analysoimisessa. LPA menetelmässä systeemi yksinkertaistetaan yksittäisiksi pisteiksi, joita voidaan mallintaa matemaattisesti. Alikanava-analyysissä kanavassa olevalle virtaukselle lasketaan ominaisuuksien, kuten fluidin lämpötilan, paineen ja tiheyden keskiarvot jokaiselle kontrollitilavuudelle. (Yang et al, 2021.)

Alikanava-analyysi on ollut kansainvälisen mielenkiinnon kohde jo 1970-luvulta lähtien ja ensimmäisiä tietokoneohjelmia, jotka hyödyntävät tätä analyysimenetelmää on tehty jo 1960 luvulla BWR (Boiling Water Reactor) reaktoreille. (Yang et al, 2021.)

Alikanava-analyysi on jatkokehitelmä aiemmin mainitusta PMF menetelmästä, joka on kehitetty erityisesti reaktorisydämien analyysiin. Koska reaktorisydämessä polttoaineniput ja sauvat on yleensä sijoitettu johonkin yleisesti tunnettuun geometriaan, näille tunnetuille sauvakonfiguraatioille voidaan muodostaa korrelaatioita, joissa ainoa muuttuja on polttoainesauvojen välinen etäisyys. (Todreas & Kazimi, 1990.)

4.1 Sydämen jako kanaviin ja soluihin

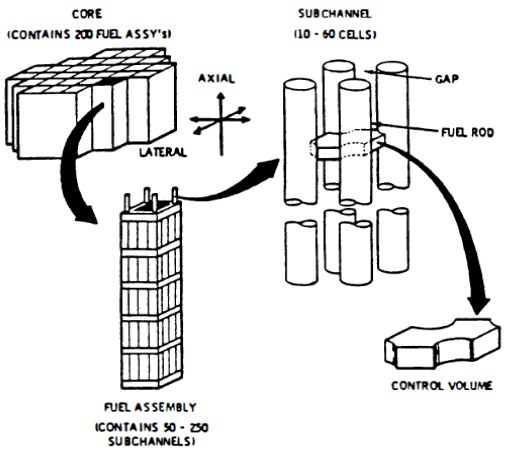
Alikanava voidaan määrittää kahdella eri tavalla, joko polttoaine- tai jäähdytyskanavakeskeisesti, niin kuin on esitetty kuvassa 5. Jäähdytyskanavakeskeinen malli on kuitenkin huomattavasti yleisempi ja siitä on tehty enemmän tutkimustyötä. On kuitenkin näyttöä siitä, että kuvassa 5 esitetystä polttoainesauvakeskeisestä mallista voisi olla etuja kaksifaasivirtauksien analysoimisessa. (Todreas & Kazimi, 1990.)



Kuva 5. Polttoaine- ja jäähdytyskanavakeskeinen alikanavamalli

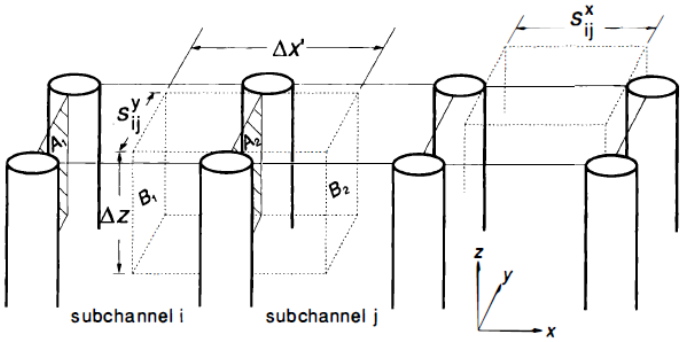
Kuvassa 5 esitetyt alikanavat jaetaan aksiaalisessa suunnassa soluihin. Jokaiselle solulle muodostetaan kaksi kontrollitilavuutta. Yksi kontrollitilavuus tarvitaan energian, massan ja aksiaalisen liikemäärän säilyvyysyhtälöitä varten. Toinen kontrollitilavuus, joka muodostetaan eri kanavien solujen väille, tarvitaan poikittaisen liikemäärän säilyvyysyhtälöä varten. (Todreas & Kazimi, 1990.)

Kuvassa 6 on esitetty kontrollitilavuuden valinta aksiaaliselle liikemäärälle, massavirralle ja energialle käyttäen jäähdytyskanavakeskeistä alikanavamallia.



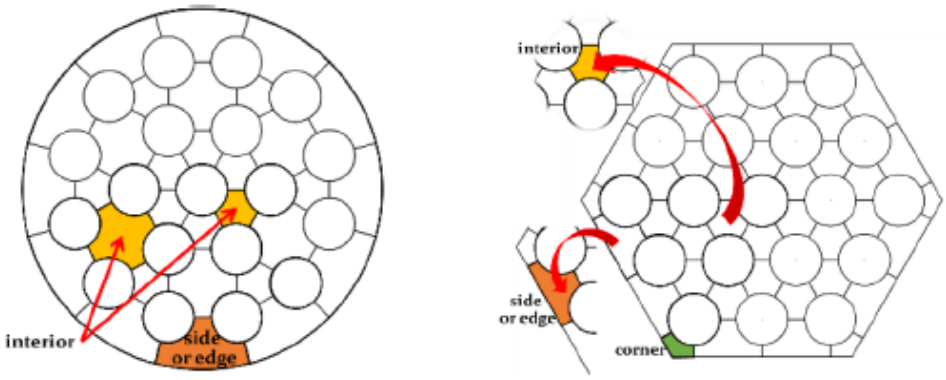
Kuva 6. Kontrollitilavuuden määrittäminen energialle, massalle ja aksiaaliselle liikemäärälle (Todreas & Kazimi, 1990)

Poikittaiselle liikemäärälle tulee määrittää erillinen kontrollitilavuus solujen välille (Todreas & Kazimi, 1990). Kuvassa 7 esitetään, kuinka tämä voitaisiin muodostaa.



Kuva 7. Kontrollitilavuuden määrittäminen poikittaiselle liikemäärälle (Todreas & Kazimi, 1990)

On hyvä huomata, että reaktorisydäntä jaettaessa kontrollitilavuuksiin, polttoaine sauvojen sijoittelun toisiinsa nähden ei tarvitse olla neliön muotoinen. Polttoainesauvat voidaan asettaa toisiinsa nähden myös heksagonaaliseen muotoon ja samassa reaktorisydämessä voi olla myös useampia eri muotoisia alikanavia. (Yang et al, 2021.) Kuvassa 8 on esitetty esimerkki, kuinka jako voitaisiin tehdä.

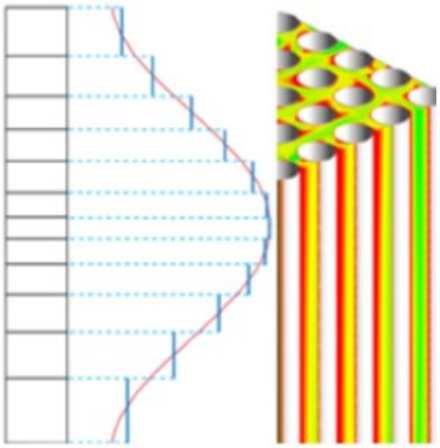


Kuva 8. Sydämen jako erigeometrioihin (Yang et al, 2021)

On kuitenkin tärkeää muistaa, että sydämen jako kanaviin kannattaa pyrkiä pitämään symmetrisenä, niin kuin esimerkki kuvassa 8 on tehty. Tällä tavalla saadaan pienennettyä laskennassa tarvittavaa tehoa. (Yang et al, 2021.)

Simulaatio suoritetaan reaktorisydämelle reaktorin suuaukolta ulostulolle asti. Historiallisesti solut on jaettu tasaisesti reaktorin aksiaalisessa suunnassa. Nykyään solut jaetaan siten, että niiden tiheys on suurempi reaktorisydämen kriittisimmillä alueilla, kuten sillä korkeudella reaktoria, missä kiehuminen tapahtuu tai polttoaineesta tuleva lämpöteho on suurimmillaan. Myös erinäköiset rakenteet, kuten polttoaineen välihilat, tai lämmönsiirto tehon jakauma voidaan ottaa huomioon kanavien soluihin jakamisessa. (Yang et al, 2021.)

Kuvassa 9 on esitetty, kuinka solujako voitaisiin tehdä, siten että reaktorin aksiaalisen lämpötehon jakauma otetaan huomioon.



Kuva 9. Solujako aksiaalisen lämmönsiirtotehon mukaan (Yang et al, 2021)

Kuvasta 9 voidaan havaita, että soluja on sijoitettu tiheämmin reaktorin alueille, joilla lämpötehon tuotto on suurin.

Alikanava-analyysisssä yksinkertaistamisen vuoksi poikittaisessa suunnassa tapahtuvat virtaukset ikään kuin unohtavat suuntansa ja liittyvät osaksi aksiaalista virtausta. Tämä on yksinkertaistus, joka on sopivaa tehdä tilanteessa, jossa virtauksen suuntaa on lähes kokonaan aksiaalinen. Liikemäärän yhtälön konvektiivisista osista tulee tällöin yksinkertaisempia

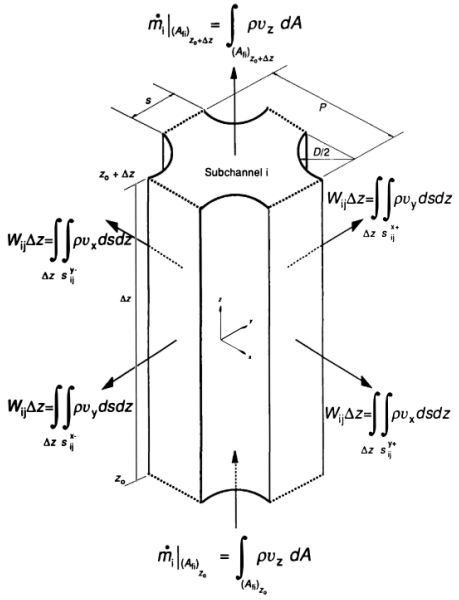
täten säästäen mahdollisesti vaadittavaa laskennallista tehoa. On kuitenkin tärkeää huomata, että alikanava-analyysi ei tämän vuoksi pysty antamaan täydellistä kolmiulotteista esitystä virtauksesta. (Todreas & Kazimi, 1990.)

Poikittaiset virtaukset mallinnetaan siten, että ne ovat aina kohtisuoraan polttoainesauvojen välistä rakoa. Tämän lisäksi liikemäärän yhtälöiden yksinkertaistamiseksi, liikemäärän siirtymisen vierekkäisten kanavien välillä oletetaan tapahtuvan kokonaan paine-erojen ja turbulenttisen virtausdiffuusion avulla. (Yang et al, 2021.)

4.2 Tasapainoyhtälöt alikanava-analyysissä

Tässä kappaleessa esitetään esimerkki, kuinka alikanavakoodien käyttämiä säilyvyysyhtälöitä voidaan muodostaa. On hyvä muistaa, että nykyisissä alikanavakoodeissa on paljon enemmän termejä kuin tässä kappaleessa esitetyissä yhtälöissä. Tässä alaluvussa esitetty massan säilyvyyden yhtälö toimii kuitenkin perustana ymmärtää, kuinka vastaavia yhtälöitä voitaisiin muodostaa esimerkiksi energian tai liikemäärän säilyvyydelle.

Kontrollitilavuudelle eli solulle voidaan muodostaa kuvassa 10 näkyvä tasekuva, joka kuvaa solusta poistuvia ja tulevia massavirtoja.



Kuva 10. Solun massavirtojen tasekuva (Todreas & Kazimi, 1990)

Kuvassa 10 ρ on fluidin tiheys, jonka oletetaan pysyvän vakiona solun koko tilavuudessa, v on virtaus nopeus kunkin akselin suunnassa ja A on pinta-ala, jonka yli nopeuden ja tiheyden tulo integroidaan. Poikittaisessa suunnassa olevat virtaukset voidaan esittää myös lineaarisessa muodossa W, jolloin ainoaksi muuttujaksi jää solun korkeus Δz. (Todreas & Kazimi, 1990).

Kuvan 10 avulla voidaan massan säilymiselle kaksifaasisessa virtauksessa johtaa seuraava differentiaalisessa muodossa oleva tasapainoyhtälö 3 (Todreas & Kazimi, 1990).

$$A_{fi}\frac{\partial}{\partial t}\langle\rho_i\rangle + \frac{\Delta\dot{m}_i}{\Delta z} = -\sum_{j=1}^{J}\left[W_{ij} + W_{i\leftrightarrow j}^{\prime D}\right] \tag{3}$$

Yhtälössä 3 termi $W_{i\leftrightarrow j}^{\prime D}$ tarkoittaa turbulenttista massan vaihdosta kanavien välillä. Jos vierekkäisissä kanavissa virtaavan fluidin tiheys on kuitenkin sama niin kuin yksifaasisissa virtauksissa, massan nettovaihdosta ei tapahdu. Tämän vuoksi yksifaasiselle virtaukselle yhtälö 3 pelkistyy yhtälöön 4, jossa esiintyy enään vain paine-eron ja kanavien muotoerojen aiheuttamia poikittaisia massavirtauksia. (Todreas & Kazimi, 1990.)

$$A_{fi}\frac{\partial}{\partial t}\langle\rho_i\rangle + \frac{\Delta\dot{m}_i}{\Delta z} = -\sum_{j=1}^{J}W_{ij} \tag{4}$$

On hyvä huomata, että yhtälöistä 3 ja 4 solun korkeus Δz on jaettu yhtälön molemmilta puolilta.

Jos kyseessä on kuitenkin kaksifaasivirtaus, kanavien välille voi syntyä eroja fluidin tiheydessä. Tämä aiheuttaa turbulenttisen massan nettovaihdon kanavasta toiseen. $W_{i\leftrightarrow j}^{\prime D}$ termin ratkaisemiseksi tarvitaan tällöin konstitutiivinen yhtälö, joka muodostetaan empiiriseen tutkimustietoon perustuvien korrelaatioiden ja sekoitusteorian avulla. (Todreas & Kazimi, 1990.)

Differentiaaliset säilyvyysyhtälöt energialle ja aksiaaliselle liikemäärälle voitaisiin muodostaa samalla periaatteella kuin massalle esitetyt yhtälöt 3 ja 4 (Todreas & Kazimi, 1990).

Poikittaissuuntaiselle liikemäärälle tulisi tasetilavuutena käyttää kuvassa 7 esitettyä tilavuutta mutta prosessi olisi muuten sama. Nämä yhtälöt tarvitsevat myös omat konstitutiiviset yhtälönsä. (Todreas & Kazimi, 1990.)

4.3 Analyysissä ratkaistavia arvoja

Kuplakiehunnan alkaessa lämmönsiirtokyky fluidiin alkaa kasvaa huomattavasti. Jos lämmönsiirtovuota kasvatetaan pinnalla riittävästi kuplakiehunta lakkaa ja filmikiehunta alkaa. Filmikiehunnan alettua lämmönsiirto fluidiin laskee huomattavasti. Lämmönsiirtovuota, jossa kuplakiehunta lakkaa kutsutaan kriittiseksi lämpövuoksi, josta käytetään lyhennettä CHF (Critical Heat Flux). (Incropera et al, 2017.)

PWR reaktoreissa tilannetta, jossa kuplakiehunta lakkaa ja höyryfilmi muodostuu polttoaineen pinnalle, kutsutaan DNB:ksi (Debarture From Nucleate Boiling). Tämä aiheuttaa nopean tiputuksen lämmönsiirto kyvyssä. Reaktorin kanavan olosuhteet, kuten virtaus nopeus vaikuttavat voimakkaasti CHF arvoon. Lisäksi polttoaineteho reaktorisydämen aksiaalisessa suunnassa ei ole tasaisesti jakautunut vaan keskittyy reaktorin keskipaikkeille. Tämän vuoksi on järkevää määrittää arvo, joka kuvaa suhdetta kriittisen lämpövuon ja paikallisen lämpövuon välillä. Tätä arvoa kutsutaan DNBR:ksi (Departure From Nucleate Boiling Ratio). Koska DNBR arvo vaihtelee voimakkaasti reaktorin sydämen sisällä riippuen mittaus paikasta, on tärkeää määrittää missä päin reaktoria vallitsee pienin DNBR lukema. Pienintä reaktorin sisällä vallitsevaa DNBR lukemaa kutsutaan MDNBR:ksi (Minimum Departure From Nucleate Boiling Ratio). Tämä on yksi tärkeimpiä arvoja määritettäessä paljonko reaktorista saadaan lämpötehoa ja on myös PWR reaktoreiden turvallisuuden analysoimisen kannalta yksi tärkeimpiä arvoja. (Amin Mozafari & Faghihi, 2013.)

BWR reaktoreissa vastaavasti CHF arvon ylittäminen voi johtaa tilanteeseen, jossa polttoainetta suojaava fluidifilmi pääsee kuivumaan kokonaan aiheuttaen vastaavan romahduksen lämmönsiirtokyvyssä polttoaineen pinnalta. Tätä kutsutaan englanninkielisessä kirjallisuudessa termillä dryout. (Amin Mozafari & Faghihi, 2013.)

CHF arvon laskeminen onkin yksi tärkeimmistä alikanavakoodien tehtävistä. Tässä ne käyttävät apunaan korrelaatioita, joista yksi tunnetuimpia on Tongin kehittämä W-3 yhtälö PWR reaktoreita varten. Koodien on myös hyödyllistä kyetä mallintamaan mahdollisen

tapaturmatilanteen varalta, mitä reaktorin sydämessä tapahtuu, jos CHF arvo ylitetään eli DNBR < 1. (Yang et al, 2021.)

4.4 Validointi

Alikanavakoodit ovat osa reaktorin turvallisuuden analysoimista sekä tulevien reaktorimallien kehittämistä, joidenka tulee kyetä turvalliseen toimintaan kaikissa olosuhteissa. Tämän vuoksi koodeja ja erityisesti niiden tuottamia tuloksia tulee pystyä validoimaan, jotta koodit ovat varmasti luotettavia siihen käyttötarkoitukseen, mihin ne on tehty.

Validoimisprosessissa koodeille suoritetaan joukko ennalta suunniteltuja testejä. Yksi tällainen testipaketti, jota voidaan käyttää alikanavakoodien validoimiseen, on Japanilaisen NUPEC:n (Nuclear Power Engineering Corporation) kehittämä PWR Subchannel and Bundle Tests (PSBT). PSBT sisältää kansainvälisesti saatavilla olevan tietueen, johon on kerätty mitattuja arvoja PWR reaktoreista, joita ohjelma hyödyntää koodille suoritettavassa testissä koodin validoimiseen. PSBT testi sisältää muun muassa kuvassa 11 esitetyt testivaiheet. (Rubin et al, 2010.)

Phase I – Void Distribution Benchmark
- Exercise 1 – Steady-state single subchannel benchmark
- Exercise 2 – Steady-state bundle benchmark
- Exercise 3 – Transient bundle benchmark
- Exercise 4 – Pressure drop benchmark

Phase II – DNB Benchmark
- Exercise 1 – Steady-state fluid temperature benchmark
- Exercise 2 – Steady-state DNB benchmark
- Exercise 3 – Transient DNB benchmark

Kuva 11. PSBT testin suorituksen kulku (Rubin et al, 2010)

Kansainvälinen PSBT projekti on muun muassa NRC:n (U.S. Nuclear Regulatory Comission) hyväksymä sekä OECD:n (Organisation for Economic Co-operation and Development) alaisen NEA:n (Nuclear Energy Agency) tukema (Rubin et al, 2010). Myös BWR reaktoreille on saatavilla vastaavanlainen testiohjelma BSBT (BWR Subchannel and Bundle Test) (Zhang, R. et al, 2020).

5 Kartoitus alikanavakoodeista

Tässä kappaleessa käydään läpi muutamia merkittäviä alikanavakoodeja ja kerrotaan niiden tärkeimmistä ominaisuuksista ja kehityksessä. Liitteessä 1 on tiivistelmätaulukko, johon on listattu koodien esitysvuosi, lähtömaa, kehittäjä, koodin pääasiallinen kohdereaktorimalli ja tiivistetty, mitä erityistä koodissa on tai miksi se on päätetty tehdä. Vaikka koodi olisikin kehitetty jotain tiettyä reaktorimallia varten, koodia on silti mahdollista käyttää tutkimusmielessä myös mahdollisesti muissa reaktorimalleissa.

Kaikkia liitteessä 1 olevia koodeja ei kuitenkaan olla käyty työssä tarkemmin läpi vaan ainoastaan merkittävimmät. Koodit, jotka on käyty työssä tarkemmin läpi, on merkitty taulukkoon vihreällä taustavärillä. Liitteeseen 1 on myös merkitty, mistä lähteistä taulukossa esitetyt tiedot on kerätty kullekin koodille.

5.1 COBRA

Coolant Boiling in Rod Arays (COBRA), suomennettuna jäähdytysnesteen kiehunta sauvojen joukossa, on joukko alikanavakoodeja, joita on alun perin kehittänyt yhdysvaltalainen Pacific North West Laboratories. COBRA koodeja on kehitetty jo kuuden vuosikymmenen ajan ja matkan varrella koodiin on lisätty monia uusia ominaisuuksia ja laajennuksia. Myös monet muut instituutiot, kuten MIT, ovat kehittäneet COBRA:sta omia versioita. (Deng et al, 2020.)

COBRA:n kehityksen sponsoroi Yhdysvaltojen ja Kanadan yhteinen ohjelma raskasvesi moderoitujen reaktoreiden kehittämiseksi. Koodin alkuperäinen tarkoitus on laskea jäähdytysnesteen virtaus ja sen entalpia alikanavissa kiehunnan aikana matemaattisen mallin avulla. Näiden tietojen avulla pyritään selvittämään pistettä, jossa kuplakiehuminen loppuu ja polttoaineen pinta pääsee kuivumaan aiheuttaen sen ylikuumenemisen. Tämä on ollut aiemmin mahdollista ainoastaan laboratorio olosuhteissa tehtyjen kokeiden avulla. (Rowe, 1967.)

COBRA:n ensimmäiset version, tarkalleen COBRA-I ja COBRA-II, eivät ottaneet huomioon liikemäärän muutosta ajan suhteen. Tämän vuoksi niillä ei voida suorittaa transienttia

analyysia ja niitä voidaan hyödyntää ainoastaan ajasta riippumattomaan laskentaan. Myöhemmillä COBRA:n versioilla alkaen COBRA-III koodista transientti analyysi on mahdollista. (Deng et al, 2020.)

COBRA versiot I - III eivät sisällä lämmönsiirtomallia polttoainesauvoille vaan lämpövuolle asetetaan vakioarvo. COBRA-IIIC versio lisäsi uutena ominaisuutena poikittaissuuntaisen lämmönjohtumisen polttoainesauvoihin. Näin koodi pystyy ottamaan huomioon esimerkiksi polttoainesauvojen suojakuoren paksuuden vaikutuksen lämmönsiirto tehoon. Aksiaalinen lämmönjohtuminen sauvoja pitkin ja mallit eri kiehunnan muodoille tulivat osana COBRA-IV koodia. (Deng et al, 2020.)

Kaikki edellä mainitut COBRA versiot käyttävät niin sanottua homogeenistä fluidimallia. Homogeeninen fluidimalli ei pysty ottamaan huomioon eri faasien välillä olevia eroja esimerkiksi virtausnopeudessa. Tämän vuoksi tarkkaa analyysia varten tarvittiin uusi alikanavakoodi, jossa olisi erilliset säilyvyysyhtälöt neste- ja höyryfaaseille. Säilyvyys yhtälöt tulee tarkkaa analyysia varten muodostaa myös pisarakentälle, jossa höyry ja neste ovat sekoittuneet keskenään. (Deng et al, 2020.)

COBRA-TF on COBRA versio, joka käyttää niin sanottua kahden faasin kolmen kentän mallia. Näitä kolmea kenttää kutsutaan neste-, pisara- ja höyrykentiksi. Jokaiselle näistä kolmesta kentästä muodostetaan omat säilyvyysyhtälönsä. Koska neste- ja pisarafaasien oletetaan olevan termodynaamisessa tasapainossa, nämä kaksi kenttää jakavat kuitenkin saman energian säilyvyysyhtälön. (Jin et al, 2020.)

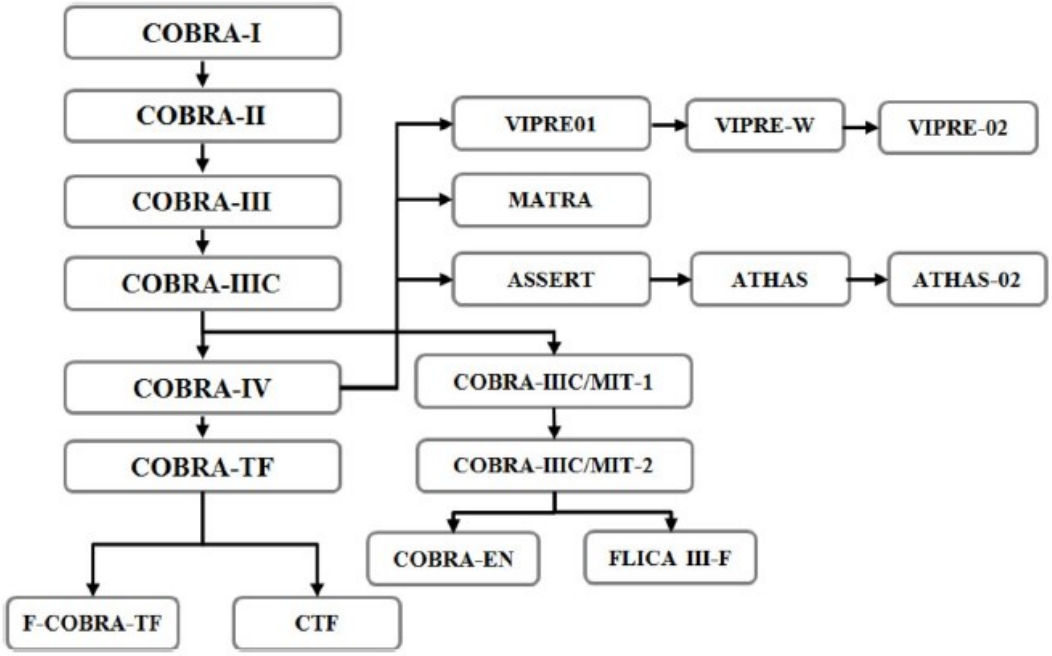
CTF on NCSU:n (North Carolina State University) ja ORNL:n (Oak Ridge National Laboratory) COBRA-TF koodin pohjalta kehittämä alikanavakoodi. Vaikka CTF onkin tarkoitettu lähinnä PWR reaktoreiden analyysiin, koodia on kuitenkin onnistuneesti käytetty myös BWR, Vesi-vesi energisten reaktoreiden eli VVER (Vodo-Vodjanoi Energetitšeski Reaktor) ja nopeiden hyötöreaktoreiden eli FBR (Fast Breeder Reactor) analyysiin. (Zhang, X. et al, 2023.)

CTF koodissa on monia parannuksia varhaisempaan COBRA-TF koodiin nähden. CTF voidaan linkittää muiden koodien kanssa yhdeksi suuremmaksi ohjelmaksi. Esimerkkejä linkitettävistä koodeista ovat muun muassa neutronikuljetuskoodi MPACT, kemikaalikoodi MAMBA tai systeemikoodit, kuten RELAP. CTF voidaan myös linkittää CFD laskenta

ohjelmiin, joiden avulla voidaan analysoida alueita sydämessä, jotka olisivat liian haastavia toteuttaa alikanava-analyysillä. (Zhang, X. et al, 2023.)

Yksi merkittävimmistä paranuksista CTF:ssä aiempiin COBRA versioihin nähden on sen huomattavasti parempi muistin hallinta ja laskennan jakaminen useaan samaan aikaan suoritettavaan osaan. CTF on koodattu niin, että se pystyy paremmin hyödyntämään nykyaikana saatavilla olevia moniydinprosessoreita. Jakamalla laskentaa useammalle samanaikaiselle suorittavalle prosessoriytimelle saadaan laskentaan kokonaisuudessaan kulunutta aikaa pienennettyä. (Zhang, X. et al, 2023.)

Kuvassa 12 on esitetty kuinka COBRA sarjan koodeja on käytetty pohjana myös monien muiden koodien kehityksessä.



Kuva 12. Muiden koodien kehitys COBRA sarjasta (Deng et al, 2020)

Kuvasta 12 voidaan huomata, että monet koodit on kehitetty nimenomaan COBRA-IV koodin pohjalta. Täten ne todennäköisesti jakavat eniten ominaisuuksia juuri tämän koodin kanssa ja niistä saattaa puuttua paljon ominaisuuksia, jotka ovat tulleet myöhemmissä COBRA versioissa kuten COBRA-TF tai CTF.

5.2 VIPRE

VIPRE (Versatile Internals and Component Program for Reactors) on yhdysvaltalaisen Pacific Northwest Laboratoriesin ja EPRI:n (Electric Power Research Institute) yhteistyöllä kehittämä sarja alikanavakoodeja. Viprestä on saatavilla kolme eri versiota VIPRE-01, VIPRE-W ja VIPRE-02. (Deng et al, 2020.) Aiemmin esitetystä kuvasta 12 voidaan havaita, että VIPRE sarja on kehitetty COBRA-IV koodin pohjalta.

VIPRE-01 on alikanavakoodi, jolla voidaan mallintaa tarkasti lämpötilajakaumaa polttoainesauvoissa ja niiden kuorissa niin PWR kuin myös BWR tyypin reaktoreille. Kyseinen alikanavakoodi on kehitetty erityisesti kriittisen lämpövuon (CHF) määrittämiseen ja DNBR arvon laskentaa varten. Tämän saavuttamiseksi koodissa on erillinen tasapainoyhtälö seinämissä tapahtuvaa lämmönjohtumista varten, joka ratkaistaan kontrollitilavuus menetelmällä. Koodi antaa käyttäjän myös valita useista eri korrelaatioista lämmönsiirron muiden ilmiöiden ratkaisemiseksi. Koodilla voidaan suorittaa termohydraulista analyysiä monille eri fluideille syöttämällä niiden ominaisuudet ohjelmaan niiden kaikissa faaseissa. Myös kahden eri faasin sekoitus on mahdollinen ratkaista. (Syblik et al, 2024.)

VIPRE-W on Westinghousen oma versio VIPRE-01 koodista, joka on kehitetty erityisesti VVER reaktoreita varten. VIPRE-W sisältää empiirisiä korrelaatioita DNBR laskentaan ja VVER reaktoreiden turvallisuuden analysoimiseen. VVER reaktorit tarvitsevat erilliset korrelaatiot verrattuna länsimaisiin PWR reaktoreihin johtuen niiden heksagonillisesta polttoaineasetelmasta. Koodi on tehty erityisesti VVER-1000 reaktorimallia varten. Koodia käyttäviä asiakkaita ovat muun muassa Tshekki ja Ukraina. (Westinghouse.)

VIPRE-02 on erityisesti kevytvesireaktoreita varten kehitetty koodi. Kevytvesireaktoreista käytetään lyhennettä LWR (Light Water Reactor). Tässä koodissa muodostetaan erikseen tasapainoyhtälöt veden neste- ja kaasufaaseille. Tästä seuraa 6 differentiaalista tasapainoyhtälöä, jotka ratkaistaan käyttäen iteratiivista Gaus-Seidel mallia. Koodi antaa myös käyttäjälleen mahdollisuuden muodostaa ratkaisu, siten että reaktorin alempi kokoojakammio mallinnetaan täysin kolmiulotteisesti. (Numerical Advisory Solutions.)

Yhdysvaltalaiset viranomaiset ovat hyväksyneet VIPRE-01 koodin reaktoreiden kehitys työhön mutta VIPRE-02 koodi on vielä kehitys ja tutkimusvaiheessa. (Deng et al, 2020.)

5.3 FLICA

FLICA on Ranskalaisen CEA:n (Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives) kehittämä sarja alikanavakoodeja PWR reaktoreiden kehitykseen ja analyysiin. Myös ranskalainen AREVA on myöhemmin osallistunut koodin ylläpitoon ja kehitykseen sekä hyväksynyt koodin käytön PWR reaktoreidensa kehitykseen. (Deng et al, 2020.)

FLICA-4:n merkittävin uusi ominaisuus on sen käyttämä drift-flux malli moni faasisten virtausten ratkaisemiseen, joka perustuu Approksimoituun Riemann ratkaisijaan. Aiemmin COBRA osiossa esitetyt mallit kaksifaasivirtausten ratkaisemiseen, kuten homogeeninen malli ja kolmikenttämalli eivät välttämättä tarjoa riittävää tarkkuutta virtauksen hitailla alueilla, vaikkakin ne ovat muuten varmatoimisia ja tehokkaita. Riemann ratkaisijaa on alun perin käytetty yksiulotteiseen kaasudynamiikan analyysin mutta CEA on implementoinut tästä kolmiulotteisen mallin FLICA-4 koodia varten. FLICA-4 on tämän ratkaisumallin kanssa validoitu PWR reaktoreiden transientti ja vakiotila-analyysiin. (Toumi et al, 2000.)

FLICA-OVAP on 2000 luvulla kehitetty koodisarjan uusin versio, joka on tehty FLICA-4 koodin pohjalta. FLICA-OVAP sisältää edelleen FLICA-4 koodissa esitetyn drift-flux mallin monifaasivirtausten analysoimiseen mutta käyttäjä voi myös halutessaan käyttää homogeenista mallia tai monikenttä mallia. Käyttäjä voi halutessaan myös itse määrittää kuinka montaa eri kenttää on käytössä. (Fillion et al, 2011.)

FLICA-OVAP sisältää myös CFD menetelmiä sellaisia kohtia varten reaktorin sydämessä, joista tarvitaan tarkkoja tuloksia. FLICA-OVAP:n CFD ominaisuudet pystyvät toimimaan yhdessä alikanava-analyysi keinojen kanssa. Turbulenssi mallina CFD laskennassa käytetään FLICA-OVAP:ssa RANS mallia. Koodiin voidaan myös yhdistää neutroniikkaohjelmia, kuten APOLLO tai CHRONOS, sekä systeemikoodeja, kuten CATHERINE. Näin yhdellä ohjelmalla voidaan suorittaa täysi analyysi reaktorista. (Fillion et al, 2011.)

5.4 SUBCHANFLOW

Kaksifaasivirtauksien analysoiminen alikanavakoodeilla on haastavaa, koska säilyvyysyhtälöt täytyy yleensä muodostaa erikseen eri faaseille tarkkaa analyysiä varten. Tällöin myös konstitutiivisia yhtälöitä tarvitaan enemmän. COBRA-TF koodissa on tämän vuoksi yhdeksän säilyvyysyhtälöä ratkaistavana jokaiselle solulle. Tällä saavutetaan mahdollisesti suurempi tarkkuus mutta tämän vuoksi koodi on huomattavasti raskaampi ja hitaampi suorittaa. Teollisuudessa on tilanteita, joissa olisi käyttöä myös nopeasti suoritettavalle analyysille riittävällä tarkkuudella. Vanhemmissa COBRA:n versioissa oli yhteiset yhtälöt molemmille faaseille, jotka tekivät koodin suorittamisesta nopeampaa mutta näissä vanhemmissa koodeissa on muita puutteita muistin hallinnan osalta niiden jo ikääntyvän koodin vuoksi. Tämän vuoksi Saksassa Karlsruhen teknisessä instituutissa (KIT) päätettiin tuottaa uusi moderni alikanavakoodi nimeltä SUBCHANFLOW, joka olisi nopeasti suoritettava mutta kuitenkin riittävän tarkka teollisuuden tarpeisiin. (Imke & Sanchez, 2012.)

SUBCHANFLOW koodissa hyödynnetään empiiristä tutkimusdataa useiden vuosikymmenien ajalta. Tämän tutkimusdatan avulla on muodostettu korrelaatioita kuvaamaan asioita, kuten paineen tippumista reaktorin jäähdytyskanavissa fluidin virratessa sen läpi. Edellä mainittujen syiden vuoksi SUBCHANFLOW on suoritusajaltaan nopeampi verrattuna COBRA-TF koodiin mutta kiitos laajan setin valittavia korrelaatioita sen tarkkuus on kuitenkin riittävä. (Imke & Sanchez, 2012.)

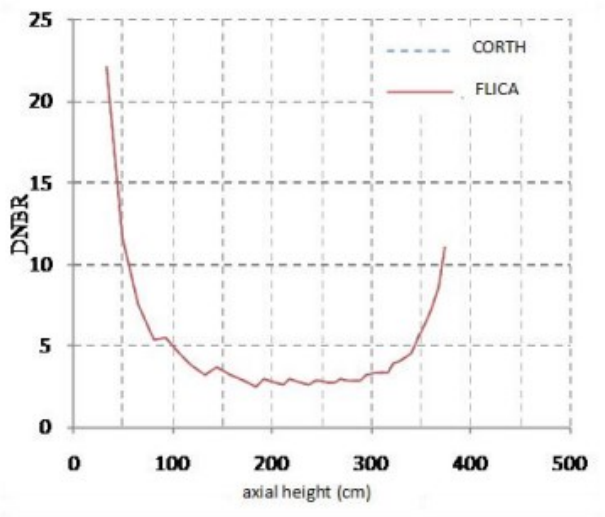
SUBCHANFLOW koodia voidaan käyttää painevesireaktoreille ja kiehutusvesireaktoreille. Koodia voidaan myös käyttää analysoimaan kaasu- tai nestemetallijäähdytteisiä reaktoreita. Koodi on alun perin valmistettu koodien COBRA-IV-I ja COBRA-EN pohjalta. (Imke & Sanchez, 2012.)

5.5 CORTH

CORTH (COre Thermal Hydraulic analysis program) on NPIC:n (Nuclear Power Institute of China) kehittämä alikanavakoodi. CORTH koodia on kehitetty erityisesti Kiinalaisen CNNC:n (China National Nuclear Corporation) kehittämän ACP painevesireaktorisarjan turvallisuuden arviointia ja kehittämistä varten. (Deng et al, 2020.)

Ensimmäistä ACP sarjan reaktoria ollaan parhaillaan rakentamassa Changjiangissa Hainanin provinssissa. Kyseessä on noin 100 MW pieni modulaarinen reaktori. Rakenteilla oleva ACP100 perustuu suunniteltuun suurempaan ACP1000 reaktoriin. (World Nuclear News, 2019.)

Kuvassa 13 on NPIC:n esittämä vertaus CORTH V1.5 koodin ja FLICA:n laskemasta DNBR arvosta rakenteilla olevan ACP100 reaktorin kuumimmalle kanavalle reaktorisydämen korkeuden funktiona.



Kuva 13. CORTH V1.5 ja FLICA:n laskema DNBR arvo (JunJie et al, 2017)

Kuvasta 13 voidaan havaita, että molemmat koodit ovat laskeneet testissä hyvin samanlaiset arvot. Lähteessä ei ole kuitenkaan mainittu, mikä FLICA:n versio on ollut käytössä esitetyssä testimateriaalissa.

CORTH V2.0 on koodin uusin versio, joka käyttää neljän yhtälön homogeenista fluidimallia. Koodi sisältää myös uuden graafisen käyttöliittymän, josta käyttäjä voi säätää analyysissä käytettäviä toimiarvoja. (Deng et al, 2020.) Uusi käyttöliittymä on esitetty kuvassa 14.

Kuva 14. CORTH V2.0 graafinen käyttöliittymä (Deng et al, 2020)

Kuvasta 14 voidaan havaita ylälaidasta, että valittu reaktorityyppi on ACP1000 mallin PWR reaktori, ja että käyttöliittymä on koodattu käyttäen JAVA ohjelmointikieltä.

Koodi pystyy laskemaan MDNBR arvon sekä virtaus ja entalpia kenttien jakaumat reaktorisydämessä. Koodissa on kuitenkin useita yksinkertaistuksia. Esimerkiksi kaksifaasivirtauksissa koodi laskee keskiarvon fluidin kahden eri faasin ominaisuuksista, eikä koodi kykene käsittelemään virtauksia, joissa virtausnopeus on lähellä äänen nopeutta tai kaksifaasivirtausta, jossa höyry on ylikuumennettu sen kiehumispisteen yläpuolelle. (Deng et al, 2020.)

6 Johtopäätökset

Alikanavakoodeissa on tapahtunut tehdyn tutkimuksen perusteella huikeasti kehitystä viime 60 vuoden aikana. Ensimmäisissä koodeissa jouduttiin vielä tekemään paljon yksinkertaistuksia ja niissä käytössä olleella homogeenisellä fluidimallilla kaksifaasivirtauksien tarkka analyysi oli haastavaa. Nykyään koodit voivat käsitellä kaikki virtauksen faasit useissa eri kentissä. Vuosikymmenien aikana on myös saatu kerättyä käytännössä paljon enemmän dataa virtauksista reaktoreissa. Tämän tiedon avulla on pystytty muodostamaan entistä parempia korrelaatioita tärkeiden arvojen, kuten CHF:n laskemiseksi. Monet modernit koodit, kuten CTF ja FLICA-OVAP, pystytään myös suoraan liittämään osaksi muita ohjelmia, kuten systeemi tai neutroniikka koodeja.

Monet nykyiset alikanavakoodi ohjelmat, kuten CTF ja FLICA-OVAP, sisältävät suoraan CFD ominaisuuksia tai koodi voidaan ainakin linkittää muiden CFD laskenta ohjelmien kanssa. Tämän lisäksi työssä mainittiin, kuinka SMR reaktorille on jo onnistuttu tekemään analyysi kokonaan CFD:llä hyödyntäen RANS ja LES menetelmiä yhteistoiminnassa. On hyvin todennäköistä, että tulevaisuudessa CFD ohjelmien rooli reaktorien turvallisuuden analysoimisessa ja uusien reaktorien kehitysprosessissa tulee entisestään kasvamaan tietokoneiden laskentatehon kasvaessa. Alikanavakoodit kuitenkin pysyvät todennäköisesti käytössä vielä pitkänaikaa, koska ne tarjoavat usein riittävän tarkkoja tuloksia pienemmällä suoritusajalla.

Liitteessä 1 olevasta taulukosta voidaan havaita, että vaikka koodeja on perinteisesti kehitetty USA:ssa ja länsi Euroopassa, viime parin vuosikymmenen aikana myös monet muut valtiot ovat panostaneet koodien kehitykseen, kuten Kiina ja Iran. Tähän on todennäköisesti monia eri syitä mutta merkittävin on todennäköisesti näiden valtioiden halu kehittää ja laajentaa ydinvoimasektoriaan olematta riippuvaisia perinteisesti länsimaisesta teknologiasta.

Työssä saatiin käytyä läpi monia nykyään merkittäviä koodeja. Sekä alikanava-analyysistä, että yleisesti termohydraulisen analyysin perusteista opittiin paljon uutta tietoa. Mahdollinen jatkotutkimuksen aihe voisi olla CFD ohjelmien rooli tulevaisuudessa termohydraulisessa analyysissä tietokoneiden laskentatehon kasvaessa.

Lähteet

Amin Mozafari, M. & Faghihi, F. (2013) Design of annular fuels for a typical VVER-1000 core: Neutronic investigation, pitch optimization and MDNBR calculation. Annals of nuclear energy. 60 226–234. https://doi.org/10.1016/j.anucene.2013.04.035

Chen, L. et al. (2023) Development of multiphase subchannel code with new numerical method in COSINE code package. Annals of nuclear energy. 191 109902. https://doi.org/10.1016/j.anucene.2023.109902

Deng, J. et al. (2020) Review of sub-channel code development for pressurized water reactor and introduction of CORTH-V2.0 sub-channel code. Progress in nuclear energy (New series). 125 103373. https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2020.103373

Fang, J. et al. (2021) Feasibility of full-core pin resolved CFD simulations of small modular reactor with momentum sources. Nuclear engineering and design. 378 111143. https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2021.111143

Fillion, P. et al. (2011) FLICA-OVAP: A new platform for core thermal–hydraulic studies. Nuclear engineering and design. 241 (11) 4348–4358. https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2011.04.048

Gui, M. et al. (2021) Development of a two-fluid based thermal-hydraulic subchannel analysis code with high-resolution numerical method. Progress in nuclear energy (New series). 134 103671. https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2021.103671

Hu, R. & Fanning, T.H. (2011) Progress Report on Development of Intermediate Fidelity Full Assembly Analysis Methods. ANL/NE-11/35. https://doi.org/10.2172/1042573

IdealSimulations. Turbulence Models In CFD. [Verkkoaineisto]. [Viitattu 17.05.2024]. Saatavilla: https://www.idealsimulations.com/resources/turbulence-models-in-cfd/

Imke, U. & Sanchez, V.H. (2012) Validation of the Subchannel Code SUBCHANFLOW Using the NUPEC PWR Tests (PSBT). Science and technology of nuclear installations. 2012 (1) 465059. https://doi.org/10.1155/2012/465059

Incropera, F. P. et al. (2017) Incropera's Principles of Heat and Mass Transfer, Global Edition. 8th edition. Milton: John Wiley & Sons, Incorporated.

Jin, Y. et al. (2020) Numerical investigation of rod bundle thermal–hydraulic behavior during reflood transients using COBRA-TF. Annals of nuclear energy. 148 107708. https://doi.org/10.1016/j.anucene.2020.107708

Lodi, F. et al. (2016) ANTEO+: A subchannel code for thermal-hydraulic analysis of liquid metal cooled systems. Nuclear engineering and design. 301 128–152. https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2016.03.001

Moorthi, A. et al. (2018) A review of sub-channel thermal hydraulic codes for nuclear reactor core and future directions. Nuclear engineering and design. 332 329–344. https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2018.03.012

Numerical Advisory Solutions. Vipre [Verkkoaineisto]. [viitattu 23.07.2024]. Saatavilla: https://www.numerical.com/software/vipre/

JunJie, P. et al. (2017) Development of whole CORe Thermal Hydraulic analysis code CORTH. M&C 2017 - International Conference on Mathematics & Computational Methods Applied to Nuclear Science & Engineering. Jeju, Korea, April 16-20, 2017. https://www.kns.org/files/int_paper/paper/MC2017_2017_8/P336S08-05PanJ.pdf

Rodriguez, S. (2019) Applied Computational Fluid Dynamics and Turbulence Modeling Practical Tools, Tips and Techniques. 1st ed. 2019. Cham: Springer International Publishing.

Rubin, A. et al. (2010) OECD/NRC Benchmark based on NUPEC PWR subchannel and bundle tests (PSBT). Volume I: Experimental Database and Final Problem Specifications Saatavilla: https://www.oecd-nea.org/science/wprs/egrsltb/PSBT/PSBT_Benchmark_Experimental_Database_and_Final_Problem_Specifications_v3.pdf

Rowe, D.S. (1967) Cross Flow Mixing between Parallel Flow Channels during Boiling, Part 1. COBRA-Computer Program for Coolant Boiling in Rod Arrays. Pacific Northwest Laboratories. Saatavilla: https://www.osti.gov/servlets/purl/4410375

Sugawara, S. & Miyamoto, Y. (1990) FIDAS: Detailed subchannel analysis code based on the three-fluid and three-field model. Nuclear Engineering and Design. 120 (2–3) 147–161. https://doi.org/10.1016/0029-5493(90)90369-9

Sung, Y.X et al. (1999) VIPRE-01 Modeling and Qualification for Pressurized Water Reactor Non-LOCA Thermal-Hydraulic Safety Analysis. Saatavilla: https://www.nrc.gov/docs/ML9931/ML993160096.pdf

Syblik, J. et al. (2024) SubChanFlow and VIPRE codes benchmark for VVER-1000. Nuclear engineering and design. 418 112936. https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2024.112936

Talebi, S. & Kazeminejad, H. (2013) A new approach to two-phase flow analysis in a rod bundle. Nuclear engineering and design. 255 263–272. https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2012.10.027

Todreas, N. E. & Kazimi, M. S. (1990) Nuclear systems. 2, Elements of thermal hydraulic design. New York: Hemisphere.

Toumi, I. et al. (2000) FLICA-4: a three-dimensional two-phase flow computer code with advanced numerical methods for nuclear applications. Nuclear engineering and design. 200 (1-2) 139–155. https://doi.org/10.1016/S0029-5493(99)00332-5

Yang, B.-W. et al. (2021) Subchannel analysis – Current practice and development for the future. Nuclear engineering and design. 385 111477. https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2021.111477

Yoon, S.J. et al. (2018) Application of cupid for subchannel-scale thermal–hydraulic analysis of pressurized water reactor core under single-phase conditions. Nuclear Engineering and Technology. 50 (1) 54–67. https://doi.org/10.1016/j.net.2017.09.008

Zhang, R. et al. (2020) Investigation on the critical heat flux in typical 5 by 5 rod bundle at conditions prototypical of PWR based on CFD methodology. Applied thermal engineering. 179 115582. https://doi.org/10.1016/j.applthermaleng.2020.115582

Zhang, X. et al. (2023) Thermal hydraulic review of light water reactor based on subchannel code CTF. Nuclear engineering and design. 413 112482. https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2023.112482

Zohuri, B. (2017) Thermal-Hydraulic Analysis of Nuclear Reactors. 2nd ed. 2017. Cham: Springer International Publishing.

Westinghouse. VVER Core Design and Safety Analyses. [Verkkoaineisto]. [Viitattu 13.08.2024]. Saatavilla: https://westinghousenuclear.com/data-sheet-library/vver-core-design-and-safety-analyses/

World Nuclear News. (2019) CNNC launches demonstration SMR project. [Verkkoaineisto]. [Viitattu 10.08.2024]. Saatavilla: https://www.world-nuclear-news.org/Articles/CNNC-launches-demonstration-SMR-project

Wu, P. et al. (2016) The development and application of a sub-channel code in ocean environment. Annals of Nuclear Energy. 95 12–22. https://doi.org/10.1016/j.anucene.2016.04.030

Liite 1. Alikanavakooditaulukko

Koodi	Esitysvuosi	Lähtömaa	Kehittäjä/Kehittäjät	Kohdemalli/mallit	Mitä erikoista	Lähde/Lähteet
ATHAS/OE	2016	Kiina	Jiaotong University	PWR	Tarkoitus käyttää meriympäristössä toimivien reaktoreiden analysoimiseen.	(Zhang, X. et al, 2023) (Wu, P. et al, 2016)
ANTEO+	2015	Italia	Agenzia nazionale per le nuove tecnologie, l'energia e lo sviluppo economico sostenibile	LMFR	4. sukupolven nopeiden nestemetallireaktoreiden (Liquid Metal Fast Reactor) kehitystä varten.	(Lodi et al, 2016)
COBRA I-IV	1967-1977	Yhdysvallat	Pacific Northwest Laboratories	PWR	Monet muut alikanavakoodit on tehty tämän sarjan pohjalta.	(Zhang, X. et al, 2023) (Deng et al, 2020)
COBRA-TF	1980	Yhdysvallat	Pacific Northwest Laboratories	LWR	Ensimmäinen COBRA koodi kahden faasin mallilla.	(Zhang, X. et al, 2023) (Jin et al, 2020)
CORTH	2015	Kiina	Nuclear Power Institute of China	PWR	Tehty erityisesti ACP reaktorisarjan kehitystä varten.	(Zhang, X. et al, 2023) (Deng et al, 2020)
COSINE	2011	Kiina	State Power Investment Corporation study Institute China	PWR	Käyttää COBRA-TF koodin kaltaista kahden faasin kolmen kentän mallia monifaasisten virtausten analysoimiseen.	(Zhang, X. et al, 2023) (Chen et al, 2023)
CTF	2009	Yhdysvallat	North Carolina State Univercity/Oak Ridge National Laboratory	LWR/VVER	Voidaan linkittää CFD ohjemistoihin ja moniin muihin koodeihin. Tukee myös VVER reaktorimallia.	(Zhang, X. et al, 2023)
CUPID	2017	Etelä-Korea	KAERI	PWR	Aiempi MATRA koodi ei ollut sopiva analysoimaan tarkasti kaksifaasivirtauksia. Siksi päätettiin valmistaa uusi koodi, joka sisältäisi paremman mallin juuri tätä varten.	(Zhang, X. et al, 2023) (Yoon et al, 2018)
DIYANA	2013	Iran	Amirkabir University of Technology	LWR	Hyödyntää samaa drift-flux mallia, joka on esittety FLICA-IV koodin yhteydessä.	(Zhang, X. et al, 2023) (Talebi & Kazeminejad, 2013)
FIDAS	1990	Japani	Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation	BWR	Tehty erityisesti dryout:in ennustamiseen ja sen jälkeisen tilan analysoimiseen.	(Zhang, X. et al, 2023) (Sugawara & Miyamoto, 1990)
FLICA-IV	2000	Ranska	Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives	PWR	Drift-flux malli monifaasivirtauksia varten.	(Zhang, X. et al, 2023) (Toumi et al, 2000)
FLICA-OVAP	2011	Ranska	Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives	PWR	Sisältää CFD ominaisuuksia ja voidaan linkittää muiden analyysikoodien kanssa.	(Fillion et al, 2011)
SACoS	2012	Kiina	Jiaotong University	SCWR	Koodilla voidaan suorittaa analyysiä ylikriittisille vesireaktoreille, joista käytetään lyhennettä SCWR (Super Critical Water Reactor).	(Zhang, X. et al, 2023) (Gui et al, 2021)
SUBCHANFLOW	2010	Saksa	Karlsruher Institut für Technologie	PWR	Tarkoitus olla kompakti ja nopea suorittaa.	(Zhang, X. et al, 2023) (Imke & Sanchez, 2012)
VIPRE-01	1993	Yhdysvallat	Pacific Northwest Laboratories/Electric Power Research Institute	LWR	Tehty erityisesti CHF arvon laskentaa varten. Tätä varten sisältää tarkan mallinnuksen lämpötilajakaumasta polttoainesauvoissa.	(Zhang, X. et al, 2023) (Syblik et al, 2024)
VIPRE-02	1994	Yhdysvallat	Pacific Northwest Laboratories/Electric Power Research Institute	LWR	Pystyy mallintamaan myös reaktorin alemman kokoojakammion.	(Zhang, X. et al, 2023) (Numerical Advisory Solutions)
VIPRE-W	1999	Yhdysvallat	Westinghouse	PWR/VVER	Tehty VIPRE-01 koodin pohjalta erityisesti VVER reaktoreita varten.	(Westinghouse) (Sung et al, 1999)