

LAPPEENRANNAN–LAHDEN TEKNILLINEN YLIOPISTO LUT
LUT School of Energy Systems
Energiatekniikan koulutusohjelma
Diplomityö

Siiri Jämsén

REAKTIIVISUUSONNETTOMUUDEN ANALYSOINTI OLKILUOTO 3 -LAITOSYKSIKÖN APROS-MALLILLA

Työn tarkastajat: Professori, TkT Juhani Hyvärinen
 TkT Mikko Lemmetty

Työn ohjaajat: TkT Mikko Lemmetty
 DI Mikko Leminen

TIIVISTELMÄ

Lappeenrannan–Lahden teknillinen yliopisto LUT

LUT School of Energy Systems

Energiatekniikan koulutusohjelma

Siiri Jämsén

Reaktiivisuusonnettomuuden analysointi Olkiluoto 3 -laitosyksikön Apros-mallilla

Diplomityö

2019

79 sivua, 22 kuvaa, 4 taulukkoa ja 2 liitettä

Tarkastajat: Professori, TkT Juhani Hyvärinen
TkT Mikko Lemmetty

Ohjaajat: TkT Mikko Lemmetty
DI Mikko Leminen

Hakusanat: reaktiivisuusonnettomuus, säätösauvan uloslento, Apros, deterministiset turvallisuusanalyysit

Tässä diplomityössä analysoidaan Olkiluoto 3 -laitosyksiköllä tapahtuvaa reaktiivisuusonnettomuutta. Positiivinen reaktiivisuuslisäys ydinreaktorissa aiheuttaa äkillisen tehonnousun, joka voi vahingoittaa polttoainetta niin, että radioaktiivista materiaalia vapautuu jäähdytteeseen. Tällaisia onnettomuuksia on todistettu sekä tutkimus- että tehereaktoreiden käyttöhistoriassa, ja ne ovat osaltaan vaikuttaneet reaktorisuunnittelun kehitykseen.

Säätösauvan ulossinkoutumisesta aiheutuva reaktiivisuustransientti simuloidaan Apros-ohjelmistolla, joka ratkaisee kolmiulotteisen reaktoridynamiikan sekä koko laitosyksikön termohydrauliikan. Lisäksi Apros-malliin on sisällytetty laitoksen tärkeimmät automaatio- ja sähköjärjestelmät. Analyysissa käytetään parhaan arvion ja tilastollisen epävarmuusanalyysin menetelmää ja transientti toteutetaan rajoittavista, mutta realistisista alkutiloista.

Simulointituloksista huomataan, että transientin aikana suurimmat havaitut polttoaineen lämpötilat ja entalpia-arvot eivät ylitä vaurioitumisrajoja. Laitos saadaan nopeasti hallittuun tilaan sen jälkeen, kun reaktiivisuuden hallinta varmistetaan reaktorin pikasululla. Epävarmuusanalyysin herkkyytarkastelusta havaitaan, että polttoaineen lämmönjohtavuudella on merkittävä vaikutus tuloksiin. Sen mallinnusta tarkentamalla voidaan pienentää tulosten epävarmuutta. Analyysityön yhteydessä Apros-mallista löydettiin useampia virheitä, joten sen validoimista tulee jatkaa vielä tulevaisuudessa.

ABSTRACT

Lappeenranta–Lahti University of Technology LUT

LUT School of Energy Systems

Degree Programme in Energy Technology

Siiri Jämsén

Reactivity Initiated Accident Analysis with Olkiluoto 3 Apros Plant Model

Master's thesis

2019

79 pages, 22 figures, 4 tables and 2 appendices

Examiners: Professor, D.Sc. (Tech.) Juhani Hyvärinen
D.Sc. (Tech.) Mikko Lemmetty

Supervisors: D.Sc. (Tech.) Mikko Lemmetty
M.Sc. (Tech.) Mikko Leminen

Keywords: reactivity initiated accident, control rod ejection, Apros, deterministic safety analyses

In this master's thesis a reactivity accident in Olkiluoto 3 plant unit is analyzed. In a nuclear reactor a positive reactivity insertion causes rapid power excursion which may lead to a failure of the fuel rods and release radioactive material into the coolant. Such accidents have occurred in the history of research and power reactors and led to an improvement of safety philosophy and reactor design.

Reactivity accident caused by control rod ejection is simulated with Apros system code which is capable of calculating three-dimensional reactor dynamics and thermal hydraulics of the whole plant unit. In addition, all the essential automation and electricity systems are included in the same model. Best estimate plus uncertainty method is used in the analysis and the transient is started from penalizing but realistic initial states of the plant.

From the obtained results it can be concluded that temperatures and enthalpy values do not exceed the damage limits even during the most penalizing transient. The reactivity control is ensured by the reactor trip and after that the plant rapidly reaches controlled state. Sensitivity study implemented with the uncertainty analysis revealed the great impact of the fuel conductivity. More accurate modelling of the conductivity can help to reduce the uncertainties of the simulation results. During the analysis process some errors were found from the plant model. Thus it is essential that the validation of the model will be continued in the future.

ALKUSANAT

Tämä diplomityö on tehty Olkiluodossa Teollisuuden Voima Oyj:n ydinturvallisuussuunnitelun osaamiskeskukselle. Työ toimi erinomaisena tilaisuutena päästä uppoutumaan syvemmälle OL3-projektiin, kuin olisin osannut arvatakaan.

Haluan ilmaista suuret kiitokset työni ohjaajille kaikesta saamastani tuesta. Erityisesti haluan kiittää Mikko Lemmettyä erittäin mielenkiintoisen diplomityöaiheen keksimisestä ja Mikko Lemistä loistavasta opastuksesta Aproso-mallin syövereihin. Lisäksi haluan kiittää professori Juhani Hyväristä sekä koko LUT:n ydinvoimatekniikan osastoa ydinteknisen tiedonjanoni helpottamisesta.

Äärimmäisen mahtavista Skinnarila-vuosista kunnia kuuluu Rakkaalle Armatuurille. Lämmin kiitos kiltahuoneella notkuneille opiskelukavereille sekä kaikille muille, jotka ovat omalta osaltaan edistäneet tämän antoisan urakan valmistumista.

Eurajoella 2.9.2019

Siiri Jämsén

SISÄLLYSLUETTELO

SYMBOLILUETTELO

1	JOHDANTO	8
2	TURVALLISUUSUUNNITTELU REAKTIIVISUUSONNETTOMUUTTA VASTAAN 10	
2.1	Tapahtuneet onnettomuudet	10
2.1.1	NRX	10
2.1.2	SL-1	11
2.1.3	Ydinsukellusvene K-431	12
2.1.4	Tšernobyl	13
2.2	Turvallisuusvaatimukset ja -analyysit	15
2.3	Reaktiivisuusonnettomuuden mahdollisuus painevesilaitoksella	17
2.3.1	Reaktiivisuusonnettomuuden turvallisuuskriteerit	18
2.3.2	Reaktiivisuusonnettomuuden mallinnus	19
3	REAKTORISYDÄMEN REAKTIIVISUUS	21
3.1	Reaktiivisuuden muutokset	21
3.1.1	Reaktiivisuuskertoimet	22
3.1.2	Reaktorimyrkyt	23
3.1.3	Palama	25
3.2	Reaktiivisuuden säätö	25
3.3	Reaktorin ajallinen käyttäytyminen	27
3.3.1	Pistekinetiikan perusyhtälöt	27
3.3.2	Reaktiivisuuslisäyksen vaikutus	29
4	OLKILUOTO 3:N REAKTORIN MALLINNUS APROKSELLA	33
4.1	OL3:n reaktori	34
4.1.1	Reaktorisydämen rakenne	34
4.1.2	Reaktorisydän Apros-mallissa	35
4.2	Automaatiojärjestelmät	38
4.2.1	Säätösauvojen ajoautomaatiikka	39
4.2.2	Neutronivuomittaukset	41
5	ANALYYSI	43
5.1	Onnettomuuden kulku	43
5.2	Hyväksymiskriteerit	43
5.3	Metodiikka	44
5.3.1	Valitut laskentatapaukset	46
5.3.2	Järjestelmien tilassa tehtävät oletukset	47
5.3.3	Alkutilojen simulointi	48
5.3.4	Transientin toteutus	51
5.4	Tulokset	54
5.5	Epävarmuusanalyysi ja herkkyystarkastelu	67

6 JOHTOPÄÄTÖKSET	76
7 YHTEENVETO	79
LÄHTEET	80

LIITTEET

Liite I. Säättösauvan uloslennon SCL-simulointitiedosto

Liite II. Epävarmuusanalyysin SCL-simulointitiedosto

SYMBOLILUETTELO

Roomalaiset

B	palama	MWd/kgU
C	prekursoriydinten lukumäärä	-
E	energia	J
FQ	kuumimman pisteen suhteellinen teho	-
h	entalpia	J/g
k	kasvutekijä	-
K	käänteinen lämpökapasiteetti	K /J
l	neutroneiden elinaika	s
n	neutroneiden lukumäärä	-
P	teho	W
t	aika	s
T	lämpötila	°C, K

Kreikkalaiset

α	reaktiivisuuskerroin	-
λ	hajoamisvakio	1/s
ρ	reaktiivisuus	-
Λ	kerkeiden neutroneiden generaatioaika	s
β	viivästyneiden neutroneiden osuus	-

Alaindeksit

eff	efektiivinen
f	fuel, polttoaine
max	maksimi
min	minimi
suht	suhteellinen

Lyhenteet

ACT	Average Coolant Temperature, jäähdytteen keskilämpötila
AO	Axial Offset, aksiaalinen poikkeama
BEPU	Best Estimate Plus Uncertainty, parhaan arvion ja epävarmuusanalyysin menetelmä
BOC	Beginning of Cycle, käyttöjakson alku
DBC	Design Basis Condition, suunnitteluperustetilanne
DNBR	Departure from Nucleate Boiling Ratio, kalvokiehunnan marginaali
FSAR	Final Safety Analysis Report, lopullinen turvallisuusseloste
EPR	European Pressurized water Reactor, eurooppalainen painevesireaktori
EOC	End of Cycle, käyttöjakson loppu
IAEA	International Atomic Energy Agency, kansainvälinen atomienergiajärjestö
LOCA	Loss-of-Coolant Accident, jäähdytteenmenetyssonnettomuus
NRX	National Research Experimental, kanadalainen tutkimusreaktori
NRC	Nuclear Regulatory Commission, Yhdysvaltojen ydinenergiasta vastaava viranomainen
OL3	Olkiluoto 3
PRA	Probabilistic Risk Assessment, todennäköisyysperusteinen riskianalyysi
PS	Protection System, reaktorin suojausjärjestelmä
RBMK	Reaktor Bolšoi Moštšnosti Kanalnyi, neuvostoliittolainen reaktorityyppi
RCSL	Reactor Control Surveillance and Limitation, reaktorin säätö-, valvonta- ja rajoitusjärjestelmä
RIA	Reactivity Initiated Accident, reaktiivisuusonnettomuus
SAHARA	Safety As High As Reasonable Achievable, turvallisuusperiaate
SL-1	Stationary Low Power Reactor No.1, yhdysvaltalainen tutkimusreaktori
STUK	Säteilyturvakeskus
TVO	Teollisuuden Voima Oyj
VTT	Teknologian Tutkimuskeskus VTT Oy

1 JOHDANTO

Reaktiivisuusonnettomuus on ydinreaktorissa tapahtuva onnettomuus, jonka aiheuttaa positiivinen reaktiivisuuslisäys. Se johtaa fissioiden määrän kasvuun ja sitä kautta tehon nousuun. Suuri äkillinen tehopiikki voi vahingoittaa polttoainesauvoja niin, että radioaktiivista materiaalia pääsee vapautumaan jäähdytteeseen. Pahimmillaan huomattava tehonkasvu johtaa polttoaineen sulamiseen ja reaktorisydämen tuhoutumiseen. (IAEA 1993.)

Hallitsemattoman fissiotehon nousuun liittyvät riskit on tiedostettu ydinenergiantuotannon yleistymisestä lähtien. Tällaisia onnettomuuksia tapahtui muutamilla ensimmäisillä tutkimusreaktoreilla. Nämä kokemukset johtivat turvallisuussuunnittelun kehitykseen, jotta mahdolliset onnettomuustilanteet estettäisiin tai viimeistään pysäytettäisiin ajoissa. Joistain onnettomuustilanteista määriteltiin suunnitteluperusteita, eli reaktorit tuli suunnitella ja rakentaa kestävämmän tällaiset onnettomuudet ja niiden seuraukset. (Ibid.)

Tšernobylin ydinonnettomuus muistutti maailmaa reaktiivisuusonnettomuuden vakavista ja laaja-alaisista seurauksista. Se sai useat valtiot tarkastelemaan reaktiivisuusonnettomuuden mahdollisuutta omissa ydinvoimaloissaan sekä innosti aiheeseen liittyvän tutkimuksen lisäämiseen. 1990-luvulla tutkittiin kokeellisesti palaman vaikutusta polttoaineen kestävyysaltistamalla säteilytettyjä polttoainesauvoja tehopulsseille testireaktoreissa (NEA 2010). Viime vuosina taas reaktiivisuusonnettomuuden aikaisen termohydrauliikan mallinvalmiuksien kehitys on ollut kansainvälisesti ajankohtainen aihe (Arkamo et al. 2018).

Tässä diplomityössä analysoidaan Olkiluoto 3 -laitosyksikön (OL3) reaktiivisuusonnettomuus, jonka aiheuttaa reaktorisydäimestä ulos lentävä säätösauva. Onnettomuus simuloidaan Apros-ohjelmistolla, joka soveltuu hyvin termohydrauliikan tarkasteluun koko laitostasolla. OL3:n Apros-malliin on vuoden 2018 aikana päivitetty kolmiulotteinen reaktorisydän, joka parantaa neutroniikan ja termohydrauliikan välisen yhteyden mallinnusta. Tarkoituksena on tutkia, miten hyvin uusi Apros-malli toimii tilanteessa, jossa sydämen käyttäytyminen on radikaalin epäsymmetristä.

Diplomityössä käydään ensin läpi reaktiivisuusonnettomuuksien taustaa ja tapahtuneiden onnettomuuksien syitä ja seurauksia. Sen jälkeen käsitellään viranomaisten edellyttämiä turvallisuusvaatimuksia reaktoreiden suunnittelussa ja käytössä. Vastaavasti selvitetään ydinlaitoksia operoivien tahojen keinoja osoittaa vaatimusten täyttyminen turvallisuusanalyysien ja -arvioiden avulla. Luvun lopussa analysoidaan painevesilaitoksella tunnistettuja reaktiivisuusonnettomuuden mahdollisuuksia sekä niiden seurauksia. Lisäksi kartoitetaan reaktiivisuusonnettomuuden mallinnuksen mahdollistavia menetelmiä ja ohjelmistoja.

Kolmannessa luvussa tarkastellaan reaktorisydämen reaktiivisuutta ja sen hallintaa. Luvussa käydään läpi luonnolliset reaktiivisuuskertoimet sekä ylijäämäreaktiivisuuden tarve ja kompensointi. Sen jälkeen tarkastellaan pistekinetiikan avulla reaktorin ajallista käyttäytymistä reaktiivisuuslisäyksen aikana ja sen jälkeen.

Neljännessä luvussa esitellään Olkiluoto 3:n reaktorisydän ja siihen keskeisesti liittyvä automaatio. Tämän ohessa selitetään, miten nämä on mallinnettu Apros-mallissa. Viidennessä luvussa määritellään toteutettavan transientin kulku ja hyväksymiskriteerit. Lisäksi esitellään analyysimetodiikka eli kuvaillaan, miten reaktiivisuustransientti toteutetaan Apros-simuloinnilla. Sen jälkeen esitetään simulointien tulokset ja tärkeimmät niissä havaittavat ilmiöt. Viidennen luvun lopuksi tehdään tilastollinen epävarmuusanalyysi ja herkkyystarkastelu polttoainesauvan lämmönsiirto-ominaisuuksista. Kuudennessa luvussa tuodaan esiin simulointiprosessista ja saaduista tuloksista havaitut johtopäätökset. Seitsemännessä luvussa vedetään yhteen työn sisältö.

2 TURVALLISUUSUUNNITTELU REAKTIIVISUUSONNETTOMUUTTA VASTAAN

Turvallisuuden varmistaminen on kaikkialla maailmassa ydinenergian käytön tärkein ja ehdoton edellytys. Suomen ydinenergialaissa määritetään, että ydinenergian käytön on oltava turvallista, eikä siitä saa aiheutua vahinkoa ihmisille tai ympäristölle. Ydinturvallisuudelle on lainsäädännössä yksityiskohtaisia vaatimuksia, minkä lisäksi noudatetaan SAHARA-periaatetta (Safety As High As Reasonable Achievable), jonka mukaan turvallisuustason tulee olla niin korkea kuin käytännöllisesti mahdollista. (Isolankila et al. 2004, 91.)

Ydinvoimalaitosten suunnittelussa ja käytössä ensisijainen turvallisuustavoite on onnettomuuksien estäminen ja mahdollisten häiriöiden aiheuttamien seurausten vaikutusten minimointi. Koska häiriöiden ja onnettomuuksien mahdollisuutta ei voida täysin sulkea pois parhaimmissakaan laitoksissa, pitää pystyä varmistumaan, ettei säteilyturvallisuus vaarannu vakavissakaan onnettomuuksissa. Tätä varautumista on pystytty vuosien mittaan kehittämään tapahtuneista häiriö- ja onnettomuustilanteista kerättyjen kokemusten perusteella. (Ibid, 96.)

2.1 Tapahtuneet onnettomuudet

Onnettomuuksia, joissa positiivinen reaktiivisuuslisäys on johtanut hallitsemattomaan tehonnousuun, on tapahtunut varhaisilla tutkimusreaktoreilla sekä ydinkäyttöisillä sukellusveneillä (Stratton 1967). Historian pahin reaktiivisuusonnettomuus tapahtui Tšernobylin ydinvoimalaitoksella Ukrainassa 1986. Tapahtuneet onnettomuudet muistuttivat vakavista seurauksista sekä auttoivat ymmärtämään reaktorisuunnittelun heikkoja kohtia ja johtivat näiden parantamiseen. (IAEA 1993.)

2.1.1 NRX

NRX (National Research Experimental) oli vuonna 1947 käynnistetty raskasvesihidasteinen 30 MW:n tutkimusreaktori kanadalaisessa Chalk River -laboratoriossa. Pikasulkujärjestelmän toimimattomuus yhdistettynä operaattorien virheeseen aiheutti reaktiivisuuspulssin ja äkillisen tehonnousun reaktorissa vuonna 1952. (Lewis 1953, 3.)

Ennen onnettomuuden alkua reaktori oli sammutettuna. Sillä oli tarkoitus suorittaa reaktiivisuuskokeita, minkä vuoksi useassa polttoainekanavassa oli normaalia pienempi jäähdytysteho. Operaattori avasi erehdyksessä muutamien säätösauvojen pneumaattisen ajojärjestelmän venttiilin, mikä aiheutti säätösauvojen nousun pois reaktorista. Venttiilit suljettiin ja sauvojen oletettiin olevan takaisin paikoillaan reaktorissa. Mekaanisesta viasta johtuen ne eivät kuitenkaan työntyneet kokonaan sisään, vaan ainoastaan sen verran, että merkkivalot näyttivät niiden olevan alhaalla. (Ibid, 6-8.)

Kommunikaatiovirheestä johtuen säätösauvojen pikasulkuryhmä vedettiin ulos reaktorista. Koska osa sauvoista oli vain osittain sisällä, pikasulkuryhmän nosto sai reaktorin tehon moninkertaistumaan hetkessä. Tämän tultua ilmi käynnistettiin reaktorin pikasulku. Kaikki sauvat eivät kuitenkaan pudonneet edes painovoiman vaikutuksesta ja ne, jotka pneumaattinen järjestelmä sai ajettua alas, laskeutuivat liian hitaasti. Jäähdytysvesi alkoi kiehua ja polttoaineen lämpötila nousta. Tämän jälkeen moderaattorina toiminut raskas vesi valutettiin pois ja teho kääntyi laskuun. Alkujaan sammutettuna olleen reaktorin teho ylitti 1 MW:n ainoastaan 62 sekunnin ajaksi käyden suurimmillaan 90 MW:ssa. Tehopiikin aikana vapautunut energia ehti kuitenkin sulattamaan polttoainetta. Onnettomuuden jälkeen vaurioitunut sydän vaihdettiin, kontaminoituneet tilat puhdistettiin ja reaktori käynnistettiin parin vuoden päästä uudestaan. (Lewis 1953, 4–11; Stratton 1967, 50–51.)

Onnettomuuden jälkeen panostettiin reaktorin suojausjärjestelmien kehitykseen ja niiden luotettavuuteen. Turvallisuusjärjestelmien suunnittelussa on sovellettava moninkertaisuus-, erottelu- ja erilaisuusperiaatteita, joilla varmistetaan turvallisuustoiminnon toteutuminen myös vikaantumistilanteissa. Kaikki suojausjärjestelmät on suunniteltava luotettaviksi ja niiden toimintakuntoa täytyy testata. (IAEA 2016, 27–28.) Inhimillisten virheiden välttämiseen, havaitsemiseen, vaikutusten rajaamiseen ja korjaamiseen on kiinnitettävä huomiota (IAEA 2006, 9). Inhimillisiä virheitä ennaltaehkäistään esimerkiksi käyttämällä varmennettua kommunikaatiota.

2.1.2 SL-1

SL-1 (Stationary Low Power Reactor No.1) oli 3 MW:n kiehumisvesireaktorin prototyyppi Idahon tutkimuskeskuksessa Yhdysvalloissa. Se oli tarkoitettu toimimaan kolmen vuoden

käyttöjaksoissa ilman tarvetta huollolle tai lataukselle. Reaktorin sydän koostui 40 korkeasti rikastetusta uraanipolttoainepusta, ja sen reaktiivisuutta hallittiin viidellä säätösauvalla. (Stratton 1967, 56.)

Vuonna 1961 huoltoseisokin jälkeen reaktoria valmisteltiin kriittisyyteen ja säätösauvat kiinnitettiin manuaalisesti ajokoneistoihin. Tuntemattomasta syystä keskimäinen säätösauva vedettiin liian ylös, jolloin reaktorin teho lähti nopeaan hallitsemattomaan nousuun. Jopa 2000 MW:n suuruiseksi arvioitu tehopiikki sulatti polttoainesauvoja ja höyrystyvä materiaali aiheutti räjähdysten, joka repi irti osan säätösauvayhteistä ja instrumentoinnista sekä tuhosi reaktorin sisäosat. Kaikki kolme onnettomuuden aikana reaktorirakennuksessa työskennellyttä henkilöä saivat surmansa. (Stratton 1967, 57; Karjunen et al. 2004, 216.)

Reaktorityypin kehitys hylättiin onnettomuuden jälkeen. Koska SL-1 oli suunniteltu pitkiin käyttöjaksoihin, sen viidellä säätösauvalla kompensoitiin suurta ylijäämäreaktiivisuutta. Yksittäisten sauvojen reaktiivisuusarvoa rajoittamalla voidaan ehkäistä niiden vikaantumisen aiheuttamia seurauksia. Ydinvoimalaitos tulee suunnitella niin, että riittävä sulkumarginaali on varmistettu, vaikka reaktiivisin säätösauva jäisi ulos pikasulussa. Lisäksi erilaisiin säätösauvojen asentovirhetilanteisiin ja uloslentoihin on varauduttu reaktorien turvallisuussuunnittelussa. (IAEA 2016, 39–40.)

2.1.3 Ydinsukellusvene K-431

Neuvostoliiton romahtamisen jälkeen julkistettiin tietoa sen ydinkäyttöisistä sukellusveneistä ja niissä tapahtuneista reaktiivisuusonnettomuuksista. Näistä vakavin oli vuonna 1985 Vladivostokin lähellä sijaitsevassa Tšažma-lahden tukikohdassa tapahtunut onnettomuus. (Takano et al. 2000, 143–144.) K-431-sukellusveneeseen kahteen painevesireaktoriin oli vaihdettu polttoaine ja primääripiiri oli täytetty vedellä, kun toisen reaktorikannen tiivisteessä havaittiin vuoto. Sen korjaamista päätettiin yrittää asettamalla kansi uudelleen paikoilleen viereisen huoltoaluksen nosturin avulla. Reaktorin säätösauvat olivat kiinni reaktorikannessa. Kannen nostamisen ajaksi reaktori olisi tullut tyhjentää vedestä sydämen alikriittisyyden varmistamiseksi. Vuodon korjauksen takia kantta oli tarkoitus vain raottaa, joten reaktoria ei tyhjennetty. (Karjunen et al. 2004, 219.)

Kun kantta oli nostettu muutama senttimetri, ohi kulkeneen torpedoveneen synnyttämät aalloit heilauttivat huoltoalusta ja nosturia, joka kannatteli reaktorin kantta. Kansi nousi ylös ja veti samalla kaikki säätösauvat ulos reaktorista. Suurta reaktiivisuuslisäystä ja nopeaa tehonnousua seurasi räjähdysmäinen paineisku, joka lennätti osan polttoaineesta ulos reaktorista. Räjähdys surmasi kymmenen työntekijää ja sitä seurannut tulipalo levitti radioaktiivisia materiaaleja ympäristöön. Sammutus- ja dekontaminointitöihin osallistuneet työntekijät saivat huomattavia säteilyannoksia. (Karjunen et al. 2004, 219; Takano et al. 2000, 146–148.)

2.1.4 Tšernobyli

Ainoa suuren kokoluokan tehoreaktorissa tapahtunut reaktiivisuusonnettomuus ja samalla historian pahin ydinonnettomuus tapahtui Tšernobylin ydinvoimalaitoksella Ukrainassa 1986. Onnettomuusreaktori oli sähköteholtaan 1000 MW:n grafiittihidasteinen RBMK-reaktori (Reaktor Bolšoi Moštšnosti Kanalnyi). Grafiittimoderaattori takaa neutronien hidastumisen termiselle alueelle, eikä paineputkissa kulkeva jäähdytvesi juurikaan vaikuta hidastumiseen vaan näkyy neutroneille lähinnä absorbaattorina. Kun jäähdytteen lämpötila nousee ja tiheys pienenee, neutroniabsorptio vähenee ja teho nousee. Tšernobylin reaktorissa tämä positiivinen reaktiivisuusvaikutus oli niin hallitseva, että se teki reaktorista pienellä tehotasolla epästabiliin ja onnettomuuden hetkellä muutti koko reaktorin tehotakaisinkytkennän positiiviseksi. (IAEA 1992, 3–4.)

Ennen onnettomuutta laitossyksiköllä toteutettiin koe, jonka tarkoituksena oli varmistaa, että ulkoisen verkon menetyksen jälkeen generaattori kykenee yhä tuottamaan sähköä pääkiertopumpuille, kunnes reaktorin varajäähdytysjärjestelmät käynnistyvät. Koetta varten laitos oli tarkoitus ajaa 25 prosentin tehotasolle. Tehon alentaminen jouduttiin kuitenkin keskeyttämään 50 prosentin teholle useaksi tunniksi, mikä aiheutti neutroneita absorboivan ksenonin kertymisen reaktoriin. Kun koetta jatkettiin, fissioteho pääsi putoamaan lähes nolnaan. Tehon nostamiseksi ja ksenonin kompensoimiseksi reaktorista piti vetää ulos suuri määrä säätösauvoja. Teho saatiin stabiloitua, mutta aksiaalinen tehojakauma oli voimakkaasti jakautunut ja jäähdytteen lämpötila alle kiehumispisteen. (Ibid, 50–64.)

Koe viimeisteltiin avaamalla turbiinin ohitusventtiilit. Generaattorin hidastuessa pääkierto-pumppujen kierrosluku alkoi laskea, jolloin jäähytevirtaus pieneni ja vesi alkoi kiehua. Sydämen reaktiivisuus kasvoi, mutta säätöautomaatiikka piti tehon hallinnassa, kunnes reaktorin pikasulku käynnistettiin. Säätösauvoissa oli grafiittijatkeet, jotka täysin ulosvedettyinä jättivät kanavaan vesipatsaan. Sauvojen laskeutuessa fissioteho lähti nousuun reaktorin alaosassa, kun neutroneita absorboinut vesi syrjäytyi ja reaktiivisuus kasvoi. Tämän seurauksena reaktorin teho kasvoi räjähdysmäisesti. Viimeinen mitattu lukema näytti 33 gigawattia, mutta tehon on arvioitu nousseen jopa 1,3 terawattiin. (Ibid, 65–70.)

Polttoaineen lämpötila nousi niin korkeaksi, että polttoainesauvat ja -kanavat vaurioituivat paineistaen reaktorin ja lennättäen sen paksun betonikannen ilmaan. RBMK-laitoksissa ei ole lainkaan kaasutiivistä paineenkestävää suojarakennusta. Reaktorirakennuksen hajoaminen ja syttyneet tulipalot aiheuttivat suurten radioaktiivisten päästöjen leviämisen lähiympäristöön ja tuulten mukana Eurooppaan. (Karjunen et al. 2004, 232–233.) Laitoksen työntekijät, palomiehet ja raivaus- sekä dekontaminointityöhön osallistuneet henkilöt saivat suuria säteilyannoksia. Hengenvaaralliseksi luokiteltavan annoksen sai 93 ihmistä, joista 28 kuoli. (Guskova et al. 1988.)

Onnettomuuden jälkeen RBMK-laitoksilla tehtiin välittömiä turvallisuusparannuksia. Säätösauvoja kiellettiin ajamasta kokonaan ulos sydäimestä, kunnes niiden rakennemuutoksilla poissuljettiin Tšernobylistä tapahtuneen positiivisen pikasulun mahdollisuus. Positiivista jäähytteen reaktiivisuuskerrointa pienennettiin lisäämällä sydämeen kiinteitä absorbaattoreita sekä nostamalla polttoaineen väkevöintiastetta. Latausta ja polttoaineen ominaisuuksia muuttamalla RBMK:sta saatiin stabiili pienilläkin tehoilla. (Karjunen et al. 2004, 236–237.)

Tšernobylin onnettomuuden seuraukset kannustivat miettimään onnettomuuden mahdollisuutta ja suojausjärjestelmien riittävyyttä kaikissa ydinvoimalaitoksissa. Myös turvallisuuskulttuuriin sekä henkilöstön koulutukseen on kiinnitetty huomiota tapahtuneiden onnettomuuksien jälkeen. Ydinlaitosten suunnittelu- ja käyttöorganisaatioilta vaaditaan turvallisuuskulttuuria, johon kuuluu riskien tunnistaminen ja huomioonottaminen sekä vastuusuhteiden määrittely. Henkilökunnan tulee olla pätevää, tehtävänsä sopivaa ja koulutettua, jotta nämä pystyvät vastaamaan ydinlaitoksen turvallisesta käytöstä. (Isolankila et al. 2004, 92)

2.2 Turvallisuusvaatimukset ja -analyysit

Erityisesti Tšernobylin onnettomuuden jälkeen korostettiin yhteistä kansainvälistä turvallisuustavoitetta suojella ihmisiä ja ympäristöä haitalliselta radioaktiiviselta säteilyltä. Kansainvälinen atomienergiajärjestö (IAEA, International Atomic Energy Agency) on määritellyt yleiset turvallisuusperiaatteet sekä niiden edellyttämät vaatimukset. Se laatii myös ohjeistuksia, joiden avulla nämä vaatimukset täytetään. IAEA:n turvallisuusperiaatteet ovat pohjana jäsenvaltioiden omalle ydinturvallisuuslainsäädännölle. Tätä lainsäädännön noudattamista valvovat kansalliset viranomaisorganisaatiot, joiden tehtävänä on laatia turvallisuusmääräyksiä ja tarkentavia ohjeita, sekä toteuttaa riippumatonta valvontaa. (IAEA 2006.)

Yhdysvaltalaiset ydinturvallisuusmääräykset ovat vaikuttaneet voimakkaasti muiden maiden vaatimuksiin ja ohjeistuksiin. Yhdysvaltojen ydinenergian käytöstä vastaava viranomaisen Nuclear Regulatory Commission (NRC) on laatinut General Design Criteria for Nuclear Power Plants -säännösten (10 CFR Part 50 - Appendix A), jossa määritetään vähimmäisvaatimukset ydinvoimalaitoksien suunnitteluperusteille. Vastaavasti Suomen viranomaistahon Säteilyturvakeskuksen (STUK) määräyksessä ydinvoimalaitoksen turvallisuudesta (STUK Y/1/2018) esitetään yleiset ydinvoimalaitosten suunnittelussa, rakentamisessa ja käytössä noudatettavat turvallisuusperiaatteet. Yksityiskohtaisemmat turvallisuuskriteerit määritellään kansallisissa ydinturvallisuusohjeissa. Ne on kirjattu Suomessa STUK:n ydinvoimalaitosohjeisiin (YVL-ohjeet) ja Yhdysvalloissa NRC:n vastaaviin ohjeisiin.

STUK:n määräyksen Y/1/2018 3 § mukaan ydinvoimalaitoksen turvallisuutta on arvioitava rakentamislupaa ja käyttö lupaa haettaessa, laitosmuutosten yhteydessä sekä määräaikaissa turvallisuusarvioissa laitoksen käytön aikana. Turvallisuusarvion yhteydessä on osoitettava, että ydinlaitos on suunniteltu ja toteutettu siten, että edellytetyt turvallisuusvaatimukset täyttyvät normaalikäytön lisäksi kaikissa laitoksen odotettavissa olevissa häiriö- ja onnettomuustilanteissa.

Turvallisuusvaatimukset ovat sitä tiukemmat, mitä todennäköisemmästä tapahtumasta on kyse. Odotettavissa olevalla käyttöhäiriöllä (DBC2, Design Basis Condition class 2) tarkoitetaan sellaista häiriötä, jonka voidaan odottaa esiintyvän kerran laitoksen käytön aikana eli yhden tai useamman kerran sadassa vuodessa. Laitoksen suunnittelussa varaudutaan myös

oletettuihin onnettomuuksiin, joiden ei odoteta tapahtuvan kertaakaan laitoksen käytön aikana, mutta joita voidaan pitää mahdollisina. Oletetut onnettomuudet jaetaan kahteen luokkaan: luokan 1 oletetun onnettomuuden (DBC3) voidaan olettaa esiintyvän harvemmin kuin kerran sadassa käyttövuodessa ja luokan 2 oletetun onnettomuuden (DBC4) voidaan olettaa esiintyvän harvemmin kuin kerran tuhannessa käyttövuodessa. (STUK Y/1/2018 2 §; Pöllänen et al. 2004, 171–172.)

Nämä kuviteltavissa olevat häiriö- ja onnettomuustilanteet toimivat turvallisuussuunnittelun perusteena ja asettavat vaatimuksia turvallisuustoiminnoille. Oletettuja onnettomuuksia koskevat suunnittelurajat perustuvat pahimpaan ajateltavissa olevaan jäähdytteenmenetysonnettomuuteen (LOCA, Loss-of-Coolant Accident) ja reaktiivisuusonnettomuuteen (RIA, Reactivity Initiated Accident). 2000-luvulta alkaen myös vakavat reaktorisydämen sulamiseen johtavat onnettomuudet on Suomessa sisällytetty laitosten suunnitteluperustaan ja huomioitu erikseen turvajärjestelmissä. (Isolankila et al. 2004, 98.) Esimerkiksi Olkiluoto 3 -laitosyksiköllä on passiivinen sydänsulan keräys- ja jäähdytysjärjestelmä, joka estää sulanutta sydänmateriaalia vaurioittamasta suojarakennuksen betoni- ja teräsrakenteita vakavassa onnettomuustilanteessa (TVO 2019, 44).

Turvallisuusvaatimusten täyttyminen häiriö- ja onnettomuustilanteissa osoitetaan deterministisillä turvallisuusanalyysillä, joissa tarkastellaan laitoksen ajallista käyttäytymistä eri alkutapahtumista aiheutuvissa tapahtumaketjuissa (STUK 2013, 4). Lisäksi käytetään todennäköisyysperusteisia riskianalyysijä (PRA, Probabilistic Risk Assessment). PRA perustuu riskien ja vikayhdistelmien tunnistamiseen ja niiden esiintymistajuuden määrittämiseen todennäköisyyspohjaisiin menetelmiin. PRA:lla voidaan tunnistaa turvallisuuden kannalta parannettavat kohteet. Deterministinen ja todennäköisyysperusteinen lähestymistapa täydentävät toisiaan. (Isolankila et al. 2004, 126–127.)

Deterministisissä turvallisuusanalyysissä käytetään joko konservatiivista analyysimenetelmää täydennettynä herkkyystarkasteluilla tai parhaan arvion menetelmää täydennettynä epävarmuusanalyysillä (STUK 2013, 5). Konservatiivinen menetelmä on perinteinen tapa, jossa analyysin epävarmuudet huomioidaan pessimistisillä oletuksilla, jotka varmistavat, että laitoksen todellinen käyttäytyminen on hyvällä varmuudella lievempää, kuin analyysin tulokset

osoittavat. Konservatiivisuuksien valinta ei ole aina yksikäsitteistä ja riippuu tarkasteltavasta parametrasta sekä analyysin tavoitteesta. (Luukka 2012, 3.) Konservatiiviset oletukset ovat keskenään erilaisia riippuen esimerkiksi siitä, tarkastellaanko polttoaineen rajoittavaa lämpötilaa keskilinjan vai suojakuoren osalta.

Realistinen parhaan arvion menetelmä, jota täydennetään epävarmuusanalyysillä (BEPU, Best Estimate Plus Uncertainty) pyrkii mallintamaan laitoksen käyttäytymistä mahdollisimman todenmukaisesti ja kartoittamaan epävarmuudet systemaattisesti. Laskentaohjelmistojen nopeutuessa ja kehittyessä epävarmuuksien tilastollinen tarkastelu on yleistynyt. Se voidaan systeemikoodeissa toteuttaa varioimalla epävarmuusparametreja useiden simulointikierrosten aikana. (Luukka 2012, 3.) Esimerkiksi polttoaineen kaasuraon lämmönjohtavuudella on merkittävä vaikutus polttoainesauvan lämmönsiirtoon, ja siihen liittyvää epävarmuutta voidaan hyvin tarkastella tilastollisesti.

Tässä työssä tehdään deterministinen turvallisuusanalyysi parhaan arvion menetelmällä ja sitä täydennetään tilastollisella epävarmuustarkastelulla.

2.3 Reaktiivisuusonnettomuuden mahdollisuus painevesilaitoksella

Tässä työssä tarkastellaan reaktiivisuusonnettomuuden mahdollisuutta ja seurauksia painevesireaktorissa keskittyen Olkiluoto 3 -laitosyksikköön. OL3 on suuren kokoluokan EPR-tyyppinen painevesireaktori (European Pressurized water Reactor) moninkertaisilla, erilaisilla toimintaperiaatteilla toimivilla ja toisistaan fyysisesti erotetuilla turvallisuusjärjestelmillä.

Käyttöhäiriöön tai onnettomuuteen johtava reaktiivisuuden lisäys voi painevesilaitoksessa johtua neutroneiden absorboimiseen käytetyn boorihapon pitoisuuden laimenemisestä, primäärijäähdytteen äkillisestä jäähtymisestä sekundääripiirin häiriön seurauksena tai säätösauvojen aseman hallitsemattomasta muutoksesta (IAEA 1993, 10). Olkiluoto 3:n lopullisessa turvallisuusselosteessa (FSAR, Final Safety Analysis Report) on analysoitu useita DBC2- ja DBC3-tapahtumia, joissa jokin alkutapahtuma aiheuttaa booripitoisuuden laimenemisen, jäähtymistransientin tai epäsuotuisan säätösauvojen aseman muutoksen. DBC4-luokkaan

kuuluvia tilanteita ovat boorin laimeneminen lämmönsiirtoputken rikkoutumisen vuoksi, päähöyrylinjan katko ja säätösauvan uloslento-onnettomuus. (Cerru 2012.)

Olkiluoto 3:n turvallisuusanalyysit osoittavat, että säätösauvan uloslento on ainoa tapaus, jossa reaktiivisuuden ja paikallisen fissiotehon nousu tapahtuu niin nopeasti, että transientin aikana vapautunut energia nostaa merkittävästi polttoaineen entalpiaa. Säätösauvakoneiston ajonopeus on varsin matala, joten sauvan nostaminen vahingossa ylös ei johda niin suureen tehopiikkiin kuin hallitsemattomasti ulossinkoutuva sauva. (Pariaud 2010.)

2.3.1 Reaktiivisuusonnettomuuden turvallisuuskriteerit

Onnettomuuden sattuessa on pystyttävä varmistamaan kolme perusturvallisuustoimintoa: reaktiivisuuden hallinta, polttoaineen jäähdytys ja radioaktiivisten aineiden pidättäminen. (IAEA 2016, 12). Reaktiivisuusonnettomuuden aiheuttava positiivinen reaktiivisuuslisäys hallitaan pikasululla, osittaispikasululla tai – mikäli reaktiivisuuslisäys on vähäinen – reaktorin säädöllä ja luonnollisilla takaisinkytkennöillä. Polttoaineen jäähdytys turvataan normaalein toimenpitein. Radioaktiivisten aineiden vapautuminen estetään varmistamalla peräkkäisten leviämissesteiden (polttoaine, primääripiiri ja suojarakennus) eheys. (Isolankila et al. 2004.)

Polttoaineen ylikuumentuminen estetään pitämällä sydämen suurin paikallinen tehotiheys alle sen rajan, jossa pelletin keskipisteen lämpötila ylittää sulamispisteen (noin 2800 °C UO_2 :lle). Tätä vastaava lineaariteho on noin 660 W/cm, ja yleensä tehoreaktoreiden turvalisena käyttörajana pidetään 420...460 W/cm. (Duderstadt, 479.) Olkiluoto 3:n turvallisuusanalyysissä suurimman lineaarisen tehotiheyden rajana käytetään arvoa 450 W/cm. Jos lineaariteho on alkutilassa sille määritettyä raja-arvoa suurempi, DBC-tilanteet saattavat johtaa huomattaviin polttoainevaurioihin. Pelletin laajeneminen polttoainesauvan keskustan sulamisen seurauksena voi aiheuttaa suojuoren hajoamisen, jolloin aktivoitumistuotteita pääsee leviämään jäähdytteeseen. (Dibon & Cherel 2016, 155.)

Suojakuoren ylikuumentuminen estetään rajoittamalla käyttöalue kuplakiehunnan alueelle, jossa lämmönsiirtokerroin on suuri ja suojuoren pinnan lämpötila on vain hieman suurempi kuin jäähdytteen saturaatiolämpötila. Kun kiehua muuttuu kalvokiehunnaksi ja

muodostaa lämmönsiirtoa huonontavan yhtenäisen höyryfilmin suojakuoren pinnalle, seuraa lämmönsiirtokriisi, jolloin suojakuoren lämpötila kohoaa nopeasti. Kalvokiehunnan marginaalille (DNBR, Departure from Nucleate Boiling Ratio) on määritetty alin sallittu käytön-aikainen arvo, jota noudattamalla varmistetaan, että vain vähäinen osa polttoaineesta voi joutua lämmönsiirtokriisiin oletetun onnettomuuden aikana. (Dibon & Chere1 2016, 152). Korkeissa lämpötiloissa voi tapahtua zirkonium-vesi hapettumisreaktio, joka heikentää suojakuoren materiaalia. Heikentynyt rakenne voi edelleen johtaa rikkoutumiseen ja aktiivisten aineiden leviämiseen. (Ibid, 21.) Suojakuoren liiallinen haurastuminen estetään varmistamalla, että materiaali kestää onnettomuuden aikaiset kemialliset reaktiot eikä korkein suojakuoren saavuttama lämpötila ylitä arvoa 1200 °C (STUK 2019, 11).

Primääripiirin eheydellä varmistetaan vähäisemmissä polttoaineaurioissa vapautuneiden hajoamistuotteiden pidättäminen. Eheyden säilymiseksi primääripiirin paine tulee pysyä suunnittelurajoissa. Käytännössä reaktori- ja polttoainesuunnittelulla luodaan edellytykset turvalliselle käytölle ja suojausjärjestelmien oikealla toiminnalla varmistetaan, ettei mikään odotettavissa oleva transientti aiheuta olosuhteita, jotka rikkoisivat turvallisuusrajoja. (IAEA 1993, 8-12.)

2.3.2 Reaktiivisuusonnettomuuden mallinnus

Reaktiivisuusonnettomuuden mallinnus on haasteellista sen nopean luonteen ja takaisinkytkentöjen vuoksi. Laskentaohjelmistoilla pitää pystyä tutkimaan neutronikinetiikkaa epäsymmetrisissä tapauksissa, laitoksen termohydrauliikkaa kokonaisuutena sekä polttoaineen lämmönsiirtoa. Dynaamisten ilmiöiden mallinnus on tärkeää, jotta voidaan tutkia polttoaineen käyttäytymistä, joka pitkälti määrittää hyväksymiskriteerit. (IAEA 1993, 26.)

Sydämen neutronivuo jakauma voidaan kartoittaa kolmiulotteisen reaktorikinetiikan ratkaisuilla koodeilla, kuten PARCS, CRONOS2 ja SIMULATE-3K. Näille ohjelmistoille luodaan diffuusioyhtälön ratkaisua varten homogenisoidut vaikutusalat erillisellä reaktorifysiikkakoodilla. Tähän käytettyjä ohjelmistoja ovat esimerkiksi SERPENT, CASMO-4 ja APOLLO2. Turvallisuusanalyysia varten neutronivuo jakauman ratkaisu yhdistetään johonkin laitostason termohydrauliikan mallintavaan systeemikoodiin, joita ovat esimerkiksi RE-

LAP5, TRACE, Manta ja Apros. Systeemikoodilla tehty laitosmalli pitää sisällään kuvauksen laitoksen transienttikäyttäytymisen kannalta olennaisista prosessi- ja automaatiojärjestelmistä. (NEA 2010, 132–140.)

Sydämen kolmiulotteinen tehojakauma ratkaistaan yleensä nipputasolla. Yksittäisiä sauvoja mallintamaan on kehitetty erillisiä polttoainekodeja, jotka käyttävät reunaehtoinaan systeemikoodilla laskettuja laitostason tuloksia. Polttoainekodeilla pystytään tarkastelemaan polttoaineen termomekaanista käyttäytymistä yksittäisen uraanipelletin tasolla ja ottamaan huomioon sen rakennemuutokset transientin aikana. Näin voidaan suuremmalla tarkkuudella tutkia, ylittyvätkö hyväksymiskriteerit. Polttoainekoodit kuten SCANAIR, FRAPTRAN ja FINIX on usein suunniteltu tiettyä polttoainetyyppiä varten. (NEA 2010, 132–140; Ikonen et al. 2016.)

Tämän hetken käsitys polttoaineen kestävyydestä nopeiden reaktiivisuuslisäyksien aikana perustuu pitkälti testireaktoreissa pulssisäteilytettyihin sauvoihin. 1990-luvulla kokeellisissa tutkimusohjelmissa Ranskassa, Japanissa ja Venäjällä tutkittiin korkeamman palaman polttoaineen käyttäytymistä reaktiivisuuspulssien aikana. Huomattiin, että korkean palaman sauvat vahingoittuvat huomattavasti matalammilla entalpiatasoilla, kuin mitä oli linjattu yleisiin hyväksymiskriteereihin. Tämä havainto johti tarpeeseen päivittää hyväksymiskriteereitä ja korostaa palamakohtaisia turvallisuusrajoja polttoainesauvojen tehon suhteen. (NEA 2010, 13.)

Testireaktoreista saatua dataa käytetään laskentaohjelmistojen validointiin. Reaktiivisuusonnettomuuden mallinnuksen luotettavuutta edistetään lähinnä polttoainekoodien tarkkuutta parantamalla. Esimerkiksi nopeasti kehittyvän lämmönsiirtokriisin ja fissiokaasujen muodostumisen mallinnuksessa on vielä tarkennettavaa. Myös koodien epävarmuuksien kartoittaminen, käyttäjäystävällisyyden parantaminen sekä yhteensopivuus toisten koodien ja erilaisten reaktori- ja polttoainetyyppien kanssa on ollut tutkimuksen kohteena niin kansainvälisesti kuin myös kansallisen SAFIR-tutkimusohjelman PANCHO-projektissa. (Arkoma et al. 252–256, IAEA 2007, 38–48; Ikonen et al. 2016; NEA 2017.)

3 REAKTORISYDÄMEN REAKTIIVISUUS

Neutroneiden lukumäärän muutosta reaktorissa voidaan kuvata efektiivisellä kasvutekijällä k_{eff} , joka on uusien neutroneiden syntymisnopeuden suhde neutroneiden häviämisenopeuteen. Reaktiivisuus puolestaan kuvaa muutosta kriittisestä tilasta, jossa fissioissa syntyvien neutroneiden lukumäärä on täsmälleen tasapainossa absorboituvien ja muulla tavalla reaktorista häviävien neutroneiden kanssa. Reaktiivisuutta ρ kuvataan yhtälöllä

$$\rho = \frac{k_{\text{eff}} - 1}{k_{\text{eff}}} = 1 - \frac{1}{k_{\text{eff}}} \quad (3.1)$$

Efektiivisen kasvutekijän ja reaktiivisuuden välillä on siis seuraava yhteys:

- Kun $k_{\text{eff}} = 1$, $\rho = 0$. Tällöin reaktori on kriittinen ja toimii vakioteholla.
- Kun $k_{\text{eff}} < 1$, $\rho < 0$. Reaktori on alikriittinen ja teho laskee.
- Kun $k_{\text{eff}} > 1$, $\rho > 0$. Reaktori on ylikriittinen ja teho nousee.

Reaktiivisuus on laaduton suure, jota yleisimmin kuvataan yksiköillä prosentti tai pcm (ransk. *pour cent mille* = 10^{-5}). (Reuss 2008, 121.)

Jotkin reaktorifysikaaliset ilmiöt aiheuttavat negatiivisia reaktiivisuusmuutoksia, kun reaktori ajetaan kriittiseksi ja sen käyttöä jatketaan jakson loppuun. Tämän negatiivisen reaktiivisuuden kompensoimiseksi kylmällä sydämellä tulee olla riittävästi ylijäämäreaktiivisuutta, jota vastaava neutroniylimäärä absorboidaan erilaisilla reaktiivisuutta säätävillä elementeillä. Ylijäämäreaktiivisuuden kompensoinnin lisäksi näiden säätöelementtien tulee kyetä tuottamaan riittävä reaktiivisuuden vähennys, jotta myös kylmä reaktori voidaan pitää luotettavasti alikriittisenä mahdollisista vioista tai virheohjauksista huolimatta. (Duderstadt & Hamilton 1976, 537.)

3.1 Reaktiivisuuden muutokset

Reaktiivisuustasapainoon reaktorissa vaikuttavia luonnollisia reaktorifysikaalisia ilmiöitä ovat sekunneissa vaikuttavat lämpötilojen takaisinkytkennät, tunneissa muodostuvat reaktorimyrkyt sekä kuukausien aikana kuluvan polttoaineen ydinten konvertoituminen. (Oka & Suzuki 2013, 5.)

3.1.1 Reaktiivisuuskertoimet

Nollasta eroava reaktiivisuus aiheuttaa tehonmuutoksen, joka vaikuttaa olosuhteisiin niin, että reaktiivisuus muuttuu. Kyseessä on takaisinkytkentä reaktiivisuuden ohjailemasta tehosta takaisin reaktiivisuuteen. Jos takaisinkytkentä on negatiivinen, se hillitsee tehon muutoksia ja systeemi on stabiili. Stabiilissa tilanteessa reaktiivisuuden säätö on tarpeellista vain tehotason muutoksissa ja ylijäämäreaktiivisuuden kompensoinnissa. (Duderstadt & Hamilton 1976, 556–557; Reuss 2008, 348.)

Tärkeimmät takaisinkytkennät painevesireaktorissa aiheutuvat polttoaineen ja jäähdytteen lämpötilojen muutoksista. Lämpötilan muutoksen dT aiheuttama takaisinkytkentä ei ole lineaarinen, mutta sitä voidaan riittävän tarkasti kuvata sellaisena reaktiivisuuskertoimella α_T .

$$\alpha_T = \frac{d\rho}{dT} = \frac{1}{k} \frac{dk}{dT} \quad (3.2)$$

Polttoaineen lämpötilan reaktiivisuusvaikutus aiheutuu uraaniytimien lämpöliikkeen lisääntymisestä. Se aiheuttaa muutoksen neutronin ja kohdeytimen välisessä suhteellisessa nopeudessa, mikä vastaa muutosta mikroskooppisissa vaikutusaloissa. Tämä voidaan havainnollistaa ajattelemalla, että resonanssiipiikit leviävät Doppler-ilmiön mukaisesti. Tästä syystä kertoimeen viitataan Doppler-kertoimena. Piikkien leviäminen johtaa resonanssikaappaus-ten lisääntymiseen erityisesti ^{238}U :n loiskaappauksien suhteen. Tämän takia fissioissa hyödynnettävien neutronien määrä laskee polttoaineen lämmitessä ja reaktorin teho pienenee. (Reuss 2008, 246–248.)

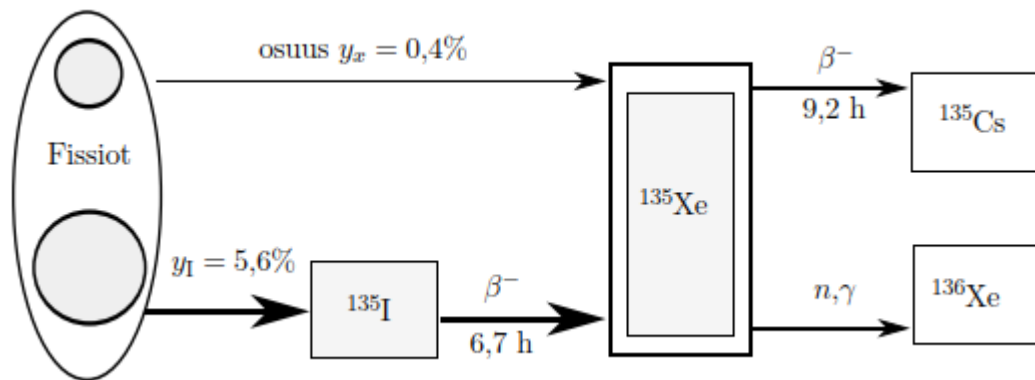
Kyseessä on siis negatiivinen takaisinkytkentä, joka takaa stabiloivan vaikutuksen tehonmuutostilanteissa ja toimii siten tärkeänä turvallisuustekijänä. Doppler-kerroin on äärimmäisen tärkeä nopeissa tehonlisäyksissä, sillä se kääntää nousevan tehon laskuun ennen kuin mikään ulkoinen suojausmenetelmä ehtii vaikuttamaan. Doppler-kertoimen suuruus vaihtelee välillä $-1 \dots -4$ pcm/°C riippuen polttoaineen koostumuksesta sekä polttoaineen lämpötilasta. Se on suurimmillaan käyttöjakson lopussa pienellä tehotasolla. (Reuss 2008, 349; Oka & Suzuki 2013, 26.)

Jäähdytteen lämpötilan muutoksen reaktiivisuusvaikutus käy ilmi lähinnä tiheyden muutoksen kautta. Koska jäähdytvesi toimii kevytvesireaktorissa myös moderaattorina, sen tiheyden muutokset vaikuttavat merkittävästi neutroneiden hidastumiseen. Kun veden lämpötila nousee, sen tiheys laskee huomattavasti huonontaan samalla moderointia. Neutronit eivät hidastu yhtä tehokkaasti ja resonanssiabsorptio lisääntyy, jolloin fissioiden määrä vähenee. Myös neutroneiden vuoto ulos reaktorisydäimestä kasvaa. Tämän ilmiön vaikutus on suuruusluokaltaan noin $-50 \text{ pcm}/^\circ\text{C}$. (Reuss 2008, 352.)

Vastakkainen vaikutus syntyy siitä, että veden tiheyden pienentyessä se absorboi vähemmän neutroneita. Tämä positiivinen vaikutus on kuitenkin pienempi kuin moderoinnin huonontumisesta johtuva negatiivinen vaikutus. Kokonaiskertoimeksi saadaan siis negatiivinen lämpötilan reaktiivisuuskerroin, joka on suuruusluokkaa $-35 \dots -5 \text{ pcm}/^\circ\text{C}$. Jos jäähdyte sisältää runsaasti booria, absorption väheneminen tiheyden pienentyessä on jyrkempää, jolloin positiivinen vaikutus voi ylittää negatiivisen. Turvallisuussyistä moderaattorin kokonaiskerroin tulee aina pitää negatiivisena, joten booripitoisuutta rajoitetaan sen mukaan. Tämä takaisinkytkentä vaikuttaa vasta, kun energia siirtyy polttoaineesta jäähdytteeseen nostaan sen lämpötilaa. Se on siten huomattavasti vaikutukseltaan hitaampi kuin polttoaineen lämpötilan takaisinkytkentä. (Ibid.)

3.1.2 Reaktorimyrkyt

Osa fissiotuotteista kaappaa neutroneja niin tehokkaasti, että niitä kutsutaan reaktorimyrkyiksi. Suurin vaikutus reaktorin neutronitasapainoon aiheutuu ksenon-135:n ja samarium-149:n muodostumisesta. Näillä molemmilla isotoopeilla on suuri absorptiovaikutusala, mutta ksenonilla on suurempi vaikutus reaktorin käyttöön, sillä sen pitoisuus vaihtelee neutronivuon tiheyden mukaan. Samarium-149 on stabiili, ja sitä syntyy ainoastaan prometiumin hajoamisesta. (Ohki 2014, 9–15.) Ksenonin muodostuminen on havainnollistettu kuvassa 3.1.



Kuva 3.1. Ksenon-135 syntyy suoraan fissioista sekä viiveellä jodi-135:n beetahajoamisen kautta ja häviää joko beetahajoamisen kautta tai kaappaamalla neutronin ja muuttumalla stabiiliksi 136-isotoopiksi. (Kalli 2014, 21.)

Kun reaktori on toiminut riittävän pitkään vakioteholla, saavutetaan tasapainotila ksenonpitoisuuden suhteen. Koska jodi hajoaa nopeammin kuin ksenon, fissioiden ja jodin vähentyessä ksenonin määrä ensin kasvaa ennen kuin se kääntyy laskuun. Tämä on tärkeää reaktorin alasajossa, sillä niin sanottu ksenonmyrkytys voi estää reaktorin nopean uudelleenkäynnistyksen. Kun ksenonin atomitiheys kasvaa, neutroneiden absorptio lisääntyy. Koska ksenonin konsentraatio riippuu suoraan neutronivuosta sekä välillisesti jodin määrästä, ksenonilla on positiivinen takaisinkytkentä tehon muutoksissa:

- Kun tehoa lasketaan, ksenonin palaminen vähentyy, mutta syntynopeus pysyy samana. Ksenonin määrä ja neutroneiden absorptio kasvaa ja laskee tehoa entisestään.
- Kun tehoa nostetaan, ksenon palaa nopeammin, mutta syntyy yhtä hitaasti kuin tasapainotilassa. Tällöin ksenonin konsentraatio ja vastaavasti neutroniabsorptio pienenee, mikä lisää tehon nousua ennestään. (Ohki 2014, 9–15.)

Ksenonpitoisuuden neutronivuota seuraavat muutokset synnyttävät ksenonvärähtelyjä, kun ksenon-konsentraatio muuttuu voimistaen vastaavasti tehojakauman oskillaatioita. Suuressa reaktorissa paikalliset muutokset tehojakaumassa voivat aiheuttaa ksenonjakauman epätasapainosta syntyviä aksiaalisesti tai kehän suuntaisesti eteneviä värähtelyjä. (Lellouche 1961.) Tämä johtaa siihen, että varsinkin suuressa painevesireaktorissa – kuten OL3:ssa – on oltava aktiivinen aksiaalisen tehojakauman mittaus- ja säätöjärjestelmä, jolla värähtelyt voidaan

vaimentaa (Bougeant 2009, 13). Nämä ksenontransientit ovat kuitenkin useiden tuntien puoliintumisajoista johtuen niin hitaita, ettei niillä ole vaikutusta nopeissa tehopulsseissa (Ohki 2014, 18).

3.1.3 Palama

Käytön aikana polttoaine kuluu ja reaktiivisuus laskee, kun ^{235}U -ytimiä halkeaa fissiotuotteiksi. Plutoniumin fissiilien ydinten muodostumisella käyttöjakson edetessä on puolestaan positiivinen reaktiivisuusvaikutus, mutta kevytvesireaktoreissa se jää suuruudeltaan paljon pienemmäksi kuin ^{235}U -ydinten kulumisen. Tämän takia reaktorilla tulee käyttöjakson alussa olla riittävän suuri ylijäämäreaktiivisuus, jotta ketjureaktio saadaan pysymään yllä vielä jakson lopussa. Kulumisen mittana käytetään palamaa B , joka on polttoaineen tuottama lämpöenergia polttoaineen massaa kohti. Palama lasketaan usein metallisen uraanin massaa kohti, jolloin yksikkönä käytetään MWd/kgU tai MWd/tU. Tyypillinen poistopalama on 35000 ... 60000 MWd/tU. (Kalli 2014, 5–6.)

Palamaan voidaan vaikuttaa lataussuunnittelulla ja polttoaineen väkevöintiasteella. Kevytvesireaktoreissa ylijäämäreaktiivisuus vähenee palaman kasvaessa lähes lineaarisesti kohti nollaa. Kun tämä palamamarginaali on käytetty, polttoaine on vaihdettava. Polttoaineen vaihdon ajankohtaa voidaan viivästyttää vielä muutamilla päivillä niin sanotulla venytysajolla, jossa primääripiirin keskilämpötilaa laskemalla saadaan lisäreaktiivisuutta jäähdytteen tiheyden muutoksesta. (Ibid.)

3.2 Reaktiivisuuden säätö

Reaktiivisuuden luotettava hallinta on ydinturvallisuuden perusvaatimuksia. Reaktiivisuuden säädöllä tulee hallita normaaleja tehon nostoja ja laskuja sekä nopeita häiriötilanteisiin liittyviä tilanteita. Normaaleissa tilanteissa tehoreaktoreiden reaktiivisuusmuutokset ovat usein maltillisia varsinkin kun laitosta ajetaan täydellä teholla. Jyrkkiä reaktiivisuusmuutoksia pyritään rajoittamaan, koska ne rasittavat polttoainetta. (Eurasto et al. 2004, 38–39)

Turvallisuuden varmistamiseksi pitää kuitenkin aina olla kaksi toisistaan riippumatonta erilaista tapaa sammuttaa reaktori ja varmistaa alikriittisyys missä tahansa reaktorin käyttöti-

lassa (STUK 2019, 6). Tämä tarkoittaa, että reaktiivisuuden säätöelementeillä tulee saavuttaa riittävä sulkumarginaali. Sekä normaalin säädön että pikasulkutilanteiden edellytykset täytetään painevesireaktorissa käyttämällä reaktiivisuuden hallintaan liikuteltavia, liuotettuja ja kiinteitä neutroniabsorbaattoreita. (Eurasto et al. 2004, 38–39.)

Liikuteltavat säätösauvat sisältävän neutroneita voimakkaasti absorboivaa ainetta, kuten boorikarbida, ja alentavat fissiotehoa, kun niitä työnnetään reaktoriin. Säätösauvoja käytetään nopeaan tehonsäätöön ja tehojakauman muokkaukseen. Normaalin tehonsäätömarginaalin lisäksi sauvoilla tulee olla riittävän suuri yhteisvaikutus varmistamaan pikasulku, vaikka reaktiivisin sauva jumittuu yläasentoon. Yksittäisen sauvan reaktiivisuusarvoa rajoitetaan niin, että se ei vikaantuessaan aiheuta liian suurta reaktiivisuustransienttia. (Oka et al. 2014, 179–190.)

Liuotettuna absorbaattorina käytetään yleensä boorihappoa. Erityisesti boorin ^{10}B -isotooppi absorboi tehokkaasti neutroneita. Sitä on luonnon boorissa noin 20 %, mutta esimerkiksi EPR:ssä käytetään ^{10}B :n suhteen väkevöityä boorihappoa. Tällöin kokonaiskonsentraatio sekä sen muutokset saadaan pienemmiksi, mikä helpottaa vesikemian säätämistä. Boorihappopitoisuuden muuttaminen on kuitenkin huomattavasti hitaampaa kuin säätösauvojen liikkuttelu, ja sitä käytetään kompensoimaan hitaampia reaktiivisuusmuutoksia kuten polttoaineen kulumista jakson aikana. Pitkän ajan reaktiivisuuskäytös riippuu sydämen fyysisistä ominaisuuksista, eikä sitä ole helppoa muokata latauksen suunnittelun jälkeen. (Duderstadt & Hamilton 1976, 537–555; Tang 2006.)

Boorilla pidetään kylmä sydän alikriittisenä seisokkitilanteissa. Kun reaktori ajetaan kriittiseksi, booripitoisuutta laimentamalla kompensoidaan sydämen materiaalien lämpenemisen ja reaktiivisuusmyrkköjen muodostumisen aiheuttama negatiivinen vaikutus. Koska liian suuri booripitoisuus johtaa positiiviseen takaisinkytkentään moderaattorin reaktiivisuuskerroimen kautta, sallittu maksimibooripitoisuus on rajoitettu. Liuotetun boorihapon lisäksi reaktorissa voidaan käyttää kiinteitä absorbaattoreita. Esimerkiksi gadoliniumia voidaan lisätä polttoaineeseen joko uraanioksidin sekaan tai omina sauvoinaan. Se toimii neutroniabsorbaattorina, kunnes häviää vähitellen pois neutroneiden aiheuttamissa reaktioissa. (Kalli 2014, 31–32.)

3.3 Reaktorin ajallinen käyttäytyminen

Neutronipopulaation ajallista käyttäytymistä voidaan hyvin kuvata pistekinetiikalla, kun tarkastellaan neutronien lukumäärän muutosta eikä sydämen neutronivuojakaumalla ei ole juurikaan merkitystä. Pistekinetiikka on perinteinen yksinkertaistus turvallisuusanalyysissä. Se on useissa tapauksissa riittävä, sillä vaikka reaktorin tehojakauma olisi monimutkainen, sen perusmuoto pysyy monissa häiriötilanteissa muuttumattomana.

3.3.1 Pistekinetiikan perusyhtälöt

Seuraavat pistekinetiikan yhtälöt on johdettu kirjassa Nuclear Reactor Analysis (Duderstadt & Hamilton 1976, 237–245). Neutronien lukumäärän n muutosnopeus on neutronien syntyneiden ja neutronien häviämisen nopeuden erotus:

$$\frac{dn}{dt} = \frac{kn}{l} - \frac{n}{l} = \frac{(k-1)}{l}n \quad (3.3)$$

jossa l on kerkeiden, eli suoraan polttoaineytimen haljetessa syntyvien, neutroneiden elin-aika reaktorissa. Yhtälön 3.3 ratkaisu on muotoa

$$n(t) = n_0 e^{\frac{k-1}{l}t} \quad (3.4)$$

Suurin osa fissioissa syntyvistä neutroneista on kerkeitä, mutta pieni osa syntyy viivästyneinä vasta fissiotuotteiden hajotessa eri puoliintumisajoilla. Viive vaihtelee sekunnin murto-osista minuutteihin. Polttoaineytimen fissioituessa syntyneiden viivästyneiden neutronien osuutta kaikista syntyvistä neutroneista kuvataan muuttujalla β . Viivästyneet neutronit ovat reaktorin säädön kannalta erittäin tärkeitä. Reaktorin käyttäytyminen määräytyy neutronien keskiarvoisen eliniän mukaan, ja viivästyneet neutronit nostavat sitä huomattavasti. Viivästyneet neutronit siis hidastavat muutoksia ja tekevät reaktorista helpommin hallittavan. (Eurasto et al. 2004, 32–33; Oka 2013, 6)

Reaktorin sanotaan olevan kerkeästi kriittinen, kun reaktiivisuus on yhtä suuri kuin viivästyneiden neutronien osuus. Tällöin ketjureaktio pysyy yllä pelkästään kerkeillä neutroneilla. Reaktorin käyttäytyminen määräytyy ainoastaan kerkeiden neutronien mukaan, ja tehon muutokset ovat erittäin jyrkkiä, sillä viivästyneet neutronit eivät enää vaikuta muutoksen aikavakioon.

Kun reaktiivisuuslisäys on suurempi kuin viivästyneiden neutronien osuus, reaktori tulee kerkeästi ylikriittiseksi ja teho lähtee hallitsemattomaan nousuun. Reaktorin turvallinen käyttö taataan välttämällä kerkeä kriittisyys. (Oka 2013, 6–8.) Viivästyneiden neutroneiden vaikutus reaktorin käyttäytymisnopeuteen on niin suuri, että reaktiivisuus voidaan ilmoittaa suhteessa niiden määrään. Yksiköllä dollari (\$) ilmaistaan reaktiivisuutta, joka on yhtä suuri kuin tekijä β . Dollarin arvo riippuu polttoaineesta ja muuttuu reaktorin käyttöjakson aikana, kun plutonium-fission osuus kasvaa ja viivästyneiden neutroneiden osuus muuttuu. (Herrick 1993, 7-8.)

Reaktorikinetiikan laskuissa viivästyneitä neutroneita tuottavat prekursoriytimet jaetaan yleensä kuuteen ryhmään, niin että kullekin ryhmälle oletetaan sama puoliintumisaika. Kun otetaan huomioon kuusi viivästyneiden neutroneiden ryhmää, saadaan neutronien lukumäärän muutosnopeudeksi:

$$\frac{dn}{dt} = \frac{kn(1 - \beta) - n}{l} + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i \quad (3.5)$$

jossa ensimmäinen termi edustaa kerkeitä neutroneita ja jälkimmäinen prekursoriytimien hajoessa vapautuvia viivästyneitä neutroneita. Yhtälössä 3.5 muuttuja λ on luonnollinen hajoamisvakio ja C on prekursoriydinten lukumäärä.

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{kn\beta_i}{l} - \lambda_i C_i \quad (3.6)$$

Yhtälön 3.6 vasen termi kuvaa prekursoriydinten syntymistä fissionissa ja oikea niiden häviämistä luonnollisen hajoamisen kautta. Yhtälöitä voidaan sieventää kerkeiden neutronien generaatioajan Λ avulla.

$$\Lambda = \frac{l}{k} \quad (3.7)$$

Yhtälöä 3.7 ja yhtälössä 3.1 esitettyä reaktiivisuuden määritelmää käyttämällä saadaan reaktorikinetiikan perusyhtälöt lopulliseen muotoonsa:

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} n(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t)$$

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{\beta_i}{\Lambda} n(t) - \lambda_i C_i(t), \quad i = 1, 2, \dots, 6 \quad (3.8)$$

Kyseessä on seitsemän differentiaaliyhtälön ryhmä, joka voidaan ratkaista numeerisesti. Jos reaktiivisuus on vakio, sitä voidaan kuvata Nordheimin yhtälöllä (engl. *inhour equation*). (Duderstadt & Hamilton 1976, 237–245).

3.3.2 Reaktiivisuuslisäyksen vaikutus

Kun tarkastellaan reaktiivisuuslisäyksen aiheuttamaa tehopulssia, on välttämätöntä huomioida polttoaineen lämpötilan aiheuttama takaisinkytkentä ja käsitellä reaktiivisuutta ajan funktiona. Äkillistä tehopiikkiä voidaan kuvata analyyttisesti Nordheimin-Fuchsin mallilla, jonka yhtälöt on johdettu kirjassa *Dynamics of Nuclear Reactors* (Hetrick 1993, 164-168). Koska tilanne on hyvin nopea, voidaan yksinkertaistuksena huomioida ainoastaan kerkeät neutronit. Tehopulssia voidaan käsitellä adiabaattisena, sillä pulssin aikana vapautunut energia ei ehdi siirtyä jäähdytyeseen. Takaisinkytkennöistä huomioidaan ainoastaan polttoaineen lämpötilan vaikutus reaktiivisuuteen, jolloin saadaan neutronien lukumäärän ja reaktiivisuuden yhteydeksi:

$$\frac{dn}{d\rho} = \frac{(\rho - \beta)}{\alpha_f K l} \quad (3.9)$$

jossa K on polttoaineen lämpökapasiteetin käänteisluku ja α_f on polttoaineen lämpötilan reaktiivisuuserroin eli Doppler-kerroin. Olettamalla, että teho on alussa hyvin pieni, saadaan yhtälöstä 3.9 johdettua teho reaktiivisuuden funktiona.

$$P = \frac{1}{2\alpha_f K l} [(\rho_0 - \beta)^2 - (\rho - \beta)^2] \quad (3.10)$$

Yhtälöstä 3.10 nähdään, että tehopulssin suurin arvo P_{\max} saavutetaan, kun reaktiivisuus on yhtä suuri kuin viivästyneiden neutroneiden osuus.

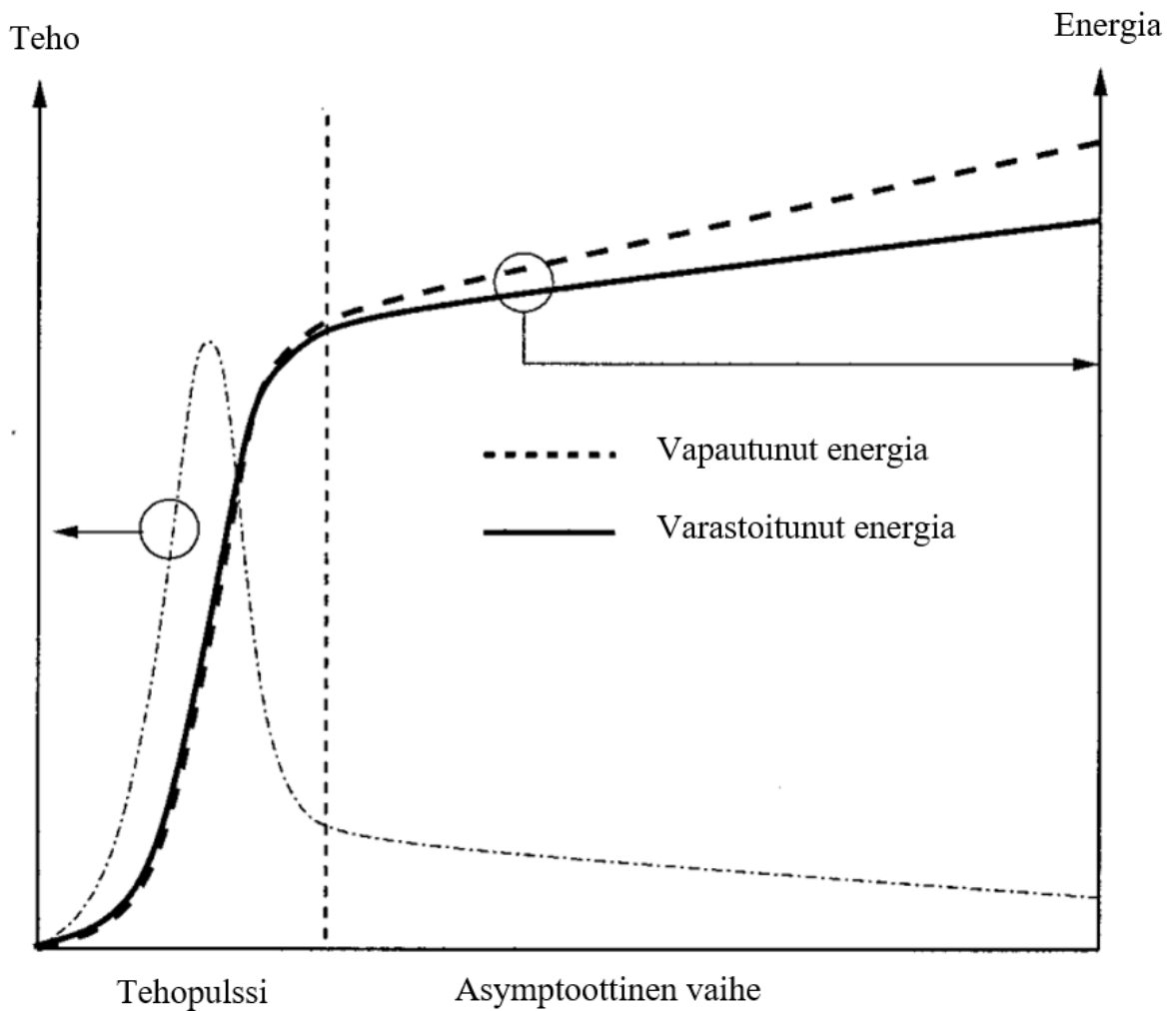
$$P_{\max} = -\frac{(\rho_0 - \beta)^2}{2\alpha_f K l} \quad (3.11)$$

Tehohuipun jälkeen Doppler-kertoimen negatiiviseksi kääntämä reaktiivisuus alkaa laskea tehoa. Olettamalla, että teho saavuttaa lopulta alkuperäisen hyvin pienen arvonsa, saadaan pulssin aikana vapautuneeksi kokonaisenergiaksi E :

$$E = -\frac{2(\rho_0 - \beta)}{\alpha_f K} \quad (3.12)$$

Yhtälöistä 3.11 ja 3.12 nähdään, että suuremmalla reaktiivisuuslisäyksen arvolla huipputeho kasvaa nopeammin kuin vapautunut energia, sillä suurempi tehonnousu kääntyy nopeammin myös laskuun, jolloin energiaa ei ehdi vapautumaan suhteessa yhtä paljon. Turvallisinta olisi minimoida mahdollisen reaktiivisuuslisäyksen suuruus, jotta suurta tehopiikkiä ei ylipäättään tapahtuisi. Tämä huomioidaan reaktorin suunnittelussa ja käytössä rajoittamalla yksittäisen säätösauvan vaikutusta. Yhtälöistä 3.11 ja 3.12 nähdään myös, että reaktoridynamiikan näkökulmasta turvallisinta olisi polttoaineen mahdollisimman suuri Doppler-kerroin ja pieni polttoaineen lämpökapasiteetti. (Hetrick 1993, 164–168.)

Kun huomioidaan myös viivästyneet neutronit, teho ei palaa pulssin jälkeen alkuperäiseen arvoonsa, vaan pysyy koholla huomattavan ajan. Tämä on havainnollistettu kuvassa 3.2. Kuvan tehopulssi vastaa Nordheimin-Fuchsin mallia, mutta asympotoottisessa vaiheessa viivästyneiden neutroneiden tuottama teho kasvattaa entisestään vapautuneen energian määrää. Nopean adiabaattisen tehopulssin jälkeen lämpö alkaa siirtyä pois pelletistä, jolloin vapautunut kokonaisenergia kasvaa suuremmaksi kuin pellettiin varastoitunut energia.



Kuva 3.2. Teho kasvaa eksponentiaalisesti, kunnes polttoaineen lämpötilan takaisinkytkentä kääntää sen laskuun. Adiabaattisen tehopulssin jälkeen viivästyneet neutronit jatkavat tehon tuottoa asymptoottisessa vaiheessa, jolloin lämpö alkaa siirtymään polttoainepelleteistä jäähdytteeseen. (Muokattu lähteestä Le Pallec et al. 2003, 7.)

Teho käyttäytyy kuvan 3.2. mukaisesti silloin, kun siihen ei vaikuteta ulkoisilla säätötoimilla, kuten reaktorin pikasululla. Vastaavia tilanteita saadaan työn yhteydessä tehdyissä Apros-simuloinneissa, kun uloslentävän säätösauvan reaktiivisuusvaikutus jää niin alhaiseksi, etteivät reaktorin suojaustoiminnot käynnistä pikasulkua. Tällöin reaktiivisuustasapaino palautetaan laskemalla säätösauvoja vain hieman. Jos reaktorin pikasulku laukeaa, teho putoaa nopeasti säätösauvojen vaikutuksen myötä nolnaan. Tällöin tilanne vastaa pitkälti kuvan 3.2 tehopulssia, eikä viivästyneiden neutroneiden vaikutuksella ole väliä, sillä asymptoottista vaihetta ei ehdi tapahtua. Pikasulku vaikuttaa muutaman sekunnin viiveellä,

jolloin polttoaineen lämpötilan takaisinkytkentä on aina ensimmäinen tekijä, joka kääntää tehon laskuun.

Todellisuudessa tässä työssä simuloidut tehonnousut eivät täysin vastaa yllä esitettyjä yhtälöitä tai kuvaa 3.2, joissa tarkastellaan yksinkertaistettuja tilanteita olettaen, että reaktiivisuuslisäys on suurempi kuin viivästyneiden neutroneiden osuus. Tässä työssä uloslentävän sauvan reaktiivisuusvaikutus ei ole lähelläkään dollarin rajaa. Yllä käsitellyt yhtälöt ovat pistekineettisiä yhtälöitä, jotka sinällään sopivat hyvin reaktiivisuustransienttiin liittyvän reaktoridynamiikan havainnollistamiseen. Painevesireaktorin säätösauvan uloslento-onnettomuus on kuitenkin niin epäsymmetrinen tilanne, että neutroniikan laskeminen kolmiulotteisena on välttämätöntä realististen tulosten saavuttamiseksi. Tässä työssä ei myöskään ole tarkoitus tutkia pelkkää tehopulssia vaan laitoksen kokonaisvaltaista vastetta äkilliseen reaktorin tehonnousuun. Tämän takia tilannetta tutkitaan Apros-systeemikoodilla, joka ratkaisee nopeasti muuttuvan neutronivuojakauman koko sydämen alueelta huomioiden realistisesti sekä viivästyneet neutronit että takaisinkytkennät.

4 OLKILUOTO 3:N REAKTORIN MALLINNUS APROKSELLA

Apros (Advanced PROcess Simulation software) on Fortumin ja VTT:n yhteistyössä kehitetty simulointiohjelmisto, jota voidaan käyttää erilaisten energiantuotanto- ja teollisuusprosessien simulointiin. Apros sisältää laajat komponentti- ja materiaalikirjastot, jotka mahdollistavat koko ydinvoimalaitoksen prosessi-, automaatio- ja sähköjärjestelmien yksityiskohdallisen mallinnuksen. (Apros 2019.) Aproksen kolmiulotteinen neutroniikan laskenta hyödyntää kaksiryhmädiffuusioteoriaan perustuvaa nodaalilaskentaa, joka alun perin kehitettiin VTT:n aikaisemmille reaktorianalyysikoodeille HEXBU-3D, HEXTRAN ja TRAB-3D. Neutroniikan ratkaisu yhdistetään Aproksessa 6-yhtälömallilla laskettuun termohydrauliikkaan. (Puska et al. 2018, 6-7.)

Aproksen monipuolisuus tekee siitä vartenotettavan työkalun niin prosessi- ja automaatio-suunnitteluun, koulutussimulaattoreihin kuin turvallisuusanalyysiin. Sillä voidaan luotettavasti tarkastella ydinvoimalaitoksen kokonaisvaltaista käyttäytymistä häiriö- ja onnettomuustilanteissa. Esimerkiksi Loviisan tehonkorotukseen ja käyttöään jatkamiseen liittyviä turvallisuusanalyysieja on laskettu Aproksella. Vuonna 2006 Fortum Nuclear Services Oy toimitti TVO:lle Olkiluoto 3 -laitosyksikön Apros-mallin, joka sisältää primääri- ja sekundääripiirin pääprosessit, turvallisuusjärjestelmät, säätö- ja suojausautomaation sekä sähköjärjestelmät. (Porkholm 2008, 3.) Mallin käyttöönoton jälkeen sitä on kehitetty TVO:n ja Fortumin yhteistyönä ja päivitetty uusiin Apros-versioihin. Vuonna 2018 mallia kehitettiin lisäämällä siihen suojarakennuksen mallinnus.

Mallin avulla TVO voi tehdä itsenäisiä vertailuanalyysieja laitostoimittajan turvallisuusanalyysien rinnalle. Tämä parantaa monimutkaisten onnettomuustilanteiden analyysitulosten luotettavuutta ja niiden välitöntä laskentavalmiutta. Mallilla on simuloitu OL3:n käyttöönottokeiteita ja erilaisia LOCA-tilanteita. Painevesireaktorin transientit ovat monesti epäsymmetrisie, sillä vaikutus tulee usein yhden pääkiertopiirin häiriöstä, kuten pääkiertopumpun pysähtymisestä tai höyrylinjan katkeamisesta. Sydämen mallinnus haluttiin tarkentaa kolmiulotteiseksi, jotta voitaisiin paremmin analysoida reaktorin vastetta epäsymmetrisiin transientteihin. Alkuperäisen 1D-sydänmallin rinnalle saatiin Fortumilta vuoden 2018 lopulla 3D-sydämellä päivitetty laitosmalli, joka on nyt käytössä tässä työssä. Uutta sydänmallia tullaan käyttämään TVO:lla erilaisissa luvitukseen ja laitosmuutosselvityksiin liittyvissä

transienttianalyseissa, joissa on tarpeen tarkastella sydämen ja laitoksen toimintaa kokonaisuutena.

4.1 OL3:n reaktori

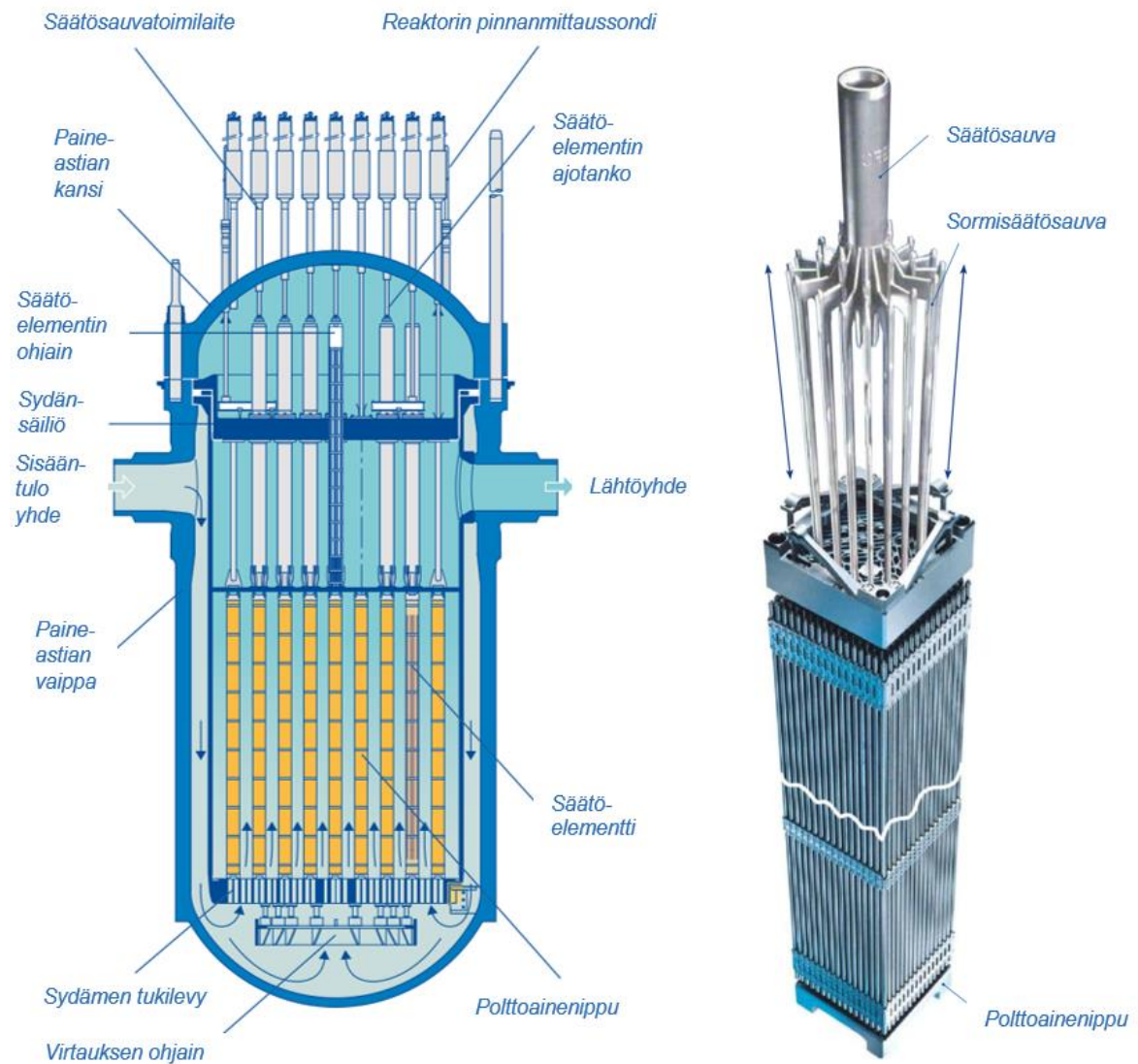
Seuraavaksi käydään läpi, millainen Olkiluoto 3 -laitosyksikön reaktorisydän on ja miten se on mallinnettu Aproxella.

4.1.1 Reaktorisydämen rakenne

Olkiluoto 3 -laitosyksikön reaktorisydän on nimellislämpötehoaan 4300 MW. Reaktorisydän koostuu 241 polttoainepipusta, joissa jokaisessa on 265 polttoainesauvaa 17x17 neliöhiilassa. Yhteensä sydämessä on 63865 sauvaa, jotka sisältävät eri pitoisuuksiin (enimmillään 5 %:iin) rikastettua uraanidioksidia pelletteinä. Sauvojen kokonaispituus on 4800 mm ja aktiivinen pituus 4200 mm. Polttoainesauvojen suojakuori on M5-zirkoniumseosta. Pellettien ja suojakuoren väliin jää tiivis kaasurako. Osa polttoainesauvoista koostuu UO_2 - Gd_2O_3 -seoksesta, joka pienentää reaktiivisuutta ja auttaa tasaamaan tuoreen polttoaineen tehojakaumaa. Polttoainepippujen muodostama sydäntä ympäröi teräksestä ja vesikanavista muodostuva heijastin, joka vähentää neutronien vuotoa paineastian ulkopuolelle ja samalla suojelee paineastiaa neutronisäteilyltä. Reaktorisydän on suunniteltu joustavaksi ja lataussuunnittelulla mahdollistetaan erilaiset käyttöjaksot. Nippujen rikastusasteella, Gd-sauvojen määrällä ja eri palamaisten nippujen asettelulla sydämeen voidaan vaikuttaa neutronitalouteen ja käyttöjakson pituuteen, joka voi vaihdella välillä 12–24 kk. (Burkhard 2006.)

OL3:n sydämessä on 89 säätösauvaelementtiä, joihin selkeyden vuoksi viitataan tässä säätösauvoina. Jokaisessa säätösauvassa on 24 neutroneita absorboivaa sormisauvaa, jotka laskeetaan polttoainepipun sisään ohjausputkia pitkin. Sauvan yläosa on B_4C boorikarbidia ja alempi kärkiosa on sekoitus hopeaa (80 %), indiumia (15 %) ja kadmiumia (5 %). Sauvat ovat kiinni hämähäkin muotoisessa tukirakenteessa, joka on kytketty säätösauvakoneiston ajamaan akseliin. Ajokoneisto toimii magneettitartunnalla. Jos nippuun ei tule säätösauvaa, ohjausputkia käytetään sydäninstrumentointiin tai neutronilähteiden sijoitteluun tai niihin voidaan asettaa tulppauselementti. Säätösauvakoneistoille ja instrumentoinnille, kuten pinnan korkeuden ja lämpötilan mittaukselle, on reaktoritankin kannessa läpiviennit. (Ibid.)

Kuvassa 4.1 esitetään reaktorin sydän, sisäosat sekä paineastia, johon liittyy neljä pääkiertopiiriä. Pääkiertopiirien kuumien haarojen kautta primäärivirtaus kiertää pystyhöyrystimille, joissa se höyrystää sekundääripiirin syöttövedtä. Jäähdyntynyt primäärivirtaus pumpataan pääkiertopumpuilla kylmien haarojen kautta takaisin sydämeen.



Kuva 4.1. Vasemmalla reaktorin paineastia ja sen tärkeimmät sisäosat. Oikealla polttoainenippu, jonka sisään sormisäätösauvat laskeutuvat. (Muokattu lähteistä TVO 2010, 14 ja TVO 2009, 16.)

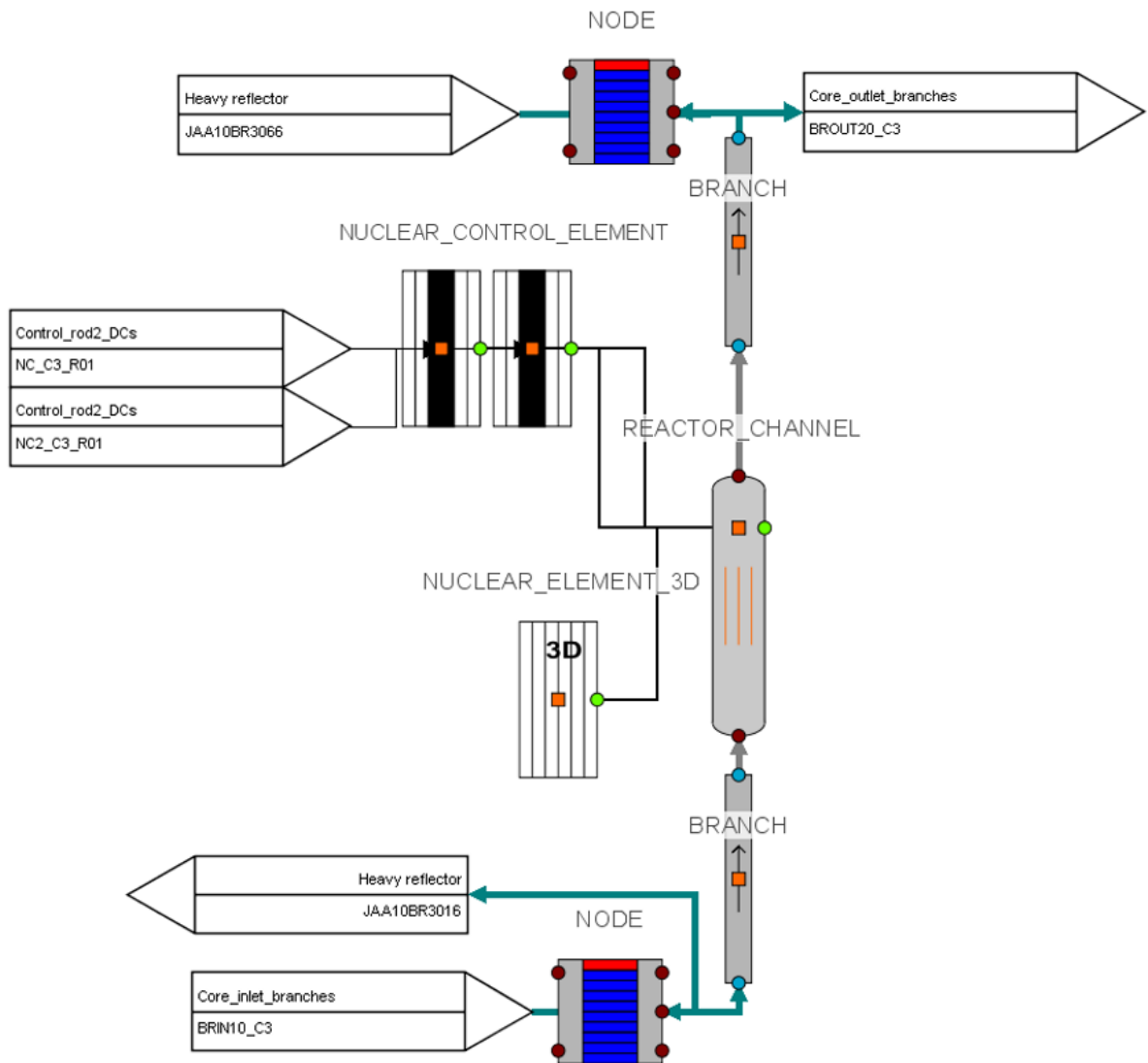
4.1.2 Reaktorisydän Apro-mallissa

Neutroniikan laskentaa varten tärkeimmät neutroniparametrit on laskettu erillisellä reaktori-fysiikkakoodi CASMO-4E:lla. Näistä on luotu MOD6-tyyppinen laaja-alainen vaikutusala-

tiedosto, jota Apros hyödyntää. Tässä työssä käytössä olevassa OL3:n Apros-mallissa vaikutusalat on laskettu turvallisuusanalyysija varten laaditulle 12 kk:n tasapainolataukselle. Myöhemmin Apros-sydänmallia tullaan laajentamaan niin, että sillä voidaan tarkastella kaikkia FSAR-sydämiä. Tämä on mahdollista sitten, kun laaja-alaiset vaikutusalat on laskettu ja sydämet mallinnettu. Vaikutusaliatiedosto sisältää palamasta ja reaktorin toimintatilasta riippuvia reaktorifysikaalisia muuttujia, joita ovat muun muassa nopeat ja termiset diffuusiokertoimet ja mikroskooppiset vaikutusalat eri polttoaineytimille, ksenonin ja samariumin syntymäärät sekä viivästyneiden neutroneiden osuudet kuudelle eri ryhmälle. Apros-mallissa ei tällä hetkellä oteta huomioon samariumin vaikutusta. Yksityiskohtainen MOD6-takaisinkytkentämalli huomioi jäähdytteen lämpötilan ja tiheyden sekä polttoaineen lämpötilan muutosten vaikutukset laaja-alaisissa vaikutusaloissa. (Kuopanportti 2018, 2-6.)

3D-sydäntä kuvaa NUCLEAR_REACTOR_3-moduuli, johon määritellään reaktorin fissio-teho ja muut tärkeimmät sydänparametrit. Siihen tuodaan neutroniikkalaskujen tuloksena koko sydämen suhteellinen teho, nopea ja terminen neutronivuo, ja ksenonkonsentraatio. Nippujen noodikohtaiset palama-arvot asetetaan 241 polttoainenippuun, jotka on mallinnettu NUCLEAR_ELEMENT_3D -moduuleilla. Ne on kytketty REACTOR_CHANNEL-moduuleihin, jotka sisältävät polttoainenipun aktiivista osaa kuvaavan lämpörakenteen sekä kanavan termohydrauliikan mallinnuksen. Jokainen nippu on jaettu 20 aksiaaliseen noodiin. Tämä vastaa neutroniikan laskennassa käytettyä nooditusta. Neutroniikan ja termohydrauliikan laskennan yhdistäminen on iteratiivinen prosessi, joka toteutetaan Aproksen laskentatasolla jokaisella simuloinnin aika-askeleella. Neutroniikan laskentaan tarvitaan tietoa termohydrauliikkamallista ja säätösauvojen asemasta. Tuloksena saadaan ratkaistu sydämen neutronivuojakauma ja sitä vastaava lämpöteho, joka välitetään lämpörakenteisiin.

NODE- ja BRANCH -moduulit laskevat virtauksen massavirran, paineen ja lämpötilan ennen sydämen aktiivista osaa ja sen jälkeen. Sydämen reunoilla pieni osa jäähdytevirtauksesta haarautuu raskaaseen heijastimeen. Neutroniikkalaskuissa heijastin mallinnetaan albedo-reunaehdolla, jossa tietty osuus neutroneista heijastuu takaisin sydämeen. Koska säätösauvat koostuvat kahdesta eri materiaalista, ne on mallinnettu kahdella NUCLEAR_CONTROL_ELEMENT-moduulilla. Nämä moduulit on kytketty sauvojen ajoautomaatioon. Kuvassa 4.2 on esitetty Apros-mallinnus yhdestä polttoainenipusta ja säätösauvaelementistä.



Kuva 4.2. Yhden polttoainenipun ja sitä vastaavan jäähdytekanavan Apros-mallinnus. 3D-sydän koostuu 241 vastaavasta nipusta. NUCLEAR_CONTROL_ELEMENT-moduuleilla ja niihin kytketyllä automaatiolla mallinnetaan nippuun laskeutuvaa säätösauvaa.

Reaktorisydäntä kuvaavat termohydrauliikkakanavat on kytketty yksityiskohtaisella noodi-jaolla mallinnettuun reaktoripaineastiain, joka liittyy puolestaan osaksi neljän pääkiertopiiriin muodostamaa primääripiiriin termohydrauliikkamallia. Reaktorissa kehitetty lämpö siirtyy erityisten pystyhöyrystinmoduulien kautta sekundääripiiriin ja edelleen varsin tarkasti kuvattuun turbiinisaarekkeen prosessimalliin. Näin yhdellä mallilla voidaan tutkia koko laitoksen käyttäytymistä.

4.2 Automaatiojärjestelmät

OL3:n Apros-mallissa on mallinnettu tärkeimmät käyttö-, rajoitus- ja suojausautomaatiojärjestelmät. Reaktorin automaatiojärjestelmä on kokonaisuudessaan erittäin monimutkainen, joten mallinnuksessa on jouduttu tekemään yksinkertaistuksia. Apros-laitosmallia on simuloitava pitkälti samalla tavalla kuin laitosta oikeasti ajetaan, jotta saavutetaan realistiset analyysialkutilat ja voidaan tutkia laitoksen todellisuutta vastaavaa käyttäytymistä. Tämän vuoksi automaatiojärjestelmien toiminnan ymmärtäminen osana laitosmallikokonaisuutta on tärkeää.

Reaktorin säätöön tehoajolla käytetään ACT-säätöä (Average Coolant Temperature), AO-säätöä (Axial Offset) sekä P-ryhmäsäätöä. ACT-säädön tehtävänä on pitää jäähdytteen keskilämpötila asetusarvossaan ja kompensoida primääri- ja sekundääripiirien välinen tehoepätasapaino kuorman muutosten ja transienttien aikana. ACT-säätö määrittää säätösauvoille sopivan suunnan ja nopeuden saavuttaakseen halutun muutoksen reaktorin tehossa. AO-säätö rajoittaa aksiaalisen tehojakauman poikkeamia pitämällä reaktorin ylä- ja alapuoliskon tehojen suhteellisen erotuksen turvallisuusrajojen sisällä. P-ryhmäsäätö rajoittaa säätösauvojen asemia riittävien marginaalien ylläpitämiseksi. AO-säätö ja P-ryhmäsäätö käyttävät säätösauvojen lisäksi myös boorausta tai laimennusta päästökseen asetusarvoihin. (Lacemon 2018, 27–32.)

Reaktorin säätö-, valvonta- ja rajoitusjärjestelmä (RCSL, Reactor Control Surveillance and Limitation system) on reaktorin käyttöautomaatiojärjestelmä, jonka tehtävänä on säätää ja rajoittaa reaktorin toimintaa normaaleissa olosuhteissa sekä odotettavissa olevissa käyttöhäiriöissä. Se vastaa reaktorin tehon säädöstä sekä toteuttaa rajoitustoimintoja, jotka ehkäisevät tarpeen suojaustoimintojen aktivoitumiselle. (Braeunig 2018, 71.)

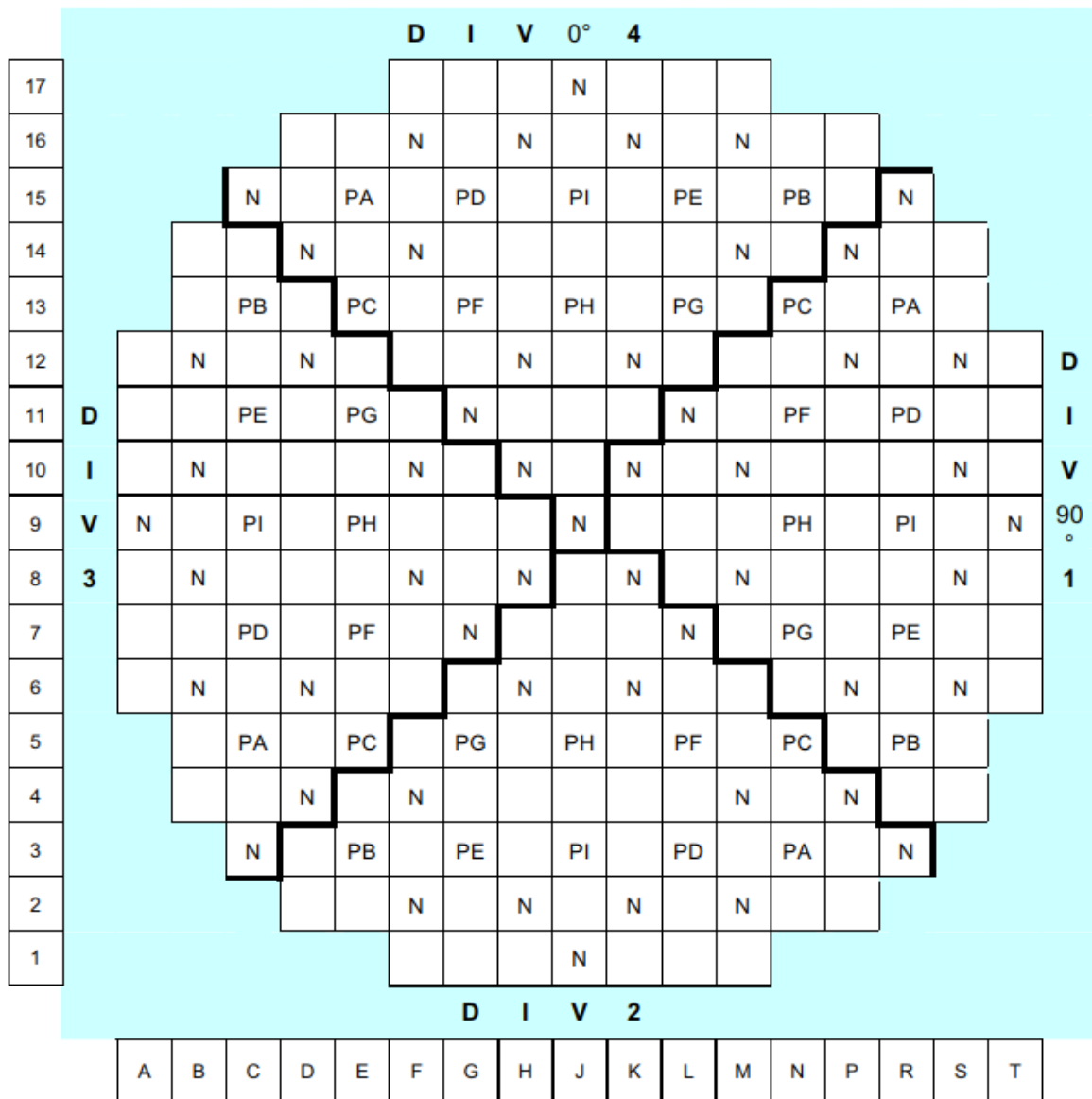
Suojausjärjestelmä (PS, Protection System) käynnistää laitosta suojaavia toimenpiteitä, joilla reaktori voidaan onnettomuustilanteessa saattaa hallittuun tilaan turvallisuuskriteerejä ylittämättä. Pikasulkuun johtavat sydämen suojaustoiminnot suojelevat polttoainetta liialliselta tehontuotolta. PS:n automaattiset toiminnot antavat operaattoreille aikaa reagoida ylittäviin poikkeustilanteisiin ja käynnistää manuaaliset toimenpiteet turvallisen tilan saavuttamiseksi. (Braeunig 2018, 57.)

Yllä esitetyt automaatiojärjestelmät on pääpiirteissään mallinnettu laitosmalliin. ACT-säädön avulla malli ajetaan analyysityössä tarkasteltaville osatehoille. Sen sijaan P-ryhmä- ja AO-säätöä ei ole tällä hetkellä sisällytetty AproS-malliin, minkä vuoksi mallia ei voida simuloida kaikissa tilanteissa realistisesti pelkästään reaktoriatomaation varassa. Esimerkiksi aksiaalinen tehojakauma pääsee ylittämään asetetut rajoitusarvot, koska mallissa ei ole AO-säätöä estämässä tehojakauman poikkeuksia. Mikään säätöautomaatio ei myöskään muuta booripitoisuutta vaan se pitää manuaalisesti vaihtaa. Nämä seikat on huomioitava analyysityössä, kun laitosmallia simuloidaan erilaisiin tasapainotiloihin. Tarkasteltavan onnettomuuden kulkuun nämä säätötoiminnot eivät kuitenkaan vaikuta.

4.2.1 Säätösauvojen ajoautomaatiikka

Sauvan reaktiivisuusvaikutus riippuu sen positiosta sydämessä sekä sisäänkyntösyvyydestä. Uloslentävän sauvan vaikutuksen maksimoimiseksi kaikki realistiset säätösauvakonfiguraatiot tulee ensin kartoittaa. Tämän vuoksi on tunnettava sauvojen ajoautomaatiikan toiminta.

OL3:n säätösauvaelementeistä 53 on pikasulku varten (N-ryhmä, normal bank) ja 36 on säätöä varten (P-ryhmä, power bank). Sulkuryhmiä N1 ja N2 käytetään ainoastaan pikasulussa. Tehoajossa ne ovat kokonaan ulkona sydämessä. Tehon säätöön osallistuvat sauvat on jaettu 9 säätöryhmään (PA, PB, PC, PD, PE, PF, PG, PH, PI), joihin kuhunkin kuuluu 4 symmetrisesti sijoitettua elementtiä, jotka liikkuvat samanaikaisesti. Osaryhmiä yhdistelemällä muodostetaan viisi ajoryhmää (P1, P2, P3, P4, P5). Näiden ajoryhmien kokoonpanoa muuttamalla muodostetaan puolestaan 4 erilaista ajosekvenssiä. Sekvenssiä ja vastaavasti käytössä olevia säätöryhmiä vaihdetaan tasaisin väliajoin, jotta säätösauvojen kuluminen ei muuta säädön tehokkuutta. Samalla tasoitetaan polttoaineen palamaa. (Lacemon 2018, 29–30.) Säätö- ja pikasulkuryhmien asemointi sydämessä esitetään kuvassa 4.3.



Kuva 4.3. Säätosauvoryhmien aseointi reaktorisydämessä. (Pariaud 2010, 32.)

Tarvittava määrä tehon säätöön tarkoitettuja ajoryhmiä ajetaan sisälle sydämeen P1-ryhmästä alkaen. Sauvoja liikutetaan yhden senttimetrin pituisilla askelilla vaihtelevalla nopeudella. Ne ajoryhmät, joita ei sillä hetkellä tarvita tehon säätöön kuuluvat H-ryhmään (heavy bank), jota käytetään aksiaalisen tehojakauman tasoittamiseen ja varmistamaan, ettei P-ryhmiä tarvitse ajaa liian syvälle, jotta sulkumarginaali säilytetään. (Lacemon 2018, 30–31.)

Alimmassa asemassaan säätösauvat ovat 9 ulosvetoaskeleessa ja täysin ulkona ollessaan ne jäävät 416 ulosvetoaskeleeseen. Pikasulussa tai säätösauvojen pudotuskokeissa sauvat kuitenkin putoavat syvemmälle. Peräkkäisten ajoryhmien välillä pidetään 205 askeleen eroa. Kun tämä ero on saavutettu, ajoryhmät liikkuvat samanaikaisesti, kunnes toisen ajoryhmän ajoalue loppuu joko sydämen ylä- tai alaosassa. Käyttöjakson alussa täydellä teholla ajettaessa h-ryhmä on tyypillisesti ~400 ulosvetoaskeleessa ja P1-ryhmä on n. 40–50 askelta syvemmällä ~350–360 askeleessa. Jakson edetessä molempia ryhmiä vedetään ulospäin reaktiivisuuden lisäämiseksi ja tehojakauman siirtämiseksi sydämen yläosaan. H-ryhmä vedetään jakson loppupuolella kokonaan ulos sydämestä, mutta P1 tulee pitää sydämessä koko jakson ajan, jotta reaktorin säätötoiminnot toimivat suunnitellusti ja nopeisiin reaktiivisuusmuutoksiin pystytään vastaamaan riittävän nopeasti. (Lamminpää 2015, 57–58.)

Apros-mallissa säätösauvojen ajoautomaatio on mallinnettu edellä kuvatulla tavalla. Tehonsäätöön osallistuvat sauvat on jaettu ajoryhmiin, joiden asemanmuutoksen suunnasta ja nopeudesta määräävät signaalit johdetaan ACT-säädön logiikalla. Pikasulkuun käytettävät sauvat muodostavat yhden ryhmän, joka putoaa alas, kun jokin pikasulun laukaiseva signaali aktivoituu.

4.2.2 Neutronivuomittaukset

Reaktorin tehojakauman tarkka tunteminen mahdollistaa poikkeavuuksien havaitsemisen ennen kuin ne aiheuttavat ongelmia reaktorin käytön tai turvallisuuden kannalta. Nopeiden neutronivuonmuutosten havaitseminen ja välitön suojaustoimien aktivointi on tärkeää polttoaineen suojaamiseksi liian suurelta tehotiheydeltä.

OL3:n reaktorisydämen tehojakauman jatkuvaan mittaukseen käytetään sekä sydämen ulkoisia että sisäisiä neutronivuomittauksia. Sydämen ulkoisen neutronivuon mittaukset käsittävät kahdeksan tehoalueen neutronivuodetektoria, neljä välialueen neutronivuodetektoria ja kolme lähdealueen neutronivuodetektoria. Sisäinen neutronivuon mittaussjärjestelmä koostuu 72 detektorista, jotka on sijoitettu symmetrisesti sydämen 12 polttoainenuonpuun. Mittauksien perusteella muodostetaan erilaisia sydämen neutronitehosta riippuvia ehtosignaaleja, hälytyksiä ja reaktorisydämen suojaustoimintoja. (Lamminpää 2015, 6–11.)

Ulkoisia tehoalueen neutronivuomittauksia käytetään suojausjärjestelmässä reaktoripikasukusignaalin muodostamiseen sydämen ulkoisen neutronivuon korkeasta muutosnopeudesta. Tällä suojaustoiminnolla varaudutaan nopean reaktiivisuustransientin aiheuttaviin onnettomuuksiin, joita ovat esimerkiksi hallitsematon säätöryhmän ulosveto ja säätösauvan uloslento. Hillitymmän reaktiivisuuslisäyksen tapauksessa pikasulku laukeaa sydämen sisäisten neutronivuomittausten perusteella johdetusta matalasta kalvokiehunnan marginaalista tai korkeasta lineaaritehosta. (Lacemon 2017.)

Sydämen ulkoisia välialueen neutronivuomittauksia käytetään PS:ssä tuottamaan reaktorin pikasulku korkeasta neutronivuosta ja matalasta neutronivuon kahdentumisajasta. Näillä pikasulkutoiminnoilla varaudutaan reaktorin käynnistyksen aikana tapahtuvaan nopeaan reaktiivisuustransienttiin. Lähdealueen mittaukset puolestaan valvovat alikriittisen reaktorin reaktiivisuutta. (Ibid.)

Aproksessa ei pysty mallintamaan ulkoisia neutronivuomittauksia, koska neutroniikan laskennassa käytetyn diffuusioteorian tarkkuus pienenee huomattavasti sydämen ulkopuolella. Sydämen ulkoisen neutronivuon korkeasta muutosnopeudesta laukeava pikasulku aktivoituu Aproksessa signaalilla, joka johdetaan koko sydämen suhteellisen tehon muutosnopeudesta. Sisäiset neutronivuomittaukset, joita käytetään suojaus- ja rajoitustoimien aktivoimiseen, on Apros-mallissa asetettu kahteen eri polttoainenippuun.

5 ANALYYSI

Seuraavaksi tehdään turvallisuusanalyysi tilanteesta, jossa säätösauva sinkoutuu ulos OL3:n reaktorista. Laitostoimittajan lopullisessa turvallisuusselosteessa esittämää analyysia käytetään vertailukohtana, mutta analyysimetodiikka kehitetään Aproslaskentaan soveltuvaksi.

5.1 Onnettomuuden kulku

Säätösauvan ulossinkoutuminen aiheuttaa nopean positiivisen reaktiivisuuslisäyksen, joka 0,1 sekunnissa johtaa äkilliseen tehonnousuun. Polttoaineen lämpötilan negatiivinen takaisinkytkentä rajoittaa välittömästi tehoa ja kääntää sen laskuun. Reaktorin pikasulku aktivoituu ulkoisten neutronivuodetektoreiden mittaamasta korkeasta neutronivuon muutosnopeudesta. Reaktorin pikasulkua seuraa turbiinipikasulku ja syöttöveden täyden kuorman linjojen eristys. Jälkilämpö poistetaan höyrystimien kautta joko normaalin syöttöveden tai hätäsyöttöveden ja päähöyrylinjojen ulospuhallusjärjestelmän avulla. (Chesnel 2008, 1-2).

Onnettomuuden syyksi oletetaan säätösauvan ajokoneiston mekaaninen vika, joka aiheuttaa sauvan ulossinkoutumisen jäähdytteen suuren paineen takia. Paineastian eheysongelmaa ei huomioida, sillä sitä vastaavaa tilannetta tarkastellaan erillisissä LOCA-analyyseissa. OL3:lla odotettu alkutapahtumataajuus säätösauvan uloslennolle on $1,0 \cdot 10^{-5}$ 1/a. Tapah-tuma on luokiteltu DBC4-luokkaan. Ulossinkoutuvan sauvan reaktiivisuusvaikutus on pyritty minimoimaan jo reaktorin suunnittelussa. Lataussuunnittelulla pyritään varmistamaan sydämen radiaalinen ja aksiaalinen symmetrisyys, jotta tehojakauma ei piikittyisi. Symmetrisyys on huomioitu myös säätösauvojen ajoryhmissä ja sauvojen sisääntyöntörajoilla rajoitetaan yksittäisten sauvojen vaikutusta. Tämän lisäksi toimenpiteet, jotka on otettu huomioon säätösauvojen ajokoneistojen suunnittelussa, rakenteessa, testauksessa ja tarkastuksissa pyrkivät ehkäisemään onnettomuuteen johtavan vikaantumisen. (Ibid.)

5.2 Hyväksymiskriteerit

YVL-ohjeen B.3 mukaan oletettujen onnettomuuksien analyyseissa tulee osoittaa, että laitos saadaan ensin hallittuun ja lopulta turvalliseen tilaan. Hallitussa tilassa reaktori on sammutettu ja sen jälkilämpö voidaan poistaa. Turvallisessa tilassa reaktori on lisäksi paineeton. (STUK 2013, 11–13.)

Analyysissa käytetään samoja hyväksymiskriteereitä kuin Areva. DBC4-luokan onnettomuudessa sallitaan reaktorisydämen vähäinen vaurioituminen:

- Vahingoittuneiden sauvojen määrä ei saa ylittää 10 prosenttia. Polttoaineen katsotaan vahingoittuneen kun polttoainesauvan säteittäinen keskimääräinen entalpia jollakin pystykohdalla ylittää arvon 586 J/gUO_2 (140 cal/g).
- Polttoaineen suojakuoren huomattava haurastuminen tulee välttää. Suojakuoren lämpötila ei saa ylittää $1200 \text{ }^\circ\text{C}$.
- Polttoainepellettien särkyminen ja sulaminen pitää välttää:
 - Polttoaineen säteittäisen entalpian keskimääräinen arvo ei saa ylittää arvoa 963 J/gUO_2 (230 cal/g) minkään polttoainesauvan millään pystykohdalla.
 - Polttoaineen lämpötila ei saa ylittää sulamislämpötilaa. ($2810 \text{ }^\circ\text{C}$ tuoreelle polttoaineelle, alentuen $7,6 \text{ }^\circ\text{C}$ jokaista $10\,000 \text{ MWd/tU}$ kohti).
 - Polttoaineen entalpian nousu ei saa ylittää 711 J/gUO_2 (170 cal/g) tuoreessa polttoaineessa. Raja alenee arvoon 251 J/gUO_2 (60 cal/g) kun palama saavuttaa $50\,000 \text{ MWd/t}$.

Hyväksymiskriteerit ovat STUK:n YVL B.4 -ohjeen sekä NRC:n Regulatory Guide 1.77 -ohjeen mukaiset. Polttoaineen entalpian nousun raja-arvot ovat Arevan määrittelemät. Polttoainetta koskevien hyväksymiskriteerien lisäksi varmistetaan, ettei primääripiirin tai höyrystimien paine ylitä suunnittelupainetta (176 bar ja 100 bar) yli 10 prosentilla. Primääri- ja sekundääripiirin paineistumista tarkastellaan tarkemmin erillisissä paineenhallinta-analyysissä.

5.3 Metodiikka

Tässä työssä analyysi toteutetaan Aproksella, jossa 3D-reaktorisydän on yhdistetty koko laitosyksikön termohydrauliikan laskentaan. Ensin laitosmalli simuloidaan erilaisiin realistisiin, mutta mahdollisimman rajoittaviin alkutiloihin, jotka kattavat laajasti laitoksen koko käyttöjakson ja toimintapisteen vaihtelun. Transientti toteutetaan simuloimalla säätösauvan uloslento ja sitä seuraava pikasulku jäljitellen todellista tilannetta. Ensimmäisen simulointikierron jälkeen tarkastellaan sauvan reaktiivisuusvaikutusta ja vastaavaa reaktorin tehonousua sekä laitosyksikön kokonaisvaltaista käytöstä transientin aikana.

Kolmiulotteisen neutronivuojakauman laskennan avulla saaduista tuloksista haetaan polttoaineniippu, jossa havaitaan sydämen suurin tehopiikki transientin aikana. Tähän nippuun kytetään kolme "kuumaa sauvaa" eri palamaa vastaavilla materiaaliominaisuuksilla. Nämä ovat eristetyissä alikanavissa olevia yksittäisiä polttoainesauvoja, joiden tehoa voidaan helposti muokata erillisellä kertoimella. Virtausolosuhteet alikanavassa sekä polttoainesauvan suhteellinen teho ja aksiaalinen tehojakauma saadaan reunaehtoina 3D-sydämen puolelta. Kuumien sauvojen teho maksimoidaan skaalaamalla tehokkain noodi suurimmalle sallitulle tehorajalle ennen transienttia. Näin saadaan kattavasti riittävällä konservatiivisuudella sauvakohtaista dataa eri palamaa vastaavilla materiaaliominaisuuksilla. Sauvojen korkeimpia transientin aikaisia lämpötila- ja entalpia-arvoja verrataan hyväksymiskriteereihin.

Arevan analyysi on toteutettu SMART-FLICA ohjelmien yhdistelmällä. SMART-ohjelmistolla on laskettu transientin aikainen 3D-neutronikinetiikka ja säätösauvan reaktiivisuusvaikutus. Neutroniikan laskentaan on lisätty konservatiivisuutta käyttämällä sallituissa rajoissa mahdollisimman rajoittavia arvoja. Esimerkiksi Doppler-kerroin sekä viivästyneiden neutronien määrä on minimoitu. Tässä työssä tehtävässä analyysissä neutroniikan laskentaan ei lisätä ylimääräistä konservatiivisuutta, vaan onnettomuuden kannalta tärkeät neutroniikkaparametrit saadaan realistisesti Aproksen dynaamisesta 3D-laskennasta yksityiskohtaisen MOD6-takaisinkytkentämallin ja laaja-alaisten vaikutusalojen avulla.

Arevan analyysimetodiikassa neutroniikan laskenta on yhdistetty sydämen termohydrauliikan mallintavaan koodiin FLICA. Kaikki reaktorin toimintapisteen alkuarvot on pyritty arvioimaan konservatiivisesti. Jäähdytteen virtausolosuhteita vaihdellaan sen mukaan maksimoidaanko suojakuoren lämpötilaa vai keskilinjan lämpötilaa. Arevan analyysin tuloksista ja herkkyytarkasteluista huomataan, ettei primääripiirin alkupaineiden, lämpötilojen tai virtausarvojen variaationilla ole juurikaan vaikutusta tarkasteltavan onnettomuuden keskeisiin ilmiöihin, joten niitä ei muuteta Apro-malliin, vaan käytetään nimellisarvoja. Apro-malli on siis neutroniikan ja termohydrauliikan kannalta parhaan arvion tilassa.

Transientin aikaisia polttoainesauvan lämpötilajakaumia sekä entalpia-arvoja tarkastellaan Arevan analyysissä COMBAT-polttoainekoodilla, joka käyttää reunaehtoina teho- ja virtausarvoja. Kaasuraon lämmönsiirtokerroin sekä pelletin radiaalinen tehojakauma asetetaan

aina konservatiivisimpaan arvoon keskilinjän tai suojakuoren lämpötilan maksimoimiseksi. Sauvatason tarkastelu tehdään Aproksessa kuumissa sauvoissa ja lämmönsiirto-ominaisuuksien epävarmuuksia kartoitetaan tilastollisella epävarmuusanalyysillä.

5.3.1 Valitut laskentatapaukset

Arean analyysissä on tarkasteltu kaikkia viittä turvallisuusanalyysijä varten laskettua latausta sekä käyttöjakson alussa, lopussa että keskellä, kun gadolinium on palanut pois. Näistä tarkemmin on analysoitu ja dokumentoitu ainoastaan rajoittavimpia tapauksia. Apro-mallilla pystyy tällä hetkellä tutkimaan ainoastaan 12 kk:n tasapainolatausta, jolla Arean analyysin mukaan ei saada kovinkaan rajoittavia tapauksia. Tämän takia suoraan vertailtavia tuloksia ei juurikaan löydy Arean raportista.

Rajoittavimmat alkutilat valitaan maksimoimalla uloslentävän sauvan aiheuttama reaktiivisuusmuutos ja sitä seuraavan tehohuipun seuraukset. Sauvan vaikutus riippuu jakson kohdasta eli polttoaineen palamasta, sauvan positioista ja sisääntyöntösyvyydestä, sydämen aksiaalisesta tehojakaumasta ja reaktorin tehotasosta.

Polttoaineen palama vaikuttaa huomattavasti polttoaineen ominaisuuksiin neutroniikan sekä lämmönsiirron osalta. Apro-malliin pystyy vaihtamaan noodikohtaiset palama-arvot, joten analyysi lasketaan sekä jakson alkua vastaavilla palama-arvoilla (BOC, Beginning of Cycle) että jakson lopun (EOC, End of Cycle) arvoilla. Vaikutusalat pystytään lukemaan samasta tiedostosta, sillä ne on määritelty palaman mukaan.

Uloslentävän sauvan vaikutuksen maksimoimiseksi tulee kyseisen sauvan olla lähtötilanteessa mahdollisimman syvällä sydämessä eli sisääntyöntörajallaan. Täten se kuuluu ajoryhmään P1, joka liikkuu ensimmäisenä tehoa säättävästä P-ryhmästä. Arean tuloksista päättelemällä sekä kokeilemalla eri ajosekvenssejä Apro-laskuissa huomataan, että rajoittavin säätösauvojen ajosekvenssi saadaan yleensä sen mukaan, missä sekvenssissä P1-ryhmän sauvat ovat tehokkaimmissa nipuissa. Valitaan ajosekvenssi 2, jolloin P1-ryhmä muodostuu PE-säätöryhmän sauvoista. Sydämen radiaalisen symmetrisyyden vuoksi ei ole merkitystä, mistä sydänneljänneksestä sauva lentää ulos. Valitaan ulos lentäväksi sauvaksi R7.

Arevan analyysissä on tutkittu laajasti erilaisia mahdollisia säätösauvakonfiguraatioita, jotka vaihtelevat sen mukaan, kuuluvatko ajoryhmät P- vai H-ryhmään ja onko H-ryhmä sisään-työntörajoillaan vai kokonaan ulosvedettynä. Analyysin tuloksista ei pysty päättelemään rajoittavinta sauvakonfiguraatiota, eikä sen varioiminen myöskään Apro-laskuissa juurikaan tuonut eroja ulos lentävän sauvan reaktiivisuusvaikutukseen. Valitaan konfiguraatio, jossa P1- ja P2-ryhmät ovat sisään-työntörajoillaan ja muut ulosvedettyinä. Näin on helpompi saavuttaa haluttu aksiaalinen tehojakauma, jonka virityksestä kerrotaan myöhemmin. Uloslentävän sauvan vaikutus on suurempi, kun tehojakauma on yläosaan painottunut. Valitaan suurin sallittu positiivinen aksiaalisen tehojakauman poikkeama, joka on +12 %.

Reaktorin tehotaso määrittää sauvojen sisään-työntörajat. Tässä analyysissä tarkastellaan ainoastaan alkutiloja, joissa reaktori on tehoajolla. Kuumassa sammutustilassa reaktori on alikriittinen, ja boorikonsentraatio pidetään aina sellaisena, ettei yhden säätösauvan poisto aiheuta kriittisyyttä (Pariaud 2010, 1.) Tehotaso vaikuttaa myös polttoaineen ja jäähdytteen lämpötiloihin, jolloin reaktiivisuuskertoimet muuttuvat. Tutkitaan tehotasoja 100 %, 80 %, 60 % ja 40 %. Alemmilla tehotasoilla sisään-työntörajat P1- ja P2-ryhmälle eivät enää juurikaan muutu, sillä sauvat ovat jo lähes kokonaan alhaalla. Tällä säätösauvakonfiguraatiolla ei siis saavuteta rajoittavampia tapauksia enää alemmilla tehotasoilla.

5.3.2 Järjestelmien tilassa tehtävät oletukset

Oletetaan, että pikasulun laukaisee sydämen ulkoisten neutronivuoantureiden mittaama neutronivuonmuutos-signaali. Aproxessa ei pysty mallintamaan ulkoisia neutronivuomitauksia, joten mallissa koko sydämen suhteellisen tehon nopea muutos aktivoi vastaavan pikasulkusignaalin. Pikasulussa otetaan huomioon 0,7 sekunnin viive sekä sauvojen hitain mahdollinen laskeutumisaika, joka on 5 sekuntia maanjäristyksen takia. Lisäksi pikasulussa oletetaan sinkoutunutta sauvaa lähimpänä olevan pikasulkusauvan jäävän jumiin yläasentoon.

Turvallisuusanalyysissä otetaan huomioon turvallisuustoimintojen suorituskykyä eniten rajoittava aktiivinen yksittäisvika yhdistettynä ennakkohuoltoon. Pikasulun käynnistyminen

PS:ssä on ainoa automaatiotoiminto, joka vaikuttaa välittömään laitosvasteeseen. Suojausjärjestelmä on suunniteltu N+2-periaatteella sietämään yksittäisvika ja samanaikainen ennakkohuolto, joten vika oletus ei vaikuta analyysimetodiikkaan.

Transientti on hyvin nopeasti ohi ja laitos saadaan reaktorin ja turbiinin pikasululla hallittuun tilaan. Tarkistetaan kuitenkin, etteivät paineet primääri- tai sekundääripiirissä ylitä hyväksymiskriteereitä. Turvallisuusanalyysissä otetaan huomioon ulkoisen sähköverkon menetys, jos sillä on alkutapahtuman seurauksia pahentava vaikutus. Simuloimalla transientti, jossa ulkoinen verkko menetetään turbiinipikasulun hetkellä, tarkastettiin, että tästä aiheutuvalla pääkierto- ja syöttövesipumppujen pysähdyksellä ja virtausolosuhteiden muutoksella ei ole vaikutusta tämän analyysin hyväksymiskriteerien täyttymiseen. Polttoaineen ja suojakuoren lämpötilat ovat jo selkeässä laskussa, kun primääripiirin virtaus alkaa heikentyä.

5.3.3 Alkutilojen simulointi

Analyysi lasketaan Apros-koodiversiolla 6.08.04 ja laitosmalliversiolla OL3 3D Plant Model ol3_20190626. Mallissa laitos on alkutilassa, joka vastaa 100 prosentin tehoajoa kaikki säätösauvat ulosvedettyinä. Polttoaineelle on asetettu 12 kk:n tasapainolatauksen käyttöjakson alkua vastaavat noodipalamat ja ksenonkonsentraatio vastaa tasapainotilannetta. Primääripiirin booripitoisuus on asetettu arvoon, joka vastaa kriittistä booripitoisuutta neljän tehoajopäivän jälkeen.

Analyysia varten muokataan kaksi eri versiota alkuperäisestä mallista. Toisessa pidetään jakson alkua vastaavat palamat ja toiseen vaihdetaan palama-arvot, jotka vastaavat jakson loppua. Mallinnustyön ohessa kirjoitettiin Matlabin avulla SCL-koodi, jolla noodikohtaiset palamat saadaan vaihdettua jokaiseen nippuun. Tämän jälkeen EOC-mallin materiaaliominaisuudet vaihdetaan vastaamaan palamaa ja primääripiirin booripitoisuudeksi muutetaan kriittistä booripitoisuutta vastaava konsentraatio 10 ppm (Raby 2006, 41.) EOC-tilassa booripitoisuus on siis käytännössä jo merkityksetön. Primääripiirissä on kuitenkin aina hieman booria, joten 10 ppm vastaa hyvin todellista minimibooripitoisuutta.

Aproksen materiaalikirjasto päivitettiin uusimpaan malliversioon uraanidioksidin sekä pelletin ja suojakuoren välistä kaasurakoa edustavan helium-materiaalin osilta. Aikaisemmassa

malliversiossa kaikissa nipuissa oli samat oletusarvoiset materiaaliominaisuudet, mikä johti noin 100 astetta CASMO-4 -laskuissa käytettyä referenssilämpötilaa korkeampaan polttoaineen keskilämpötilaan. Nyt polttoaineen ja kaasuraon lämmönjohtavuudet on määritelty lämpötilan funktiona eri palama-arvoille. Suuremmilla palama-arvoilla kaasurako pienenee ja lopulta sulkeutuu kokonaan pelletin turpoamisen seurauksena. Tämä otetaan huomioon kaasuraon lämmönjohtavuuden suuruudessa, joten polttoaineen dimensioita ei muuteta erikseen.

Säätösauvoryhmät P1 ja P2 lasketaan molemmissa malleissa sisääntyöntörajoilleen. BOC-mallissa booripitoisuutta vähennetään kompensoimaan laskettuja sauvoja. Reaktiivisuustasapaino ja sitä vastaava kriittinen tila saavutetaan simuloimalla mallia neutroniikan staattisella laskennalla, jolloin Apros pitää sydämen tehon vakiona ja muokkaa vaikutusalojen korjauskerrointa. Haluttu aksiaalisen tehojakauman poikkeama saavutetaan heilauttamalla ksenonjakaumaa niin, että teho painottuu sopivasti sydämen yläosaan. Ksenon alkaa värähtelemään neutronivuon muutosten mukaan, ja halutun aksiaalitehojakauman kohdalla ksenonlaskenta pysäytetään. Näin saavutetut jakaumat eivät aina vastaa tarkalleen arvoa +12 %, mutta ovat riittävän lähellä kuvaamaan samaa vaikutusta. Tämän jälkeen vaihdetaan neutroniikan laskenta dynaamiseksi, ja mallia simuloidaan vielä hetki. Reaktiivisuuskertoimet voidaan laskea iteratiivisella laskentaprosessilla, jonka Apros toteuttaa automaattisesti.

Stabiilin 100 prosentin alkutilan simuloinnin jälkeen eri tehotasot ajetaan säätöautomaatiikan avulla asettamalla generaattorin kuormalle tavoitearvo reaktorin tehonsäätäjän SET_POINT-moduuliin. Säätösauvojen ajosekvenssi vaihdetaan yhdistämällä ajoryhmien automaatio-ohjaukseen eri sauvat. Kun laitosmalli on stabiloitunut osateholle, vaihdetaan staattiseen neutroniikan laskentaan ja viritetään haluttu reaktiivisuustasapaino. Näin saadaan muokattua säätösauvojen sisääntyöntöaskeleet sekä aksiaalinen tehojakauma mahdollisimman rajoittaviksi. Simuloimalla laitosmallia pelkästään automaation varassa ei saavuteta rajoittavia, turvallisuusanalyysin lähtötilaksi kelpaavia tilanteita.

Tällä menetelmällä simuloidaan kaksi eri malliversiota neljää eri tehotasoa vastaaviin transientin alkutiloihin. Niiden tärkeimmät muuttujat on koottu alla olevaan taulukkoon 5.1.

Taulukko 5.1. Transientin alkutilat.

	Tehotaso [%]	100	80	60	40
BOC	Boorikonsentraatio [ppm]	1240	1240	1240	1240
	P1-ryhmän etäisyys pohjasta [cm]:	206	65	5	5
	P2-ryhmän etäisyys pohjasta [cm]:	326	270	138	12
	Aksiaalisen tehojakauman poikkeama [%]	+11,6	+12,8	+11,0	+13,6
	Polttoaineen reaktiivisuuskertoimen [pcm/°C]	-4,5	-4,5	-4,5	-4,4
	Jäähdytteen reaktiivisuuskertoimen [pcm/°C]	-23,0	-22,2	-22,3	-19,8
EOC	Boorikonsentraatio [ppm]	10	10	10	10
	P1-ryhmän etäisyys pohjasta [cm]:	206	65	5	5
	P2-ryhmän etäisyys pohjasta [cm]:	366	270	138	12
	Aksiaalisen tehojakauman poikkeama [%]	+13,0	+15,4	+8,7	+13,7
	Polttoaineen reaktiivisuuskertoimen [pcm/°C]	-4,4	-4,4	-4,8	-4,3
	Jäähdytteen reaktiivisuuskertoimen [pcm/°C]	-55,2	-54,6	-54,9	-51,9

Taulukkoon 5.1 listatut jäähdytteen reaktiivisuuskertoimet on saatu laskemalla yhteen Ap-roksen automaattisen iterointiprosessin tuottama positiivinen jäähdytteen molekulaarinen lämpötilakerroin sekä negatiivinen tiheydenmuutoksen kerroin. Jäähdytteen lämpötilakerroin on selkeästi itseisarvoltaan suurempi jakson lopussa. Taulukosta huomataan myös, että polttoaineen lämpötilan reaktiivisuuskertoimen on hyvin pieni ja siten epäkonservatiivinen tämän analyysin tulosten kannalta. Vanhassa laitosmalliversiossa, ennen materiaaliominaisuuksien päivitystä, se oli suuruusluokaltaan $-2,5$ pcm/°C.

Polttoaineen lämpötilan reaktiivisuuskertoimen poikkeuksellista arvoa selvitetessä huomattiin, että materiaaliominaisuuksien vaihdon yhteydessä neutroniikan laskenta kadotti yhteyden polttoaineen keskilämpötilan laskentaan. Koska oletusarvoista UO₂-materiaalia ei enää löytynyt sydäimestä, neutroniikan käyttämäksi polttoaineen keskilämpötilaksi tuli 0 °C. Saatu polttoaineen reaktiivisuuskertoimen vastaa siis tilannetta, jossa polttoaineen lämpötilan

muutosta lasketaan nolasta. Simuloituja tuloksia verrattiin vanhalla malliversiolla saatuihin tuloksiin ja huomattiin, etteivät ne suuresti poikkea toisistaan reaktiivisuusvaikutuksen, tehon nousun tai maksimientalpioiden osalta. MOD6-takaisinkytkentämalli pystyy jäljittelemään nopean takaisinkytkennän vaikutuksen äkillisen tehopiikin sattuessa myös puutteellisilla lämpötiloilla. Koska hyväksymiskriteereihin jää suuret marginaalit, todettiin, että hieinan epärealistisellakin neutroniikan laskennalla saadaan hyvin tutkittua onnettomuuteen liittyviä ilmiöitä. Mallin validoinnin kannalta huomio oli merkittävä, ja toimenpiteet ongelman korjaamiseksi aloitettiin välittömästi asian tultua ilmi.

5.3.4 Transientin toteutus

Kun haluttu alkutila on saatu stabiloitua, toteutetaan reaktiivisuus transientti SCL-koodilla. Transientin aikana dataa kerätään Aproksen IOSET-moduulien avulla. Datan kirjoitus avataan ajanhetkellä 0,0 s. Mallia simuloidaan ensin 2 sekuntia tasapainotilassa. Tämän jälkeen nostetaan säätösauva ylös vaihtamalla sen ajoautomaation molemmat DEVICE_CONTROL_CONT-moduulit manuaaliohjaukselle ja asettamalla niihin arvo, joka vastaa sauvan täysin ulosvedettyä asemaa. Näin jäljitellään tilannetta, jossa sauva sinkoutuu ulos reaktorista yhden aika-askeleen aikana eli tässä tapauksessa 0,01 sekunnissa. Tämä on konservatiivinen oletus; oikeasti ulossinkoutumisnopeus riippuisi onnettomuuden aiheuttavasta mekaanisesta viasta sekä jäähdytteen paineesta.

Transienttien simuloinneissa huomattiin, että pikasulkusignaalin aktivoituminen vaati aluksi erittäin suuren tehonmuutoksen, ennen kuin tehonmuutosnopeus ylitti suojausjärjestelmän kynnysarvon. Neutronivuomittausta mallintavan moduulin aikavakiota korjattiin automaatiidokumentaatios mukaisesti pienemmäksi, jolloin nopea tehonmuutos välittyi paremmin automaatiolle ja pikasulku aktivoitui kaikissa muissa transienttisimuloinneissa paitsi BOC100- ja BOC40-tapauksissa. Koska sydämen ulkoisten neutronivuomittausten ja näiden tuottaman pikasulkusignaalin mallinnukseen liittyy muutenkin suurta epävarmuutta, päädyttiin käynnistämään pikasulku manuaalisesti aktivoimalla signaali aina samalla ajanhetkellä kun sauva poistetaan reaktorista. Sauvat alkavat laskeutua vasta asetetun 0,7 sekunnin viiveen jälkeen. Kaikki muu säätösauvojen automaatio poistetaan simuloinnista. Kaikki sauvat, lukuun ottamatta uloslentänyttä ja sen viereistä jumiin jäänyttä pikasulkusauvaa, laskeutuvat tasaisella nopeudella sydämen aktiivisen osan alareunaan saakka.

Simulointia jatketaan 18 sekuntia, jonka jälkeen suljetaan datan kirjoitus. Dataa kerätään aluksi 3D-sydäimestä, jotta voidaan määrittellä vaikutus kokonaisreaktiivisuuteen ja havaita tehokkain polttoainenippu kuumakanava-analyysia varten. Polttoaineen hyväksymiskriteerien tarkempaa tarkastelua varten kytketään kolme erillistä kuumaa sauvaa transientin aikana suurimman tehon saavuttavaan nippuun ja skaalataan niiden tehokkaimmat noodit maksimitehorajalle. Suuremmilla tehotasoilla sauvan teho maksimoidaan suurimmalle sallitulle lineaaritehon rajalle 450 W/cm, joka on 2,86-kertainen polttoaineen keskimääräiseen lineaaritehoon verrattuna. Alemmilla tehotasoilla ollaan jo niin kaukana maksimiarvosta 2,86, että sauvat skaalataan hieman matalammille, Arevan määrittelemille tehorajoille FQ_{alkutila} . Skaalattun sauvan kuumimmasta noodista saadaan transientin aikainen tehomaksimi FQ_{max} .

Myös kuumien sauvojen palamat määritellään sallittujen maksimitehojen mukaan: 37 MWd/kgU on suurin palama, jolle sallitaan maksimitehoarvo 2,86. Lisäksi käytetään palamaa 10 MWd/kgU kuvaamaan jakson keskikohtaa, jossa gadolinium on palanut pois sekä täysin tuoretta 0 MWd/kgU palamaa. Täysin tuoretta polttoainetta ei oikeasti olisi reaktorissa jakson lopussa, mutta näin sauvojen väliset erot saadaan selkeämmin esille. Kaikki sauvat kytketään samaan nippuun, joten niillä on sama teho ja samat reunaehdot. Eri palama vaikuttaa ainoastaan sauvan materiaalien lämmönsiirto-ominaisuuksiin. Sauvoissa on 40 aksiaalinoodia eli kaksi kertaa tiheämpi nooditus kuin polttoainenipuissa, jotta materiaalin kuumeneminen ja lämmönsiirto jäädytteeseen saadaan mallinnettua tarkemmin.

Sauvojen skaalauksen jälkeen mallia simuloidaan alkutilassa kunnes kuumien sauvojen lämpötilat ovat tasaantuneet. Sen jälkeen transientti simuloidaan uudestaan ja dataa kerätään kuumista sauvoista, jotta saadaan mahdollisimman tarkasti määriteltyä marginaali hyväksymiskriteereihin. Saatua dataa käsitellään Matlabilla, jonka avulla haetaan maksimiarvot ja havainnollistetaan tärkeimpien suureiden muutos transientin aikana.

Transientin ajallinen kulku kuvataan taulukossa 5.2, ja simuloinnissa käytetty SCL-tiedosto on liitteessä I.

Taulukko 5.2. Simuloidun transientin kulku.

Ajanhetki	Tapahtuma
0,0 s	Aloitetaan simulointi ja avataan datan kirjoitus
2,0 s	Poistetaan säätösauva nipusta R7
2,1 s	Transientin tehuippu
2,7 s	Reaktorin pikasulku käynnistyy ja säätösauvat alkavat laskeutua
4,9 s	Turbiinipikasulku
7,7 s	Kaikki säätösauvat alhaalla
20,0 s	Lopetetaan simulointi ja suljetaan datan kirjoitus

Transientin aikainen tehuippu saadaan lähes välittömästi sauvan sinkouduttua ulos. Hyväksymiskriteereiden kannalta tilanne lähestyy stationääristä tilaa 20 sekunnin kohdalla, jolloin simulointi lopetetaan. Simulointien tulokset ja tärkeimpien suureiden ajallinen kehitys esitetään seuraavassa luvussa.

5.4 Tulokset

Simuloitujen transienttien tärkeimmät tulosarvot on listattu taulukkoon 5.3.

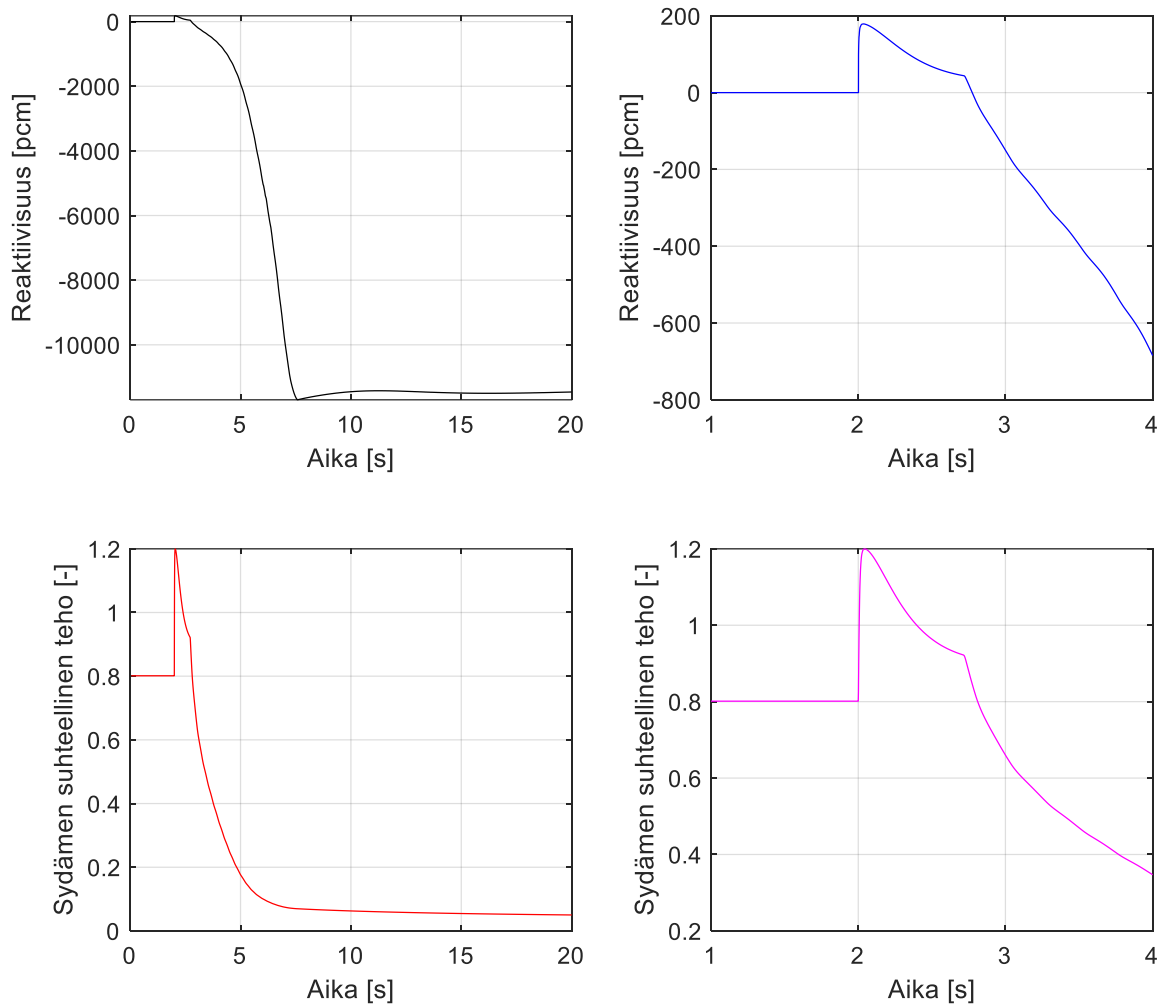
Taulukko 5.3. Transienttisimulointien aikana kerätystä datasta kootut tulokset.

Tehotaso [%]		100	80	60	40
BOC	$\Delta\rho$ [pcm]	75	120	129	131
	$\Delta P_{\text{suht, sydän}}$ [-]	0,135	0,191	0,162	0,118
	Kuumiin nippu	M9	M9	M9	M9
	FQ_{alkutila} [-]	2,86	2,86	2,5	2,3
	FQ_{max} [-]	3,33	3,74	3,38	3,21
	$T_{\text{max, keskilinja}}$ [°C]	2015	2055	1818	1713
	$T_{\text{max, suojaquori}}$ [°C]	374	376	373	373
	h_{max} [J/g]	346	356	314	297
	Δh_{max} [J/g]	8,4	15,5	16,3	17,6
	DNBR_{min} [-]	1,84	1,65	1,07	1,52
EOC	$\Delta\rho$ [pcm]	112	179	169	163
	$\Delta P_{\text{suht, sydän}}$ [-]	0,259	0,399	0,274	0,178
	Kuumiin nippu	R6	R6	R9	N8
	FQ_{alkutila} [-]	2,86	2,86	2,48	1,98
	FQ_{max} [-]	5,63	9,00	5,89	3,91
	$T_{\text{max, keskilinja}}$ [°C]	2049	2257	1879	1514
	$T_{\text{max, suojaquori}}$ [°C]	441	544	461	371
	h_{max} [J/g]	358	430	342	270
	Δh_{max} [J/g]	23,8	95,0	47,7	25,5
	DNBR_{min} [-]	0,84	0,014	0,31	1,62

Kun vertaillaan reaktiivisuusmuutoksia ja niiden aiheuttamia sydämen suhteellisen tehon muutoksia eri laskentatapausten välillä, huomataan, että jakson lopussa tapahtuvalla transientilla on suurempi vaikutus kuin jakson alussa. Jakson lopussa viivästyneiden neutroneiden määrä on pienempi, mikä johtaa jyrkempiin tehon nousuihin. Rajoittavin tilanne on 80 prosentin tehotaso käyttöjakson (EOC80) lopussa. Areva on saanut analyysissään huomattavasti suurempia reaktiivisuusvaikutuksia uloslentävälle sauvalle, mikä johtuu oletettavasti konservatiivisuuksista neutroniikan laskennassa. Rajoittavimman FSAR-sydämen tapauksessa jakson lopussa on saatu jopa dollaria suurempia arvoja.

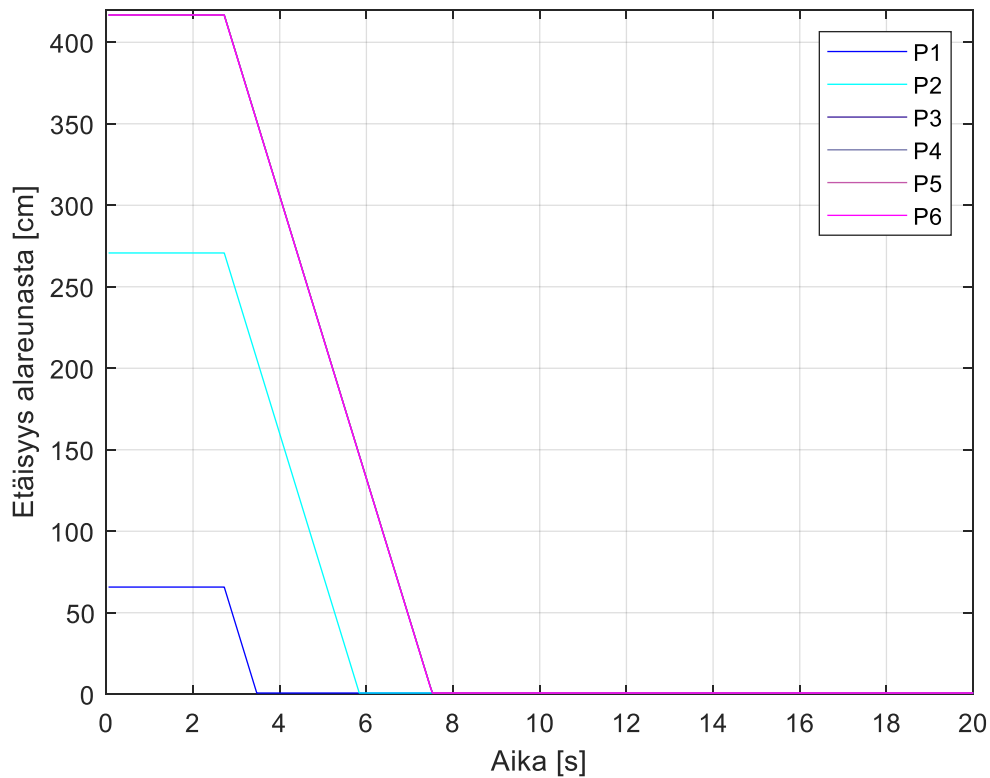
Keskilinjän maksimilämpötilat ja polttoaineen maksimientalpiat ovat samaa suuruusluokkaa kuin Aproksella lasketut, vaikka alkutilat eivät ole suoraan verrattavissa. Rajoittavimpia tapauksia myös Arevan analyysissä ovat jakson lopun 80 ja 70 prosentin tehotasot. Suojakuoren maksimilämpötilat ovat Arevan tuloksissa huomattavasti korkeampia, suuruusluokkaa 900 °C. Myös tähän vaikuttaa konservatiivisten oletuksien käyttö. Areva maksimoi analyysissään suojakuoren lämpötilan muokkaamalla pelletin radiaalisen tehojakauman reunoille piikittyneeksi ja asettamalla kaasuraon lämmönjohtavuuden suurimpaan mahdolliseen arvoon.

Piirretään rajoittavimman EOC80-tapauksen tärkeimpien suureiden muutos ajan funktiona. Ensin tarkastellaan kuvassa 5.1, miten reaktiivisuus ja sitä vastaava suhteellinen teho muuttuvat transientin aikana.



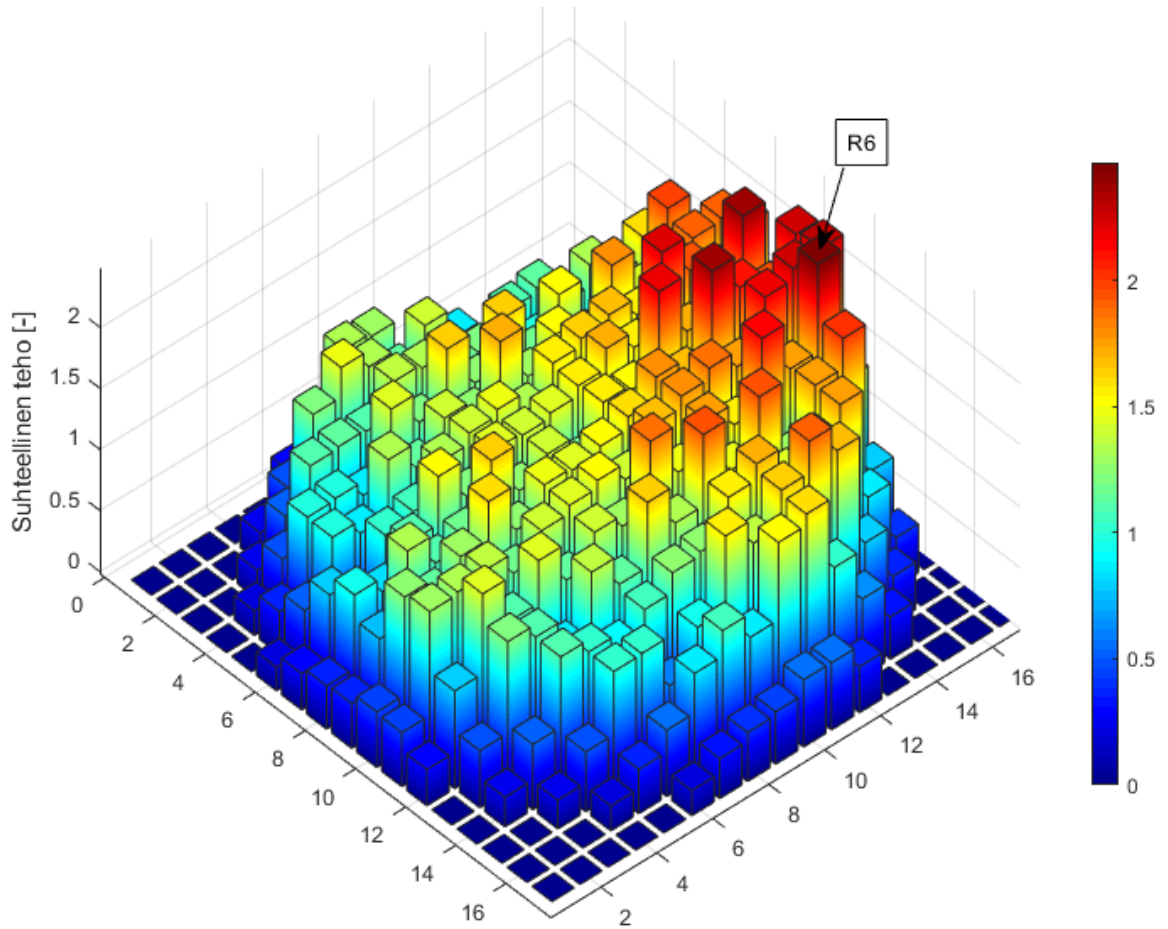
Kuva 5.1. Uloslentävän säätösauvan aiheuttama reaktiivisuuslisäys, ja sitä seuraava tehopulssi piirrettynä koko simuloidun transientin ajalta (vasemmalla) sekä muutaman ensimmäisen sekunnin ajalta (oikealla). Säätösauva sinkoutuu ulos 2,0 sekunnin kohdalla ja pikasulku käynnistyy 2,7 sekunnin kohdalla.

Kuvasta 5.1. nähdään, että reaktorin teho nousee välittömästi kasvavan reaktiivisuuden myötä, mutta kääntyy hyvin nopeasti laskuun polttoaineen lämpötilan takaisinkytkennän vaikutuksesta. Vasta 2,7 sekunnin kohdalla käynnistyy pikasulku ja säätösauvat alkavat putoa. 7,7 sekunnin kohdalla ne ovat kokonaan alhaalla. Sauvojen suuri negatiivinen reaktiivisuusvaikutus erottuu kokonaisreaktiivisuudessa (kuva 5.1 vasen yläreuna) noin 11 prosentin eli 11000 pcm:n suuruisena. Sauvojen etäisyys sydämen aktiivisen osan alareunasta EOC80-alkutilassa ja niiden putoaminen pikasulussa on piirretty kuvaan 5.2.



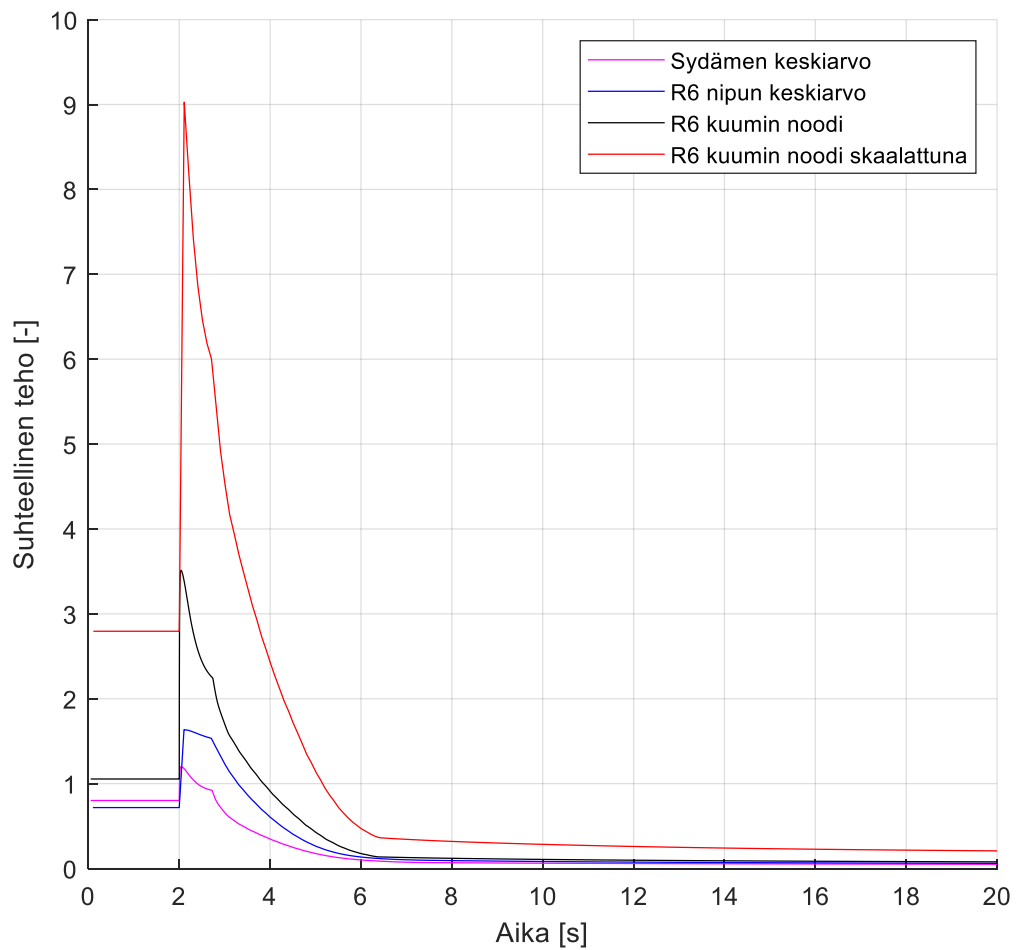
Kuva 5.2. Säätosauvojen etäisyys sydämen aktiivisen osan alareunasta transientin alussa ja niiden putoaminen pikasulun käynnistyttyä. Sauvat alkavat pudota 0,7 sekunnin viiveen jälkeen ja niiden putoaminen kestää noin 5 sekuntia. Ryhmät P3, P4 ja P5 liikkuvat pikasulkuryhmä P6:n kanssa samanaikaisesti, sillä ne kaikki ovat täysin ulosvedettyinä ennen transienttia.

Yksittäisten nippujen ja noodien tehot muuttuvat yhtenevällä tavalla piirretyn sydämen keskiarvoisen tehon kanssa, mutta suhteellisen tehon muutoksen suuruus vaihtelee ollen suurimmillaan siinä nipussa, josta sauva lentää ulos. Maksimitehohuippu taas saadaan jostain valmiiksi tehokkaasta nipusta, joka on lähellä uloslentävää säätosauvaa. Kyseinen nippu etsitään hakemalla suurin arvo kaikkien nippujen transientin aikaisista suhteellisista tehoista. Jakson alussa kuumin nippu on aina M9. Jakson lopussa kuumin nippu on suuremmilla tehotasoilla R6 ja vaihtuu 60 prosentin tehotasolla R9:ksi. EOC40-tapauksessa kuumin nippu transientin aikana on N8. Kuumimpien nippujen huipputehot ovat keskenään hyvin lähellä toisiaan. EOC80-tapauksessa suurin teho löytyy nipusta R6 ajanhetkellä 2,1 s, eli heti säätosauvan lennettyä ulos viereisestä R7-nipusta. Hetkellistä epäsymmetristä tehojakaumaa havainnollistetaan piirtämällä nippujen suhteelliset tehot kuvaan 5.3.



Kuva 5.3. Kaikkien reaktorin polttoainenippujen suhteellinen teho hetkellä 2,1 sekuntia, eli 0,1 sekuntia sen jälkeen, kun säätösauva nipusta R7 on lentänyt ulos. Suurin tehohuippu löytyy viereisestä R6-nipusta.

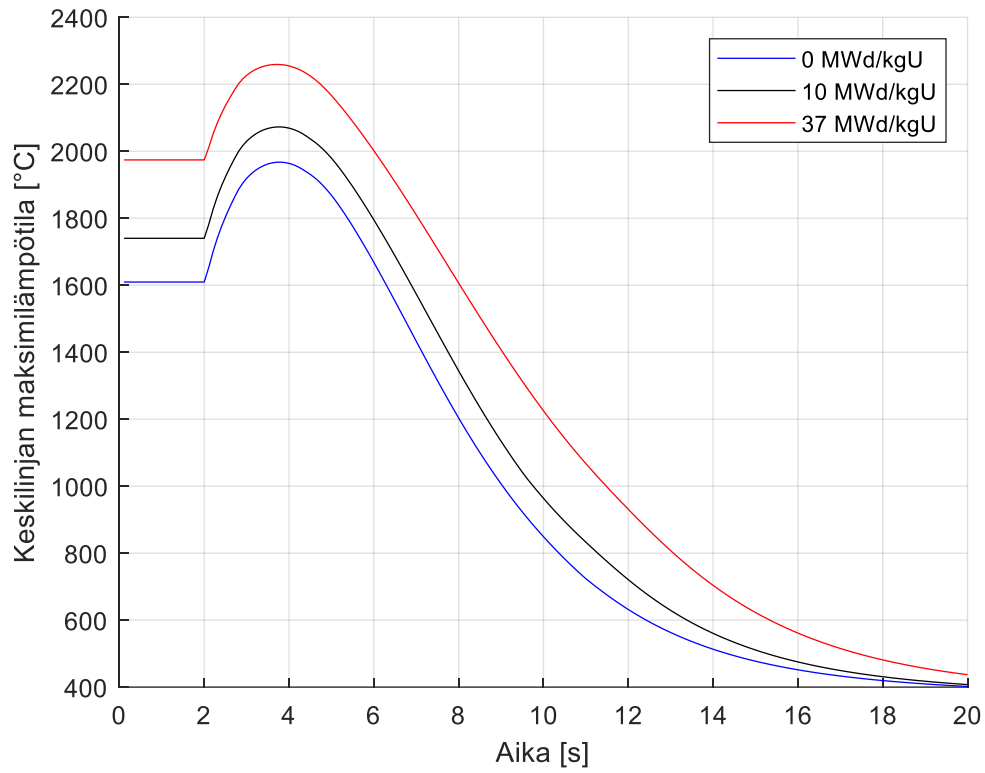
Kuumat sauvat kiinnitetään R6-nippuun niin, että niihin välittyy nipun tehojakauma ja transientin aikaiset tehon muutokset. Välitettyyn tehoon lisätään kerroin, jonka avulla sauva skaalataan alkutilassa suurimmalle sallitulle tehorajalle. Skaalauksen vaikutus näkyy kuvassa 5.4, johon on piirretty skaalatun noodin suhteellisen tehon lisäksi kyseisen noodin suhteellinen teho ilman skaalausta sekä koko sydämen ja R6-nipun keskiarvoiset suhteelliset tehot transientin aikana.



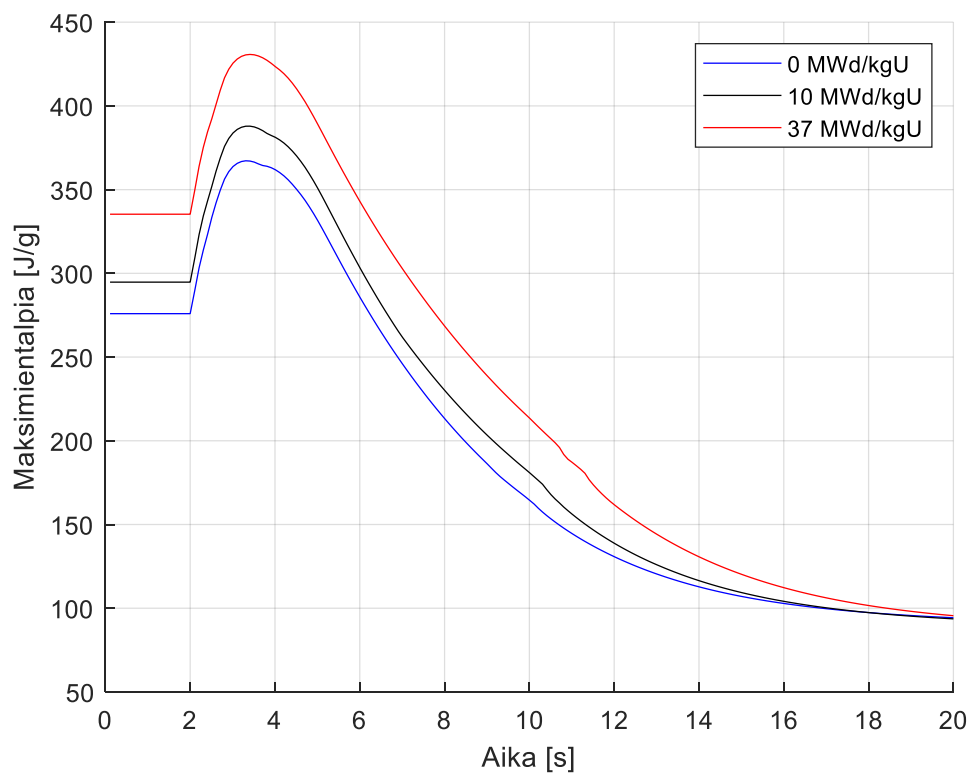
Kuva 5.4. Suhteellisen tehon muutos transientin aikana eri laskentatasoilla tarkasteltuna. Kuumimman noodin teho skaalattuna vastaa alkutilassa suurinta sallittua lineaaritehoa.

Ero skaalatun ja alkuperäisen tehon välillä on jakson lopun alkutiloissa paljon suurempi kuin jakson alun tapauksissa, sillä R6 on aivan R7-nipun vieressä ja R7:ssä on säätösauva sisään työnnettynä vielä ennen ajanhetkeä 2,0 s. Tämä tarkoittaa sitä, että R6-nipun suhteellinen teho ennen transienttia on melko matala, joten skaalauskerroimen tulee olla suuri, jotta saavutetaan haluttu 2,86 suhteellinen maksimiteho. Jakson alussa kuumin nippu M9 on kauempana R7:sta ja myös alussa suhteelliselta teholtaan korkeampi.

Piirretään EOC80-tapauksen tuloksina saadut polttoaineen keskiliinjan maksimilämpötila ja maksiantalpia ajan funktiona kuviin 5.5 ja 5.6.



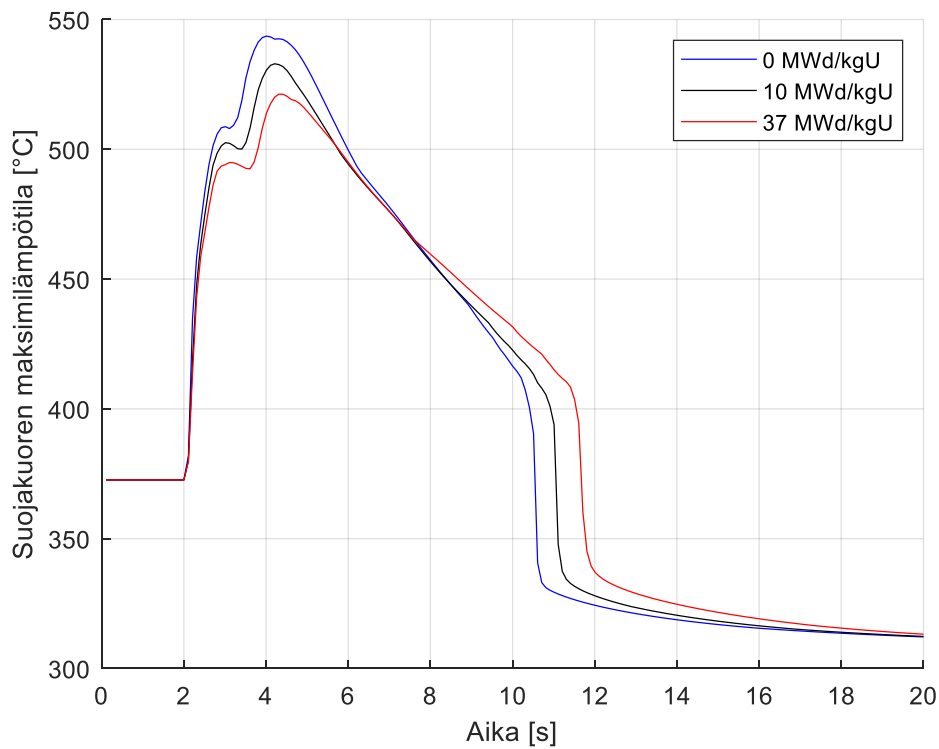
Kuva 5.5. Polttoaineen keskilinjan maksimilämpötilan kehitys transientin aikana.



Kuva 5.6. Polttoaineen maksimientalpian kehitys transientin aikana.

Kuvista 5.5 ja 5.6 huomataan, että suurimmalla palamalla saadaan suurin maksimilämpötila sekä maksimientalpia, koska polttoaineen lämpötila on suurimman palaman sauvassa kaikkein korkein jo alkutilassa. Palaneimman polttoaineen UO_2 :n lämmönjohtavuus on huonoin, mikä selittää suurimman keskilinan lämpötilan. Lämpötilan nousu transientin aikana on kaikissa sauvoissa lähestulkoon sama ja kaikki jäähtyvät transientin päätyttyä lähes samaan lämpötilaan. Polttoaineen maksimientalpia vastaa pitkälti keskilinan lämpötilaa. Tarkasteltava maksimientalpia-arvo on kuitenkin säteittäisen entalpian keskimääräinen arvo, eli uraanidioksidin radiaalioodien keskiarvo.

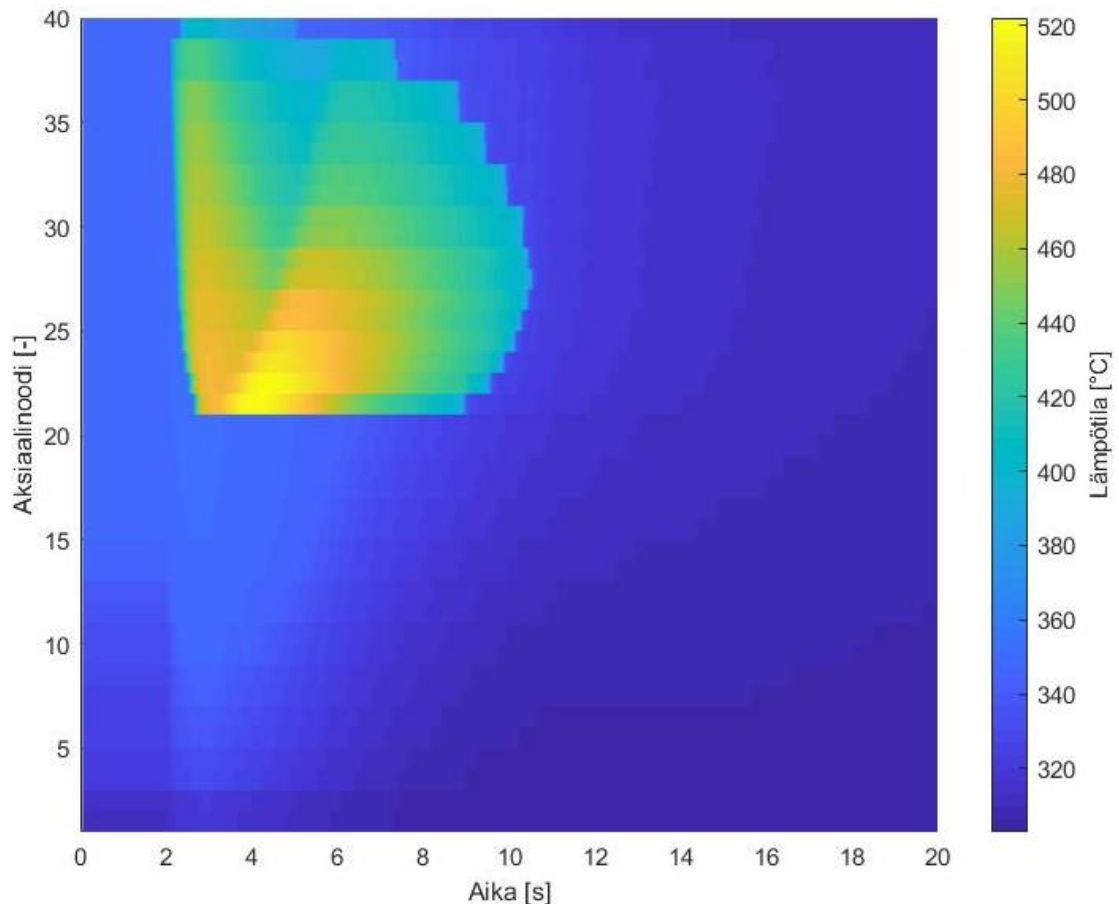
Suojakuoren maksimilämpötilan eri polttoainesauvoissa tarkastellaan kuvassa 5.7.



Kuva 5.7. Suojakuoren maksimilämpötilan kehitys transientin aikana.

Toisin kuin muissa hyväksymiskriteereissä, suojakuoren lämpötilan suhteen rajoittavin palama on tuore 0 MWd/kgU. Tuoreessa polttoainesauvassa lämpö johtuu nopeammin pelletin reunalle ja suojakuoreen saakka, mikä nostaa maksimilämpötilan suuremmaksi kuin enemmän palaneissa sauvoissa.

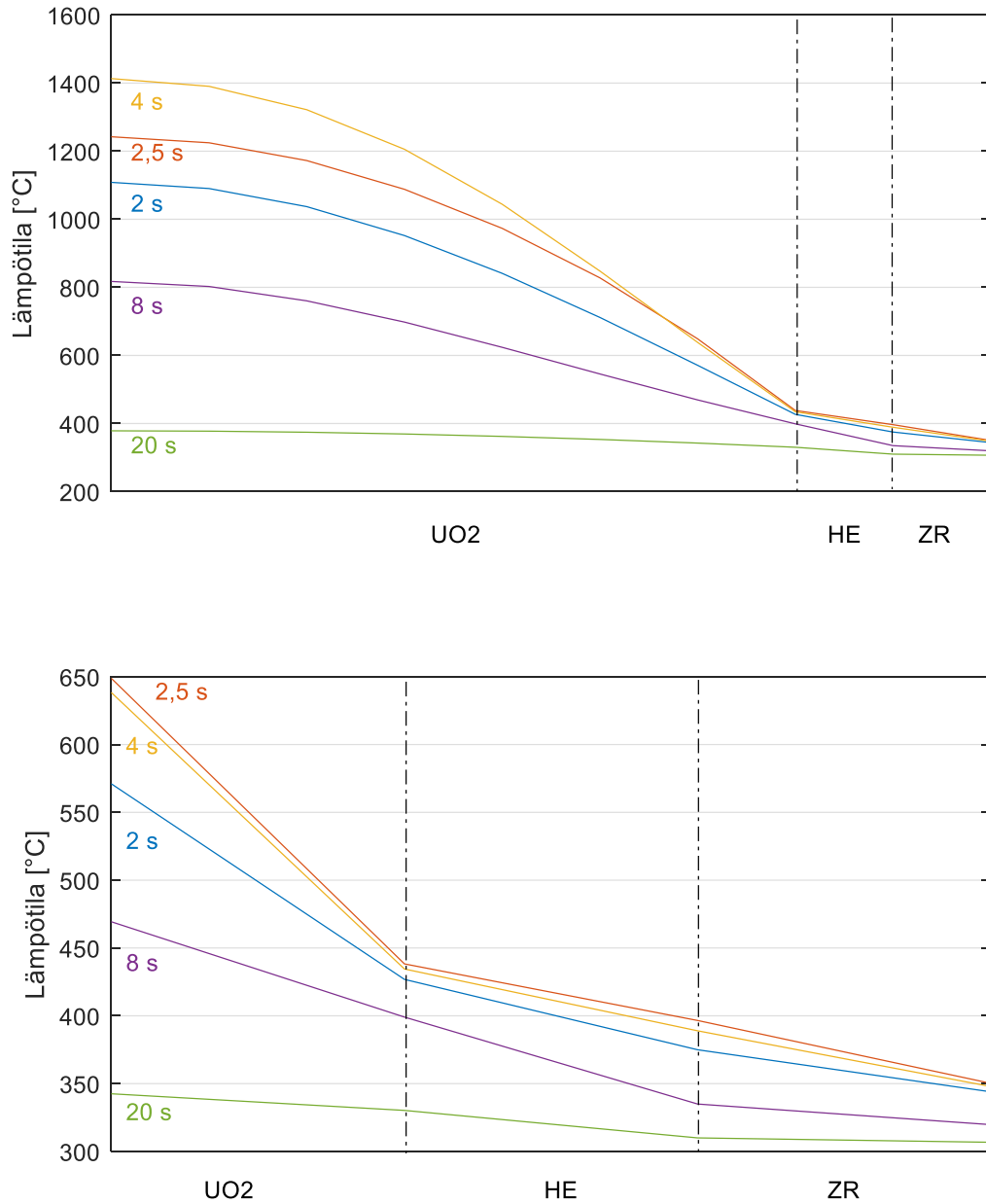
Taulukosta 5.3 nähdään, että DNBR käy alhaisimmillaan arvossa 0,014, eli selkeästi alle 1, mikä tarkoittaa sitä, että sauva joutuu lämmönsiirtokriisiin. Tämä näkyy polttoaineen suoja-kuoren nopeana kuumenemisena. Kun sauva on joutunut kalvokiehunsaan, suoja-kuoren lämpötilakehityksen määrittää sen uudelleenkastuminen. Tuoreimman polttoainesauvan kastumisrintama nähdään kuvassa 5.8, kun suoja-kuoren lämpötila romahtaa eri aksiaalinoodeissa.



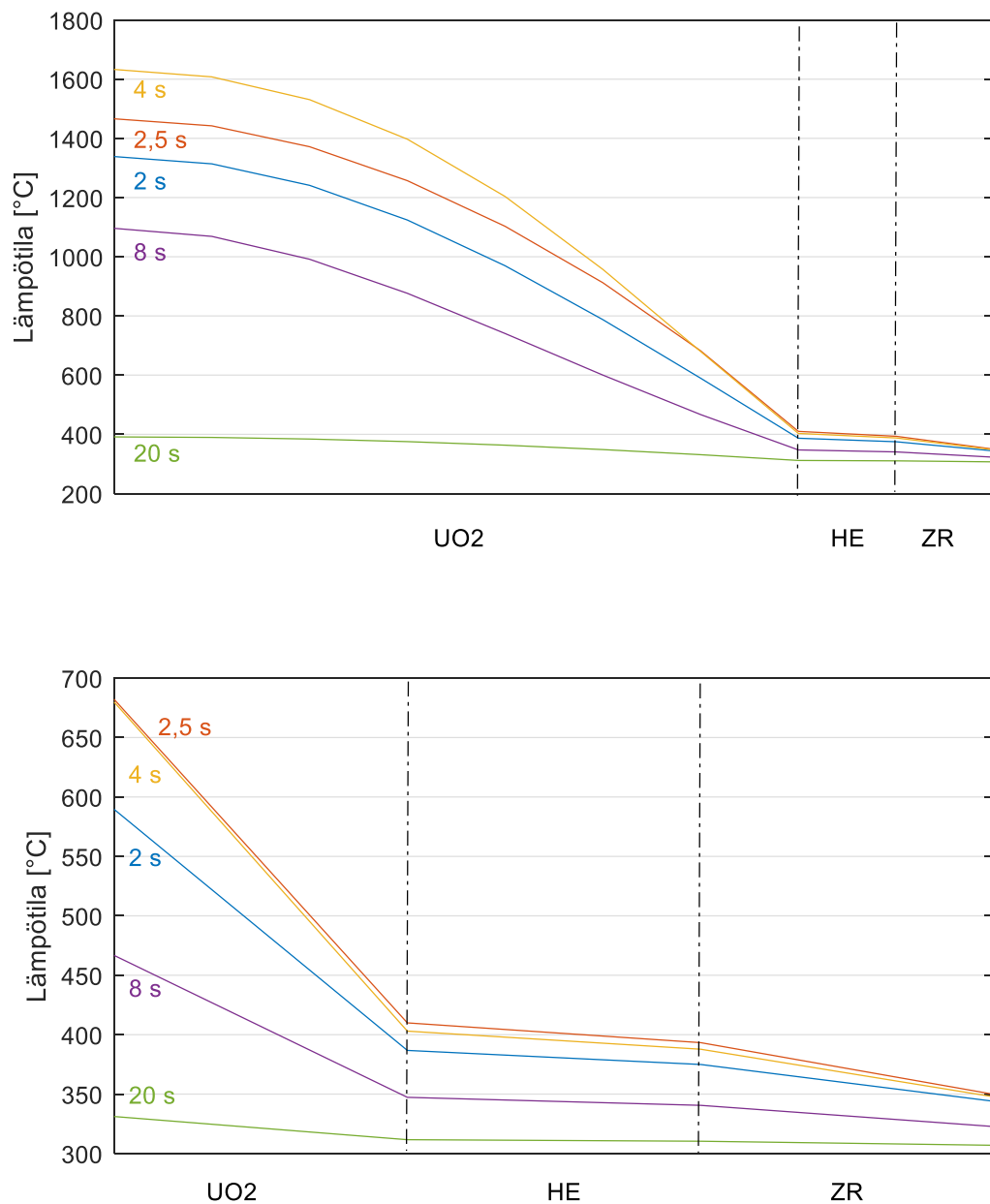
Kuva 5.8. Kalvokiehunnan vaikutus tuoreimman polttoaineen suoja-kuoren lämpötilaan. Välittömästi säätösauvan sinkouduttua ulos polttoainesauvan yläpuolisko joutuu kalvokiehunsaan ja suoja-kuori kuumenee. Laskevan tehon myötä sauva uudelleenkastuu, ja suoja-kuoren lämpötila putoaa lähes sata astetta.

Kuvassa 5.8 nähdään, että sauvan kuivumisen jälkeisessä lämmönsiirrossa tapahtuu noin 3 sekunnin kohdalla muutos, joka vaikuttaa selkeästi lämpötilaan. Tämä johtuu oletettavasti siitä, että Aproksen kuivakiehunnan aikaisen lämmönsiirron laskentamuoto vaihtuu toiseen. Suoja-kuoren lämpötilat jäävät kuitenkin hyvin kauas hyväksymiskriteereistä, joten ilmiön tarkempi tutkiminen ei ole oleellista tämän analyysin kannalta. Kuivumisen jälkeisen lämmönsiirron mallintamiseen liittyy kuitenkin selkeästi epävarmuuksia, joita tulee tarkastella muissa analyyseissa.

Tarkastellaan vielä palaman vaikutusta polttoainesauvan lämmönsiirtoon piirtämällä eri ajanhetkien lämpötilaprofiili tuoreelle polttoaineelle kuvaan 5.9 ja palaneimmalle polttoaineelle kuvaan 5.10.



Kuva 5.9. Yläpuolella tuoreen sauvan lämpötilaprofiili koko polttoainesauvan säteen suhteen piirrettynä (10 radiaalinoodia) ja alapuolella sama profiili suurennettuna kolmeen reunimmaiseen noodiin, jotka kuvaavat pelletin reunaa, kaasurakoa ja suojakuorta.



Kuva 5.10. Yläpuolella palaneimman sauvan lämpötilaprofiili koko polttoainesauvan säteen suhteen piirrettynä (10 radiaalinoodia) ja alapuolella sama profiili suurennettuna kolmeen reunimmaiseen noodiin, jotka kuvaavat pelletin reunaa, kaasurakoa ja suojakuorta.

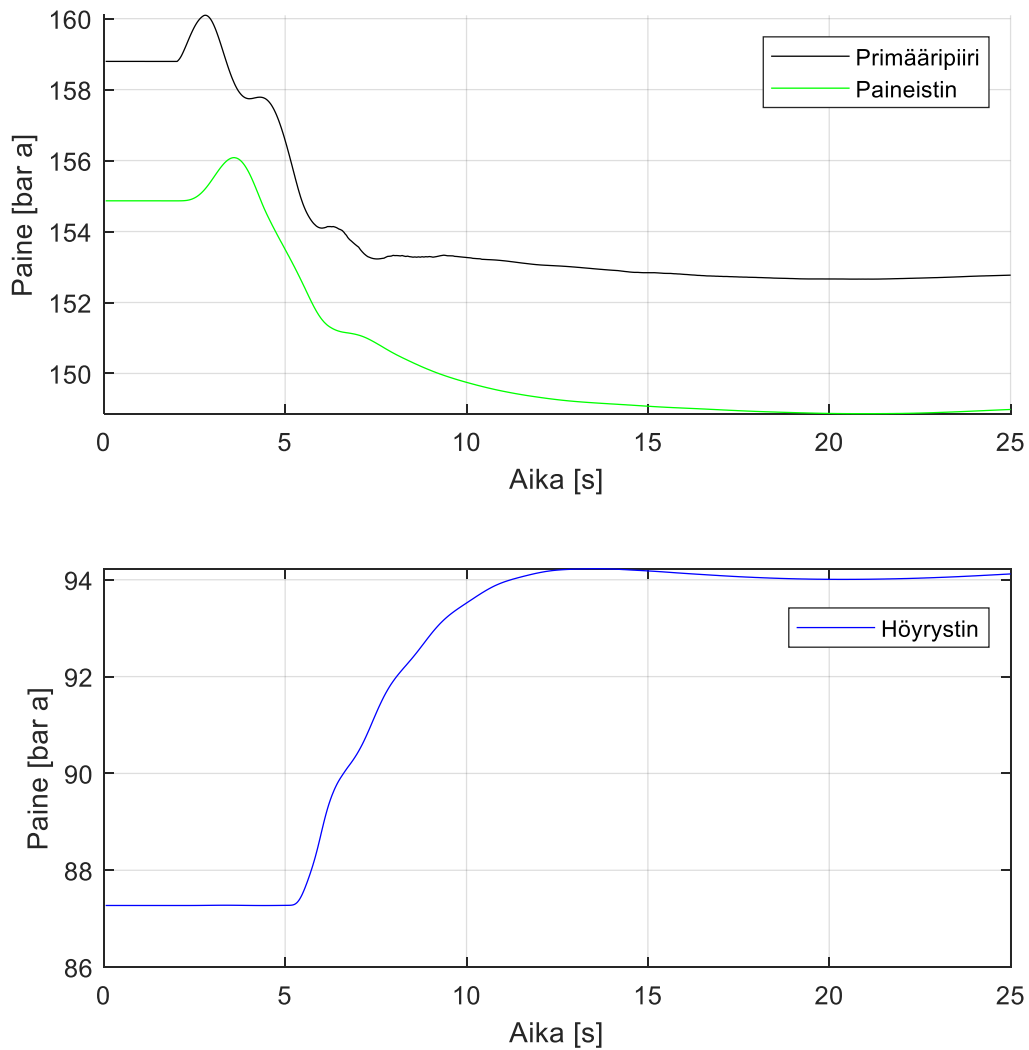
Suuremmalla palamalla kaasurako sulkeutuu, jolloin sen lämpöresistanssi pienenee merkittävästi ja lämpötila polttoainepelletin reunalla on lähestulkoon sama kuin suojakuoren sisäreunassa. Toisaalta polttoaineen lämmönjohtavuus huononee palaman myötä, jolloin pelletin ulkoreunan lämpötila ei ehdi nopeassa transientissa kasvaa tarpeeksi nopeasti, että kaasuraon sulkeutumisen vaikutus näkyisi suojakuoren lämpötilassa. Tämä aiheuttaa sen,

että tuoreen polttoaineen kuumetessa havaitaan suurempi suojakuoren lämpötila, vaikka kaasurako aiheuttaa jopa 70 asteen lämpötilaeron pelletin reunan ja suojakuoren väliin.

Tarkempaan mallinnusta varten pitäisi ottaa huomioon materiaaliominaisuuksien vaihtelu sauvan radiaalisessa sekä aksiaalisessa suunnassa. Materiaalimuutokset johtavat siihen, että jakson lopussa kaasurako on ylä- ja alareunassa suurempi kuin sauvan keskellä ja pelletin teho- ja lämpötilajakauma on radiaalisesti reunoille painottunut. Tämän lisäksi pitäisi ottaa huomioon myös polttoainepelletin rakennemuutokset transientin aikana. Tällä tarkkuudella polttoainesauvan käyttäytymistä reaktiivisuustransientin aikana on tutkittu muun muassa FINIX-polttoainekoodilla (Syrjälähti et al. 2018).

Tässä analyysissä ollaan kuitenkin niin kaukana hyväksymiskriteereistä, että Apros-mallinnuksen tarkkuus on riittävä ja voidaan todeta, että polttoaineen eheys säilyy. Kolmen kuumen sauvan tuloksista nähdään, että materiaaliominaisuuksilla on huomattava vaikutus ja niihin liittyy huomattavia epävarmuuksia. Tämän takia tarkastellaan epävarmuusanalyysin kautta, miten paljon hyväksymiskriteerien kannalta oleelliset suureet vaihtelevat, kun lämmönsiirto-ominaisuuksia varioidaan.

Tarkastetaan vielä suurin havaittu primääripiirin paine, paineistimen paine sekä höyrynpaine ja piirretään ne kuvaan 5.11. Suurimmat paineet havaitaan EOC60-tapauksen yhteydessä.



Kuva 5.11. Suurimmat havaitut paineet primääripiirissä ja höyrystimissä.

Primääripiirin paine on suurimmillaan kolmannen haaran pääkiertopumpun jälkeen. Primääripiirin painetta pidetään samana tehotasosta riippumatta, ja se on myös simuloituissa alkutiloissa aina hyvin lähellä 155 barin arvoa. Paineen nousu transientin aikana on suoraan verrannollinen reaktorin tehonnousun suuruuteen. Suurin simuloinneissa havaittu primääripiirin paine on 160 baria. Höyrynpaine alkutilassa on suurempi pienemmillä tehotasoilla. Transientin aikana se alkaa nousta vasta noin 5 sekunnin kohdalla turbiinipikasulun käynnistyttyä. Turbiinin ohitushöyryjärjestelmän ei oleteta olevan DBC4-luokitellun transientin aikana käytössä, joten höyrynpaine pysyy hallinnassa turvallisuusluokitellulla pähöyrylinjojen ulospuhallusjärjestelmällä. Simulointiajan puitteissa suurin havaittu höyrynpaine on 94 baria.

Simuloinneista nähdään, että reaktori saadaan transientin jälkeen hallittuun tilaan reaktori- ja turbiinipikasulkujen toteuduttua. Reaktiivisuus on hallinnassa, sillä reaktori pysyy pikasulun jälkeen alikriittisenä, vaikka kaksi säätösauvaa on ulkona. Jälkilämpö poistetaan höyrystimien kautta syöttövesi- ja ulospuhallusjärjestelmällä. Tulosten perusteella polttoaine ei vaurioidu ja primääripiirin eheys säilyy. Mikään oleellinen järjestelmä ei ole rikkoutunut, joten voidaan todeta, että laitos saadaan myös turvalliseen sammutustilaan.

Turvallisen sammutustilan saavuttaminen edellyttäisi operaattorin toimia. Jotta jälkilämmönpoistojärjestelmä saadaan käyttöön, primääripiiri on jäähdytettävä alle 180 °C lämpötilaan ja alle 30 barin paineeseen. Käytännössä primääripiiriä jäähdytettäisiin päänhöyrylinjojen ulospuhallusjärjestelmän kautta ja painetta laskettaisiin paineistimen ruiskutuksen, apuruiskutuksen tai paineistimen varoventtiilin avulla. Primäärivesi boorattaisiin lämpötilan laskua vastaavasti joko kemikaalien ja tilavuuden säätöjärjestelmällä tai tarvittaessa hätäboorausjärjestelmällä. (Sire 2017.)

5.5 Epävarmuusanalyysi ja herkkyytstarkastelu

Analyysissa Aproks-malli on prosessisuureiden ja neutroniikan kannalta parhaan arvion mukaisessa tilassa transientin alkaessa. Konservatiivisuutta lisättiin maksimoimalla sauvan vaikutus rajoittavimman konfiguraation valinnalla sekä sisääntyöntörajoilla, jotka ovat huomattavasti sauvojen referenssiasentoja rajoittavimmat. Konfiguraation tai sisääntyöntösyvyyden vaihtelu malliin vaatii pitkää stabiloitumisaikaa. Herkkyytstarkastelua suoritettiin alkutilojen hakemisen yhteydessä kokeilemalla eri sekvenssejä sekä ryhmien sisääntyöntösyvyyksiä. Lopullisiin laskuihin valittiinkin rajoittavimmat tapaukset.

Reaktorifysikaalisten parametrien vaikutusta ei käytännössä pysty varioimaan Aproksessa, sillä neutroniikan laskentaan ei ole graafisen käyttöliittymän kautta juurikaan pääsyä. Neutroniikkaparametrien epävarmuutta on kartoitettu muissa tutkimuksissa, kuten esimerkiksi SAFIR2018-ohjelman USVA-projektissa.

Kuten kuumien sauvojen lämpötilajakaumista huomattiin, polttoainesauvan eri materiaalien lämmönjohtavuudet vaikuttavat suuresti lämpötilajakaumaan ja maksimilämpötiloihin. Näi-

hin liittyviä epävarmuuksia tarkastellaan analyysin tilastollisessa osassa, joka lasketaan SAFIR-tutkimusohjelman BEPUE-projektissa käytetyllä, Apro-laskentaan parhaiten osoittautuneella menetelmällä. Tässä GRS:n (Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit) epävarmuusanalyysimenetelmässä ajetaan useita simulointikierroksia, joiden aikana varioidaan epävarmuusparametreja poimimalla joka laskentakierrokselle todennäköisyysjakaumista uudet lähtöarvot. Epävarmuusanalyysille suoritetaan herkkyystarkastelu, jonka avulla tunnistetaan merkittävimmät tuloksiin vaikuttavat parametrit. Näiden parametrien mallinnusta parantamalla voidaan tarkentaa saatuja tuloksia.

Tarvittavien simulointikierrosten lukumäärä riippuu vaaditusta luottamus- ja todennäköisyystasosta. YVL-ohjeen B.3 vaatimuksen 602 mukaan parhaan arvion ja epävarmuusanalyysin menetelmällä saatu tulos on hyväksyttävä, jos 95 % varmuustasolla on 95 % todennäköisyys sille, että tarkasteltava suure ei ylitä konservatiivisen menetelmän hyväksymisrajaa. Wilksin yhtälön mukaisesti kaksipuoleisilla epävarmuusrajoilla 95 % todennäköisyssisältöön ja 95 % luottamustasoon päästään määrittelemällä vähintään 93 laskentatapausta (Luukka 2012, 2.) Tässä analyysissä simuloitavien laskentatapausten lukumääränä käytetään $n = 100$.

TVO:lla on kehitetty Aproksen epävarmuusanalyysien varten Matlab-koodi, jolla lasketaan analyysiin valittujen epävarmuusparametrien arvot kullekin parametrille määritellyn todennäköisyysjakauman kertymäfunktion käänteisfunktion avulla. Todennäköisyysjakaumista poimitaan näytepisteet latinalaisen hyperkuution menetelmällä, jossa parametrin vaihteluväli jaetaan tasavälein, ja kultakin väliltä poimitaan satunnaisesti yksi arvo. Matlabin *lhsdesign*-funktiolla saadaan luotua matriisi, jonka sarakkeet sisältävät jokainen n kappaletta kertymäfunktion arvoja. Nämä on poimittu satunnaisotannalla, yksi kultakin väliltä $(0, 1/n)$, $(1/n, 2/n)$, ..., $(1-1/n, 1)$ ja sekoitettu. *lhsdesign*-funktio muodostaa siis jokaisesta sarakkeesta satunnaispermutaation. Menetelmää käytetään, jotta otokseen saadaan tasaisemmin myös jakaumien alhaisen todennäköisyyden arvoja. (Leminen 2019.)

Matlab-koodilla kirjoitetaan SCL-tiedosto, jonka avulla Aproksen simulointikierrokset ajetaan. Matlab-koodi sisältää epävarmuusparametrien arvojen laskennan lisäksi laskentakierroksilla toistettavan simulointisekvenssin määrittelyn. Jokaisen kierroksen alussa ladataan

alkuperäinen, parhaan arvion mukainen alkutila, nimetään uusi tiedosto tulosdatan kirjoitusta varten, asetetaan uudet arvot epävarmuusparametreille ja tallennetaan näin muodostunut uusi tilapäinen alkutila. Parametrien vaihdosta voi syntyä pieni transientti, joten mallia simuloida hetki ennen tilapäisen alkutilan tallentamista, jotta tämä transientti ehtii tasoittua. (Ibid.) Laskentatapauksen simulointi aloitetaan lataamalla tämä tilapäinen alkutila, käynnistämällä datatiedoston kirjoitus ja simuloimalla säätösauvan uloslento.

Lämmönjohtavuus on Aproksessa määritelty jokaiselle materiaalille eli HSM-MATERIAL-moduulille polynomisovitteina lämpötilan funktiona. Sille on erikseen määritelty epävarmuuskerroin HSM_CONDUC_UNCERT, jonka oletusarvona on 1. Koska kuumat sauvat vastaavat eri palama-arvoja, niissä on kaikissa eri materiaalia kuvaamassa uraanidioksidia ja heliumia. Suojakuoren materiaali puolestaan on kaikissa samaa. Epävarmuusanalyysissä tutkitaan, miten ± 10 prosentin epävarmuus materiaalien lämmönjohtavuudessa vaikuttaa polttoaineen simulointituloksiin. Simulointikierröksillä varioidaan näiden seitsemän eri materiaalin lämmönjohtavuuden epävarmuuskerrointa tasajakaumalla vaihteluvälillä 0,9...1,1. Kolmea UO₂-materiaalia varioidaan samasta jakaumasta kuten myös kolmea HE-materiaalia. Koska kaasuraon lämmönläpäisyä kuvaavissa sovitteissa on otettu huomioon myös raon sulkeutuminen, polttoaineen dimensioita ei varioida.

Laskentatapauksien simuloinnin yhteydessä huomattiin, että raskaalla 3D-mallilla 100 simulointikierröksen ajaminen kestäisi kohtuuttoman kauan. Tämän vuoksi mallista päädyttiin erottamaan pelkästään kuumat sauvat sisältävät eristetyt alikanavat ja simuloimaan niitä syöttämällä IOSET-moduulin avulla reunaehtona transientin aikaiset tehojakaumat ja virtausarvot. Epävarmuusanalyysin ensimmäisen simulointikierröksen SCL-ajotiedosto on esitetty työn liitteessä II. Simulointikierröksen aikana kerätään dataa polttoainesauvan keskilinjan ja suorakuoren maksilämpötiloista sekä polttoaineen maksimientalpiasta. Taulukossa 5.4 esitetään näiden tulosten vaihteluvälit.

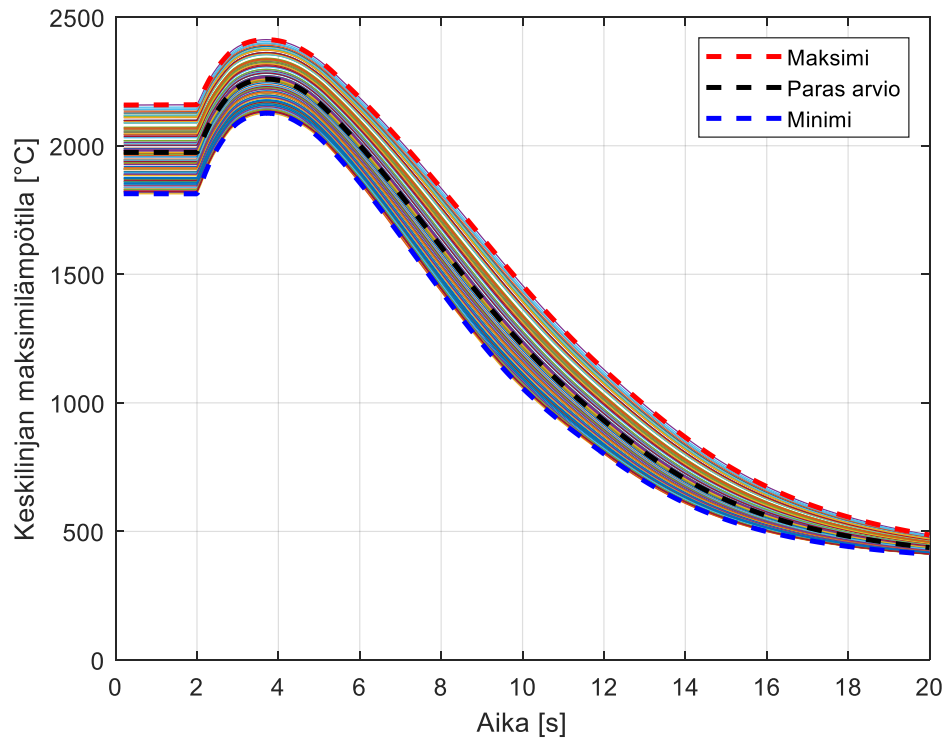
Taulukko 5.4. Epävarmuusanalyysin tuloksena saadut maksimiarvojen vaihteluvälit.

	Keskilinjän maksimilämpötila [°C]	Suojakuoren maksimilämpötila [°C]	Maksimientalpia [J/g]
0 MWd/kgU	1844...2113	541... 546	346...394
10 MWd/kgU	1943...2226	531...545	364...419
37 MWd/kgU	2127... 2413	518...533	403... 467

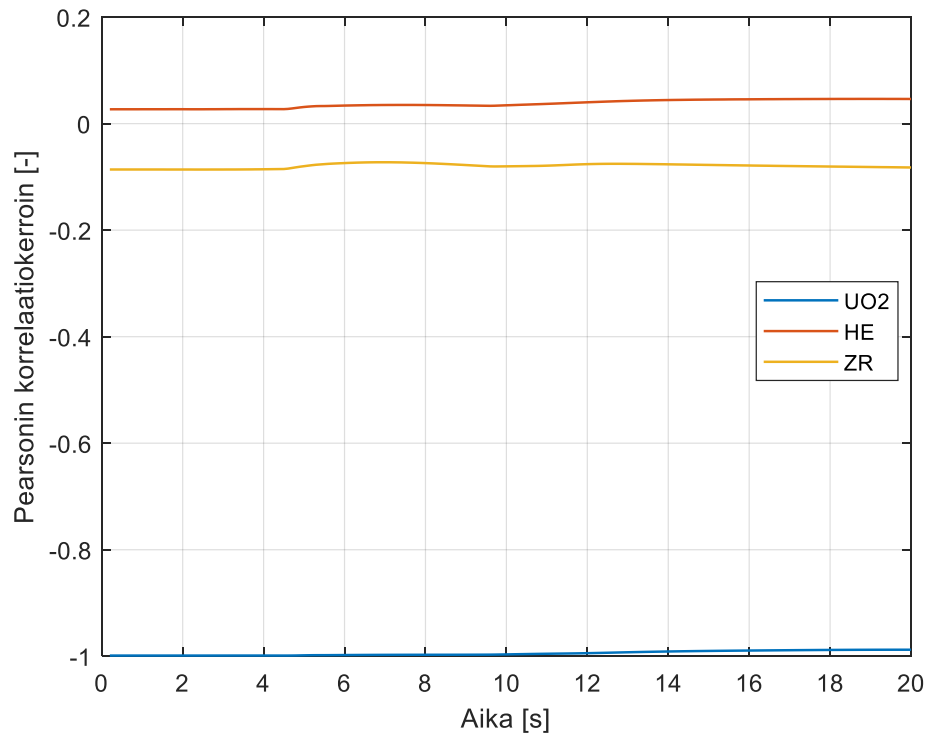
Tuloksista nähdään, että sadalla simulointikierröksellä keskilinjän maksimilämpötila vaihtelee noin 280 °C, suojakuoren maksimilämpötila enimmillään 15 °C ja maksimientalpia noin 50 J/g. Suurimmalla palamalla saadaan suurin maksimiarvojen vaihteluväli. Missään tapauksessa ei ylitetä hyväksymiskriteereitä.

Tutkitaan herkkyystarkastelulla, miten suuri vaikutus materiaalien lämmönjohtavuuksilla on tuloksiin. Herkkyystarkastelu tehdään laskemalla Pearsonin korrelaatiokerroin, joka kuvaa tulosparametrin ja lähtöparametrin välistä lineaarista riippuvuutta. Pearsonin korrelaatiokerroin voi saada arvoja väliltä [-1, 1]. Mitä suurempi korrelaatiokertoimen itseisarvo on, sitä enemmän tulosparametrin ja tarkastellun lähtöparametrin välillä on lineaarista riippuvuutta. Etumerkki kertoo riippuvuuden suunnan: positiivinen korrelaatiokerroin merkitsee sitä, että suurilla lähtöparametrin arvoilla saadaan yleensä suuria tulosparametrin arvoja ja päinvastoin. Vastaavasti negatiivinen korrelaatiokerroin tarkoittaa, että suurta lähtöparametrin arvoa vastaa yleensä pieni tulosparametrin arvo.

Otoskoko vaikuttaa olennaisesti korrelaation merkitsevyyteen. Pienillä otoskoilla korrelaatiokerroin voi sattuman vaikutuksesta näyttää suurelta, vaikka parametrien välillä ei olisi tilastollisesti merkitsevää riippuvuutta. Kun otoskoko $n = 100$ ja riskitaso $\alpha = 0,05$, saadaan kaksisuuntaisessa testissä tilastollisesti merkitsevän korrelaatiokertoimen vähimmäisarvoksi 0,196. Piirretään palaneimman polttoainesauvan keskilinjän maksimilämpötilan kehitys transientin aikana 100 simulointikierröksen tuloksista kuvaan 5.12. Tarkastellaan keskilinjän maksimilämpötilan riippuvuutta lämmönjohtavuuksista kuvaan 5.13 piirretyn Pearsonin korrelaatiokertoimen avulla.

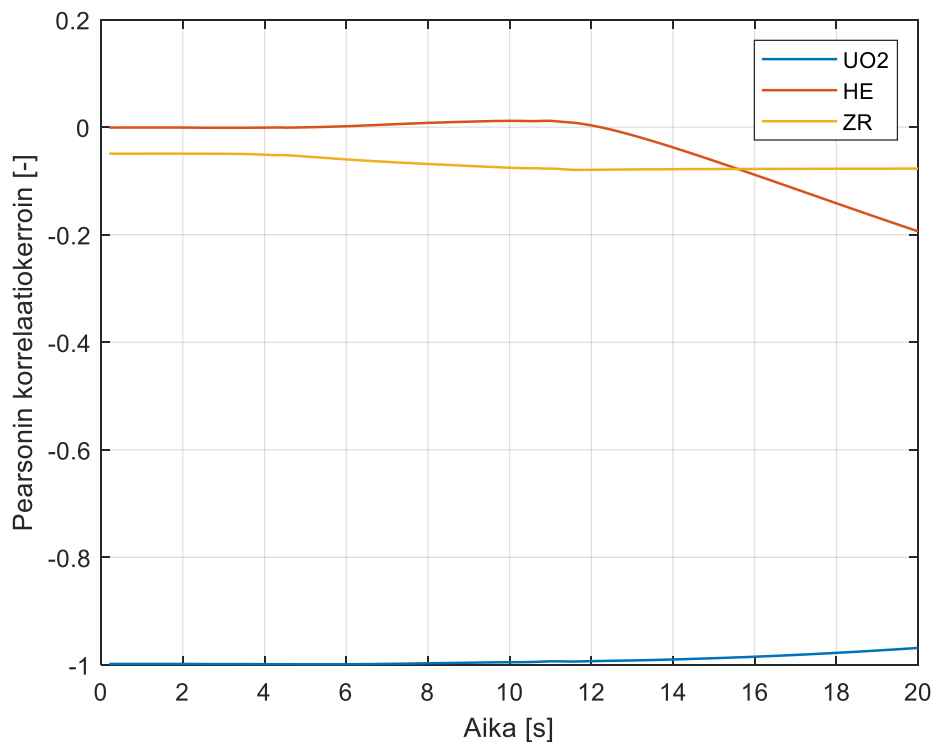


Kuva 5.12. Palaneimman polttoaineen keskilinjan maksimilämpötila ajan funktiona sadalta simulointikierrokselta kerättyinä.



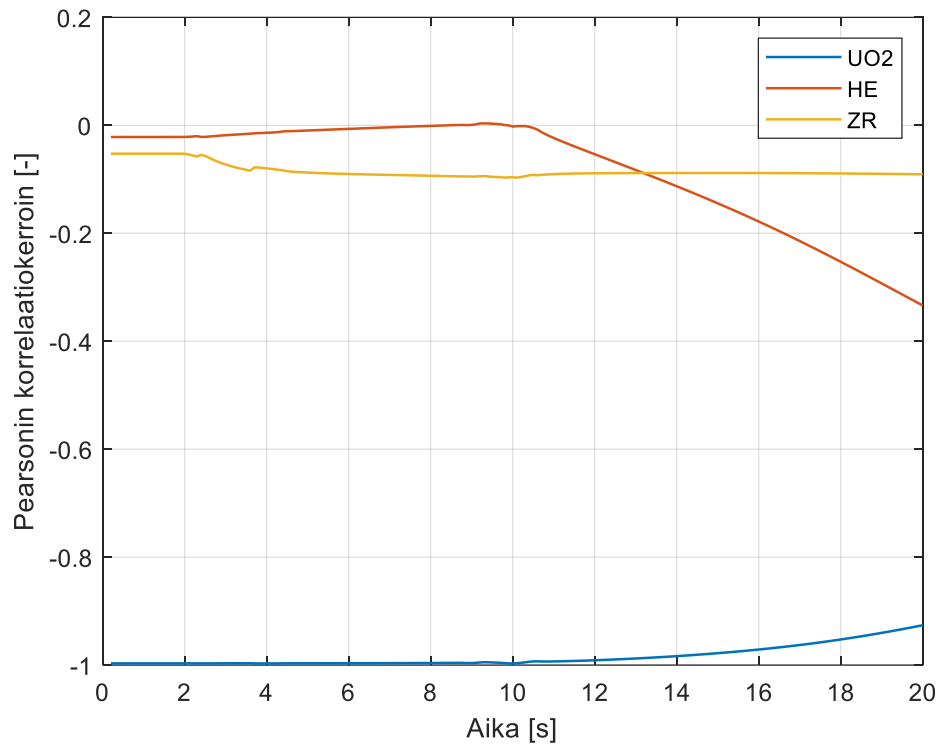
Kuva 5.13. Palaneimman polttoaineen keskilinjan maksimilämpötilan riippuvuus materiaalien lämmönjohtavuudesta.

Kuvasta 5.13 nähdään, että keskilinjan lämpötila on hyvin riippuvainen uraanin lämmönjohtavuudesta. Mitä suurempi lämmönjohtavuus pelletillä on, sitä pienemmäksi keskilinjan lämpötila jää. Koska itseisarvoltaan vähintään 0,196:n suuruiset korrelaatiokertoimen arvot ovat tilastollisesti merkitseviä, voidaan todeta, että heliumin ja zirkoniumin lämmönjohtavuudella ei ole merkitystä keskilinjan lämpötilaan. Vähemmän palaneessa polttoaineessa kaasuraon lämmönjohtavuudella on hieman enemmän merkitystä. Piirretään kuvaan 5.14 tuoreen polttoaineen keskilinjan lämpötilan riippuvuus lämmönjohtavuuksista.



Kuva 5.14. Tuoreen polttoaineen keskilinjan maksimilämpötilan riippuvuus materiaalien lämmönjohtavuuksista.

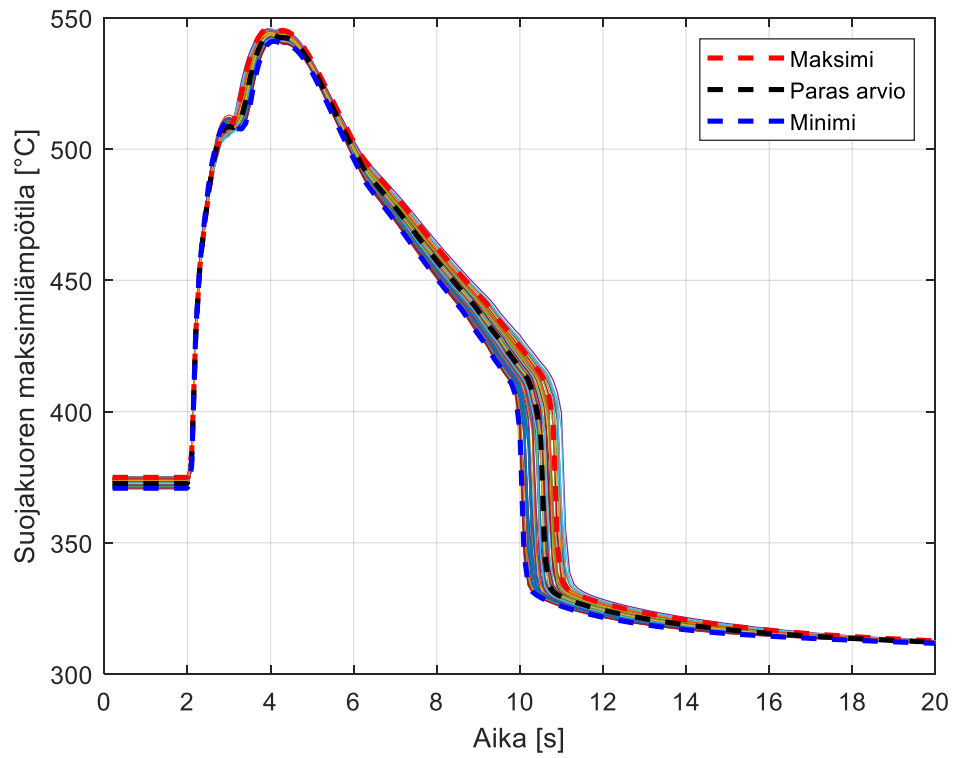
Kuvassa 5.14 näkyy, että kaasuraon lämmönjohtavuuden vaikutus keskilinjan lämpötilaan tulee merkitseväksi vasta simulointiajan lopussa, kun lämpötila on jo laskenut huomattavasti. Tällä ei ole kuitenkaan merkitystä onnettomuuden hyväksymiskriteerien kannalta, koska lämpötilahuiput sattuvat aivan simuloinnin alussa. Vastaava ilmiö näkyy vielä selvemmin kaasuraon lämmönjohtavuuden ja maksimientalpian välisessä korrelaatiokertoimessa, joka on piirretty kuvaan 5.15.



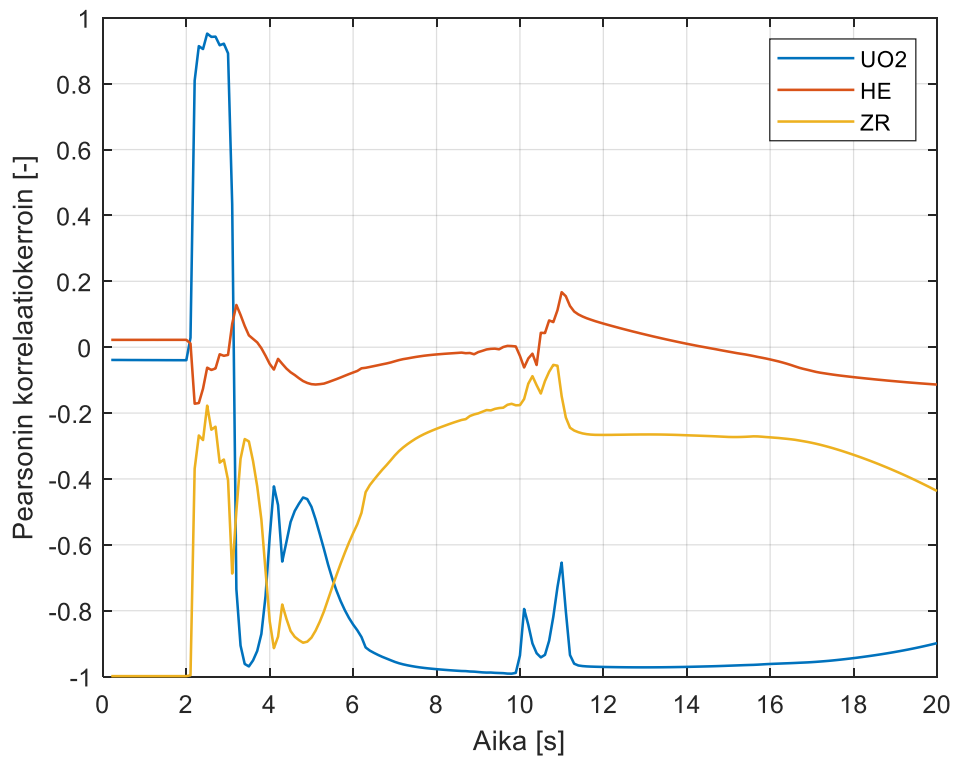
Kuva 5.15. Tuoreen polttoaineen maksimientalpian riippuvuus materiaalien lämmönjohtavuuksista.

Entalpian riippuvuus kaasuraon lämmönjohtavuudesta on suurempi kuin keskilinjan lämpötilan, koska tarkasteltava entalpia-arvo kuvaa pelletin radiaalinooidien keskiarvoa. Kaasuraon vaikutus näkyy siinä nopeammin kuin keskilinjan noodissa. Kun lämpötilaprofiili alkaa tasoittumaan, kaasuraon lämmönjohtavuuden merkisyys kasvaa. Simuloinnin viimeisillä sekunneilla pelletin lämmönjohtavuuden merkitys pienenee, mutta entalpiahuipun aikana se on lämmönjohtavuuksista ainoa, jolla on merkitystä. Kahdella palaneemmalla polttoaineella entalpian riippuvuus kaasuraon lämmönjohtavuudesta on merkityksetön. Myös tämä huomattiin lämpötilaprofiileista. Palaneimmalla polttoaineella kaasurako ei enää vaikuta lämmönsiirtoon.

Simulointikierrösten tuloksena kerätty suojakuoren maksimilämpötila transientin aikana tuoreessa polttoaineessa on piirretty kuvaan 5.16 ja sen riippuvuus lämmönjohtavuuksista kuvaan 5.17.



Kuva 5.16. Tuoreen polttoaineen suoja kuoren maksimilämpötilat.



Kuva 5.17. Tuoreen polttoaineen suoja kuoren lämpötilan riippuvuus lämmönjohtavuuksista.

Kuvasta 5.16 nähdään, että suojakuoren lämpötila ei juurikaan vaihtelee simulointikierrosten välillä. Suurimmat erot tulevat 10 sekunnin kohdalla, kun sauva jäähtyy. Kuvan 5.17 perusteella todetaan, että ennen transienttia vain suojakuoren lämmönjohtavuudella on merkitsevä riippuvuus. Ilmiö on jälleen selkeä; mitä suurempi suojakuoren lämmönjohtavuus, sitä pienempi suojakuoren lämpötila.

Tehopiikin aikana pelletin lämmönjohtavuuden ja suojakuoren maksimilämpötilan välille nousee merkittävä positiivinen riippuvuus. Tehon noustessa suurempi pelletin lämmönjohtavuus johtaa suurempaan suojakuoren lämpötilaan. Noin kolmen sekunnin kohdalla pelletin lämmönjohtavuuden korrelaatiokerroin muuttuu negatiiviseksi. Sauva kastuu nopeammin ja sauvan suojakuoren lämpötila jää pienemmäksi, mitä nopeammin lämpö tehon laskiessa joutuu pois pelletistä. Myös suojakuoren suuri lämmönjohtavuus pienentää maksimilämpötilaa etenkin 4 sekunnin kohdalla, kun suojakuoren lämpötila on korkeimmillaan. Lämpötilan kääntyessä laskuun suojakuoren lämmönjohtavuuden merkitys pienenee ja polttoaineen lämmönjohtavuus pysyy hallitsevana tekijänä.

6 JOHTOPÄÄTÖKSET

Rajoittavin säätösauvan ulossinkoutumisen aiheuttama reaktiivisuustransientti tapahtuu simulointien perusteella käyttöjakson lopussa 80 prosentin tehotasolla. Jakson lopussa viivästyneiden neutroneiden osuus on pienempi, mikä johtaa suurempaan tehopiikkiin kuin jakson alussa. Reaktorin käydessä 100 prosentin teholla polttoaineen lämpötila ja entalpia ovat korkeimmillaan, mutta säätösauvojen sisäänkyntöraajat rajoittavat niiden reaktiivisuusvaikutusta. Sen sijaan 80 prosentin tehotasolla P1-ryhmän säätösauvat ovat lähes kokonaan sisäänkyntöinä, ja aiheuttavat suuren positiivisen reaktiivisuuslisäyksen sinkoutuessaan ulos.

Analyysin tulosten perusteella todetaan, että hyväksymiskriteereihin jää suuret marginaalit ja polttoaineen sekä primääripiirin eheys säilyy. Reaktiivisuus saadaan hallintaan reaktorin pikasululla, jonka jälkeen voidaan todeta, että reaktori saadaan myös hallittuun ja turvalliseen tilaan. LOCA-analyyseissa, jotka kattavat myös mahdollisen säätösauvakoneiston rikkoutumisen aiheuttaman vuodon, on todettu, että turvallinen tila saavutetaan myös jäähdytteenmenetyksestä huolimatta.

Koska Aproksen prosessi- ja automaatiomallin simulointi vastaa pitkälti oikean laitoksen ajamista, erilaisten alkutilojen simulointi on monimutkaista ja hidasta. Toisaalta muutokset alkutiloissa vaikuttavat huomattavasti analyysin tuloksiin, ja sydänmallia on yleensä viritettävä rajoittavien säätösauvojen asemien ja halutun tehojakauman saavuttamiseksi. Sydänmallin alkutilan virittäminen saattaa johtaa jonkin rajoitustoiminnon laukeamiseen, mikä osittain johtuu puutteista reaktoriautomaation mallinnuksessa.

Aproksella toteutetuista reaktiivisuusanalyyseista ja 3D-sydänmallista ei ennestään juurikaan löydy tutkimusta tai julkista dokumentaatiota. Tästä syystä reaktiivisuuteen vaikuttavien parametrien tarkastelu ja muokkaaminen Aproksessa on haastavaa. Työn yhteydessä toteutetun herkkyystarkastelun myötä voidaan kuitenkin todeta, että neutroniikan laskentaan liittyvät epävarmuudet eivät merkittävästi vaikuta hyväksymiskriteereihin. Edes kaksi kertaa suurempi Doppler-kerroin ei muuttanut tuloksia kovin suuresti.

Vaikka kuumilla sauvoilla saadaan sauvakohtaista dataa, Apro ei varsinaisesti ole polttoainekoodi. Sauvatason mallinnus on karkeampaa, eikä muutoksia pelletin rakenteessa palaman

tai tehopiikkien aikana juurikaan pystytävä huomioimaan. Materiaaliominaisuudet ovat samat aksiaalisessa ja radiaalisessa suunnassa, mikä aiheuttaa epävarmuutta tuloksiin, sillä materiaaliominaisuudet vaikuttavat huomattavasti lämmönsiirtoon. Lämmönsiirto-ominaisuuksien tilastollisen epävarmuusanalyysin ja herkkyystarkastelun perusteella todetaan, että uraanidioksidin lämmönjohtavuudella ja siihen liittyvällä epävarmuudella on huomattava vaikutus hyväksymiskriteereihin transientin aikana. Lisäksi uraanidioksidin lämmönjohtavuus vaikuttaa suuresti sydämen keskimääräiseen polttoaineen lämpötilaan, jota käytetään myös neutroniikan laskennassa.

Uraanidioksidin lämmönjohtavuus huononee palaman myötä, mikä johtaa siihen, että suurimmat polttoaineen keskilinjan lämpötilat ja entalpiat saadaan suurimmalla palamalla. Toisaalta suurin suojakuoren lämpötila puolestaan saadaan tuoreella polttoaineella sauvan joutuessa kalvokiehuntaan. Vaikka kuivumisen jälkeisen lämmönsiirron mallinnukseen liittyy epävarmuutta, joka osaltaan vaikuttaa lämpötilakehitykseen, havaitut maksimilämpötilat suojakuoreissa jäävät huomattavasti kauemmas hyväksymiskriteeristä kuin keskilinjan lämpötila tai entalpia.

Mallin validoinnin kannalta tehty analyysityö oli tärkeää ja onnistunutta, sillä sen aikana huomattiin useampia kohteita, joiden mallinnusta parantamalla saadaan realistisempia ja tarkempia tuloksia. Etenkin automaatiomallista löydettiin yksityiskohtia, jotka eivät tällä hetkellä vastaa laitosdokumentaatiota. Tärkeimpänä korjaustarpeena esiin nousi kuitenkin neutroniikan ja polttoaineen keskilämpötilan yhteys.

Työssä käytetty malliversio voidaan korjata kompromissilla, jossa UO_2 -materiaali vaihdetaan takaisin oletusarvoiseksi, mutta sen lämmönsiirto-ominaisuudet muokataan sydämen keskimääräisen palaman mukaisiksi. Tällöin Doppler-kertoimen arvoksi jakson lopussa saadaan 100 prosentin tehotasolla $-2,5 \text{ pcm}/^\circ\text{C}$ ja 80 prosentin tehotasolla $-2,6 \text{ pcm}/^\circ\text{C}$. Huomataan, että kun neutroniikka käyttää oikeaa keskilämpötilaa, Doppler-kertoimen itseisarvo suurenee tehon ja keskilämpötilan laskiessa kuten kuuluukin. Kuitenkin tarkempien tulosten saamiseksi polttoaineen palamariippuvainen lämmönjohtavuuden mallinnus tulee säilyttää ja, jos mahdollista, tarkentaa entisestään. Tämä onnistuu käyttämällä Aproksen uudempaa

6.08.23-versiota, jossa oletus neutroniikan laskennan käyttämästä UO_2 -materiaalista on korjattu. Tulevia analyyssejä varten malli tullaankin siirtämään uudempaan versioon.

Työn perusteella voidaan todeta Aproksen version 6 3D-sydänmallin soveltuvan hyvin reaktiivisuusonnettomuuden tarkasteluun. Mallin avulla voidaan kuvata tarkasti sydämen kolmiulotteinen tehojakauma ja tarkastella sen muutoksia epäsymmetrisessä transientissa. Toisaalta myös kehitysehdotuksia Aproks-koodin käyttäjäystävällisyyden lisäämiseksi heräsi etenkin reaktiivisuustasapainon tarkastelun ja ksenon-laskennan suhteen. Myöhemmin OL3:n sydänmallia tullaan kehittämään niin, että sillä voidaan analysoida myös jäähdytteen menetysonnettomuuksia. Tätä varten mallia muokataan niin, että sydämen kuivumista ja uudelleenkastumista voidaan luotettavasti tarkastella.

7 YHTEENVETO

Tässä työssä analysoitiin reaktiivisuusonnettomuuden seurauksia OL3:lla simuloimalla säätösauvan uloslento laitosesyksikön Apros-mallilla. Reaktorisydämen mallinnus laajennettiin kolmiulotteiseksi edeltävän vuoden aikana, ja sen toimintaa päätettiin testata epäsymmetrisellä reaktiivisuustransientilla. Työn teoriaosuudessa käytiin ensin läpi tapahtuneita reaktiivisuusonnettomuuksia ja turvallisuussuunnittelun mahdollisuuksia ennaltaehkäistä onnettomuuksia sekä lieventää niiden seurauksia. Positiivisen reaktiivisuuslisäyksen aiheuttama tehonnousu voi vahingoittaa polttoainetta vakavasti. Säätösauvan ulossinkoutumisen aiheuttama tehopulssi ja sen aikana vapautunut energia voitaisiin ratkaista yksinkertaisten piste-kinetiikalla, mutta transientin epäsymmetrisen luonteen vuoksi sitä on mielekkäämpää tarkastella realistisesti Aproksen kolmiulotteisen reaktoridynamiikan avulla.

Simuloidut transientit toteutettiin mahdollisimman rajoittavista alkutiloista. Polttoaineen vaurioitumista arvioitiin kuumimpien polttoainesauvojen maksimientalpian sekä keskilinjan ja suojakuoren maksimilämpötilojen avulla. Rajoittavin transientti havaittiin jakson lopussa 80 prosentin tehotasolla, koska uloslentävän sauvan reaktiivisuusarvo on tällöin suurin. Lämmönsiirron epävarmuutta kartoitettiin tilastollisesti varioimalla polttoainesauvan materiaalien lämmönjohtavuuksia. Herkkyystarkastelun perusteella huomattiin, että uraanidioksidin lämmönjohtavuudella on huomattava vaikutus kaikkien polttoaineen hyväksymiskriteereiden suhteen. Kaasuraon lämmönjohtavuudella ei huomattu merkitsevää vaikutusta, ja suojakuoren lämmönjohtavuus puolestaan vaikuttaa merkitsevästi ainoastaan suojakuoren lämpötilaan.

Diplomityön aikana malliin saatiin päivitys, jossa materiaaliominaisuudet vaihdettiin palamariippuviksi. Tämä katkaisi neutroniikan laskennan yhteyden polttoaineen keskilämpötilaan, mikä johti poikkeuksellisen suureen Doppler-kertoimen itseisarvoon. Simulointituloksissa ei kuitenkaan huomattu tästä aiheutuvan suurta vaikutusta, ja kaikissa tarkastelluissa tapauksissa hyväksymiskriteereihin jäi suuret marginaalit. Työn yhteydessä Apros-mallin toimintaa testattiin laajasti, ja sen toimivuutta arvioitiin. Sen todettiin soveltuvan hyvin reaktiivisuusonnettomuuden analysointiin. Mallista löydettiin kuitenkin useampia virheitä sekä kehityskohteita, joiden mallinnusta tullaan parantamaan tulevaisuudessa.

LÄHTEET

Apros. 2019. General Guides, Apros Overview. Apros Help Contents. Fortum & VTT.

Burkhard. 2006. Introduction in Core and Fuel Assembly Design. Introductory course, Olkiluoto 3. Areva NP. 34 s. B253.OL3.026.

Arkoma Asko et al. 2018. Physics and chemistry of nuclear fuels (PANCHO). Teoksessa: Hämäläinen & Suolanen 2018.

Arkoma Asko et al. 2018. Uncertainty and sensitivity analyses for reactor safety (USVA). Teoksessa: Hämäläinen & Suolanen 2018.

Bougeant Olivier. 2009. FSAR OL3 - Xenon Oscillations Analysis and Management. Areva NP. 40 s. NEPC-F DC 121.

Braeunig Claudia. 2018. FSAR OL3 - Chapter 7 - Instrumentation and Control. Areva NP. 184 s. PEPM-G/2012/en/1008.

Cerru Fabien. 2012. FSAR - Appendix C2.0 Categorization of Initiating Events According to Expected Frequencies of Occurrence. Areva NP. 12 s. NEPS-F DC 79.

Chesnel Jean-Pascal. 2008. FSAR OL3 - Appendix C1.6. Analysis Method for Rod Ejection (State A, B). Family: Reactivity and Power Distribution Accident. Areva NP. 43 s. NEPC-F DC 106.

Dibon Beatrice & Cherel Quentin. 2016. OL3:n turvallisuustekniset käyttöehdot – Perusteet. Areva NP. 1129 s. NEPS-F DC 351.

Duderstadt J. James & Hamilton J. Louis. 1976. Nuclear Reactor Analysis. Kanada: John Wiley & Sons, Inc. ISBN 0-471-22363-8.

Eurasto Tapani et al. 2004. Ydinvoimalaitostekniikan perusteita. Teoksessa: Sandberg 2004.

Guskova, A. K. et al. 1988. Acute radiation effects in victims of the Chernobyl nuclear power plant accident. Appendix to Sources Effects and Risks of Ionizing Radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. New York.

Hetrick David L. 1993. Dynamics of Nuclear Reactors. Illinois, USA: American Nuclear Society. 542 s. ISBN 0-89448-453-2.

Hämäläinen Jari & Suolanen Vesa 2018. SAFIR2018 - The Finnish Research Programme on Nuclear Power Plant Safety 2015-2018. Final report. 501 s. ISBN 978-951-38-8682-0.

IAEA. 1992. The Chernobyl accident: updating of INSAG-1: INSAG-7: a report. Safety Series No. 75-INSAG-7. Vienna: International Atomic Energy Agency. 148 s.

IAEA. 1993. Reactivity Accidents. Technical Reports Series No. 354. Vienna: International Atomic Energy Agency. 43 s.

IAEA. 2006. Fundamental Safety Principles. IAEA Safety Standards Series No. SF-1. Vienna: International Atomic Energy Agency. 37 s.

IAEA. 2007. Computational Analysis of the Behaviour of Nuclear Fuel Under Steady State, Transient and Accident Conditions. IAEA-TECDOC-1578. Vienna: International Atomic Energy Agency. 83 s.

IAEA. 2016. Safety of Nuclear Power Plants: Design. Safety Requirements. IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 (Rev. 1). Vienna: International Atomic Energy Agency. 99 s.

Ikonen Timo et al. 2016. Multiphysics simulation of fast transients with the FINIX fuel behaviour module. EPJ Nuclear Sci. Technol. 2, 37. DOI: 10.1051/epjn/2016032.

Isolankila Arto et al. 2004. Ydinturvallisuuden varmistaminen. Teoksessa: Sandberg 2004.

Kalli Heikki. 2014. Ydinreaktorien fysiikka, osa 3. Lappeenranta: Lappeenrannan teknillinen yliopisto. 82 s.

Karjunen Timo, Suksi Seija & Tossavainen Kirsti. 2004. Kokemukset onnettomuuksista ja poikkeuksellisista tapahtumista ydinlaitoksilla. Teoksessa: Sandberg 2004.

Kuopanportti Jaakko. 2018. Apros 3D Core MOD6 Cross Sections for Olkiluoto 3 EPR. Fortum: Loviisa Power Plant. 10 s. NUCL-3778.

Lamminpää Tommi. 2015. Reaktorisydämen valvontajärjestelmä. TVO. 80 s. 163613.

Lacemon Guillaume. 2018. Functional Requirements for the Reactor Control Surveillance and Limitation (RCSL) System - Core Control Functions. Areva NP. 127 s. NFPSC DC 1022.

Lacemon Guillaume. 2017. Functional Requirements for the Protection System - Core Related. Areva NP. 189 s. NFPSC DC 1003.

Le Pallec, J.C., Studer, E., & Royer, E. 2003. PWR rod ejection accident: uncertainty analysis on a high burn-up core configuration. International conference on supercomputing in nuclear applications SNA'2003, Ranska.

Lellouche Gerald S. 1961. Space Dependent Xenon Oscillations. Nuclear Science and Engineering, 12:4, 482–489. DOI: 10.13182/NSE62-A26095.

Leminen Mikko. 2019. Höyrylinjan katkon suojarakennusanalyysi parhaan arvion ja tilastollisen epävarmuusanalyysin menetelmällä. TVO. 20 s. OL3-0002697213.

Lewis, W. B. 1953. The Accident to the NRX Reactor on December 12, 1952. Atomic Energy of Canada Ltd. Chalk River, Ontario, Kanada. 11 s. Report DR-32.

Luukka, J. 2012. LOCA Uncertainty Analysis with APROS Testing Station software. VTT. 31 s. VTT-R-00782-12.

NEA. 2010. Nuclear Fuel Behaviour Under Reactivity-initiated Accident (RIA) Conditions. State-of-the-art Report. The OECD Nuclear Energy Agency. The OECD Nuclear Energy Agency. 208 s. NEA/CSNI/R(2010)1.

NEA. 2017. Reactivity-initiated Accident. Fuel-rod-code Benchmark Phase II: Uncertainty and Sensitivity Analyses. The OECD Nuclear Energy Agency. 91 s. NEA/CSNI/R(2017)1.

NRC. 1974. Assumption Used for Evaluating Control Rod Ejection Accident for Pressurized Water Reactors. Regulatory Guide 1.77. Washington, DC.

NRC. 2017. 10 CFR Part 50 - Appendix A. General Design Criteria for Nuclear Power Plants. [verkkosivut]. Saatavuus tarkistettu: 30.7.2019. Saatavilla: <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-appa.html>

Ohki Shigeo. 2014. Fuel Burnup and Reactivity Control. Teoksessa: Oka 2014.

Oka Yoshiaki. 2013. Delayed Neutron and Nuclear Reactor Kinetics. Teoksessa: Oka Yoshiaki & Suzuki Katsuo. 2013. Nuclear Reactor Kinetics and Plant Control. An Advanced Course in Nuclear Engineering. Tokyo: Springer. ISBN 978-4-431-54194-3.

Oka Yoshiaki. 2014. Nuclear Reactor Design. An Advanced Course in Nuclear Engineering. Tokyo: Springer. ISBN 978-4-431-54897-3.

Oka Yoshiaki, Uchikawa Sadao & Suzuki Katsuo. 2014. Light Water Reactor Design. Teoksessa: Oka 2014.

Pariaud Emilie. 2010. FSAR OL3 - Appendix C2.1.5.4.1 - Spectrum of Rod Cluster Control Assembly Ejection Accident (State A, B). Areva NP. 46 s. NEPC-F DC 107.

Porkholm, K., Kontio, H., Plit, H., Mustonen, M. & Söderholm, K. 2008. APROS Simulation model for Olkiluoto-3 EPR Applications. International Topical Meeting on Safety of Nuclear Installations (TOPSAFE), 30.9 - 3.10.2008, Dubrovnik, Croatia.

Puska Eija Karita, Rintala Jukka, Kurki Joonas & Leskinen Joonas. 2018. Three-dimensional neutronics model, User's guide. VTT. 96 s.

Pöllänen Lauri, Ristonmaa Suvi, Sandberg Jorma & Vilkkamo Olli. 2004. Varautuminen häiriöihin ja onnettomuuksiin ydinvoimalaitoksilla. Teoksessa: Sandberg 2004.

Raby Julien. 2006. Fuel Management Calculations for Plant Design and Safety Analysis. Areva NP. 131 s. NFPSC DC 1006.

Reuss Paul. 2008. Neutron Physics. Ranska: EDP Sciences. 669 s. ISBN 978-2-7598-0041-4.

Rudelin, M. 2017. FSAR OL3 - Appendix C2.1.1 - Plant Characteristics. Areva NP. 51 s. NFPSR DC 1137.

Sandberg Jorma. 2004. Ydinturvallisuus. Säteily- ja ydinturvallisuus -kirjasarja. Helsinki: Säteilyturvakeskus. 418 s. ISBN 951-712-500-3.

Sire, L. 2017. Reactor Coolant System. System Description. Areva NP. 375 s. NFPMS DC 1019.

Stratton, W. R. 1967. A Review of Criticality Accidents. Los Alamos Scientific Laboratory of the University of California. New Mexico. 112 s. LA-3611.

STUK. 2013. YVL B.3. Ydinvoimalaitoksen deterministiset turvallisuusanalyysit. [verkkosivut]. Saatavuus tarkistettu: 30.7.2019. Saatavilla: <https://www.stuklex.fi/fi/ohje/YVLB-3>.

STUK. 2018. Säteilyturvakeskuksen määräys ydinvoimalaitoksen turvallisuudesta. [verkkosivut]. Saatavuus tarkistettu: 30.7.2019. Saatavilla: <https://www.stuklex.fi/fi/maarays/stuk-y-1-2018>.

STUK. 2019. YVL B.4. Ydinpolttoaine ja reaktori. [verkkosivut]. Saatavuus tarkistettu: 30.7.2019. Saatavilla: <https://www.stuklex.fi/fi/ohje/YVLB-4>.

Syrjälähti Elina, Ikonen Timo & Tulkki Ville. 2018. Modeling burnup-induced fuel rod deformations and their effect on transient behavior of a VVER-440 reactor core. *Annals of Nuclear Energy* Vol. 125, 121–131. DOI: 10.1016/j.anucene.2018.10.039.

Takano Makoto et al. 2001. Reactivity Accident of Nuclear Submarine near Vladivostok. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 38:2, 143–157, DOI: 10.1080/18811248.2001.9715017.

Tang Xiang. 2006. Core Reactivity Control. Areva NP. 44 s. NFPSC DC 1027.

TVO. 2009. Perustietoa Olkiluoto 3:sta - Toimintaperiaate, käyttö, turvallisuus. [verkkodokumentti]. Saatavuus tarkistettu: 12.8.2019. Saatavilla: https://www.tvoy.fi/uploads/File/2009/OL3_perusesite_2009_FI_final.pdf.

TVO. 2010. Ydinvoimalaitosyksikkö Olkiluoto 3. [verkkodokumentti]. Saatavuus tarkistettu: 12.8.2019. Saatavilla: https://www.tvoy.fi/uploads/julkaisut/tiedostot/ydinvoimalaitosyksikko_ol3_fin.pdf.

```
//Säätösauvan uloslento-onnettomuuden simulointi

aloadIC "Initial Condition"

//Avataan datan kirjoitus
syncWrite(\->consoleCommand currentModel "io open CORE_IOSET")
syncWrite(\->consoleCommand currentModel "io open MAXPOWERIO")
syncWrite(\->consoleCommand currentModel "io open HOTCHANNEL_IOSET")
syncWrite(\->consoleCommand currentModel "io open PROFILE_IOSET")

setMaxTimeStep 0.01

//Simuloidaan mallia 2 sekuntia stationääritilassa
step 2

//Vedetään R7-säätösauva ulos
amodi "NC_R7_R01" "DC2_CONTROL_STATE" 3
amodi "NC2_R7_R01" "DC2_CONTROL_STATE" 3

amodi "NC_R7_R01" "DC2_OUTPUT_VALUE" 4.23205
amodi "NC2_R7_R01" "DC2_OUTPUT_VALUE" 4.23205

//Pikasuussa jumittuva sauva
amodi "NC_P6_R01" "DC2_CONTROL_STATE" 3
amodi "NC2_P6_R01" "DC2_CONTROL_STATE" 3

//Manuaalinen pikasulku
amodi "REA_TRIP_XB08" "BINARY_VALUE" True

//Simuloidaan 18 sekuntia
step 18

//Suljetaan datan kirjoitus
syncWrite(\->consoleCommand currentModel "io close CORE_IOSET")
syncWrite(\->consoleCommand currentModel "io close MAXPOWERIO")
syncWrite(\->consoleCommand currentModel "io close HOTCHANNEL_IOSET")
syncWrite(\->consoleCommand currentModel "io close PROFILE_IOSET")
```

```
//Epävarmuusanalyysin ensimmäisen kierroksen simulointi

aloadIC "Initial Condition"
amodi "HOTCHANNEL_IOSET" "IO_FILE_NAME" "epa_EOC80_1"

//Asetetaan aika-askel
amodi "ECCO" "MAXIMUM_TIME_STEP" 0.10000
amodi "ECCO" "CURRENT_TIME_STEP" 0.10000

//Muokataan lämmönjohtavuudet
amodi "Uraani_0" "HSM_CONDUC_UNCERT" 0.982406
amodi "Uraani_11" "HSM_CONDUC_UNCERT" 0.982406
amodi "Uraani_32" "HSM_CONDUC_UNCERT" 0.982406
amodi "HE_0" "HSM_CONDUC_UNCERT" 1.086739
amodi "HE_1" "HSM_CONDUC_UNCERT" 1.086739
amodi "HE_3" "HSM_CONDUC_UNCERT" 1.086739
amodi "ZR" "HSM_CONDUC_UNCERT" 1.052230

//Stabiloidaan mallia muutosten jälkeen
step 25

//Tallennetaan ja ladataan tilapäinen alkutila
asaveIC [SetTime "0"] "temp"
aloadIC "temp"

//Avataan datan kirjoitus ja luku
syncWrite(\->consoleCommand currentModel "io open HOTCHANNEL_IOSET")
syncWrite(\->consoleCommand currentModel "io open INPUT_IOSET")

//Muokataan aika-askel pienemmäksi
amodi "ECCO" "MAXIMUM_TIME_STEP" 0.010000
amodi "ECCO" "CURRENT_TIME_STEP" 0.010000

//Simuloidaan 20 sekunnin transientti
step 20

//Suljetaan datan kirjoitus
syncWrite(\->consoleCommand currentModel "io close HOT_IOSET")
syncWrite(\->consoleCommand currentModel "io close INPUT_IOSET")
```