

**Olkiluoto 1- ja
2-ydinvoimalaitosten
primääripiirien
murtumataajuuden analysointi
R-Book-menetelmällä**

Pro Gradu tutkielma, 25.5.2021

Tekijä:

ARI PULAKKA

Ohjaajat:

JUHA MERIKOSKI

LASSE TUNTURIVUORI (TEOLLISUUDEN VOIMA OYJ)



JYVÄSKYLÄN YLIOPISTO
FYSIKAN LAITOS

© 2021 Ari Pulakka

Julkaisu on tekijänoikeussäännösten alainen. Teosta voi lukea ja tulostaa henkilökohtaista käyttöä varten. Käyttö kaupallisiin tarkoituksiin on kielletty. This publication is copyrighted. You may download, display and print it for Your own personal use. Commercial use is prohibited.

Tiivistelmä

Pulakka, Ari

Olkiluoto 1- ja 2-ydinvoimalaitosten primääripiirien murtumataajuuden analysointi R-Book-menetelmällä

Pro gradu -tutkielma

Fysiikan laitos, Jyväskylän yliopisto, 2021, 61 sivua

Lasken tutkielmassani Olkiluoto 1- ja 2- ydinvoimalaitosten primääripiirin murtumataajuuden. Murtumataajuus ilmaisee kuinka monta vuotoa tiettyyn putkilinjaan tai järjestelmään vuoden aikana keskimäärin ilmaantuu. Taajuuden määrittäminen kuuluu osaksi ydinvoimalaitoksen todennäköisyysperusteista riskianalyysiä, jolla perustellaan säteilyn käyttöä valvovalle viranomaiselle ydinvoimalaitoksen lainmukainen käyttö sekä perusteet käytön jatkamiselle. Käytän murtumataajuuksien analysointiin Nordic PSA Group:n kehittämää R-Book-menetelmää, joka pohjautuu maailmanlaajuiseen tietokantaan. Tietokantaan on kirjattu eri laitoksilla havaittuja putkisäröjä ja vuotoja. Tietokannan avulla tehdään tilastollinen analyysi, jossa määritellään murtumataajuudet erikokoisille putkille. Menetelmän jakelu ja erityisesti sen kehittäjien laskemat tulokset ovat osittain rajoitettua tietoa, joten joudun työssäni soveltamaan yleistä menetelmäkuvausta Olkiluodon laitoskohtaisia ominaisuuksia vastaaviksi. Tutkielman tarkoituksena on sekä tarkentaa nykyisiä taajuusarvoja, että luoda menetelmä, jonka avulla muidenkin putkilinjojen murtumataajuudet voidaan jatkossa määritellä.

Avainsanat: LOCA, PRA, ydinvoima

Abstract

Pulakka, Ari

LOCA-analysis of primary circuits of Olkiluoto 1 and 2 nuclear power plants using the R-Book method

Master's thesis

Department of Physics, University of Jyväskylä, 2021, 61 pages.

In this master's thesis I calculate the loss-of-coolant accident frequencies for the primary circuit of Olkiluoto 1 and 2 nuclear power plants. LOCA-frequencies are part of a probabilistic risk assessment (PRA) of a nuclear plant and it justifies the use of radiation to the supervising authority and gives the grounds for continuing the operation. I use the R-Book method to analyze fracture frequencies. The method is developed by the Nordic PSA Group and it is based on a global database. Pipe cracks and leaks detected at various plants have been recorded in the database. The database is used for statistical analysis to determine the fracture frequencies for pipes of different sizes. The distribution of the method and especially the results calculated by its developers are partly limited information, so I have to apply the general method to correspond with Olkiluoto plant-specific properties. The purpose of the thesis is to refine the current frequency values and to create a method so the LOCA-frequencies of other pipelines can be determined in the future.

Keywords: LOCA, PRA, nuclear

Esipuhe

Alkuperäinen aikomukseni oli tulla keväällä 2020 Eurajoelle neljäksi kuukaudeksi kesätöihin Teollisuuden Voimalle. Vierailuni sai kuitenkin vielä vähintään puoli vuotta jatkoaikaa. Tyyllilleni uskollisena en jaarittele tämän enempää, vaan menen suoraan kiitoksiin. Ensinnäkin haluan kiittää vaimoani Eveliinaa, että olet ollut yksinhuoltajana pojallemme silloin, kun olen ollut komennuksella täällä villissä lännessä. Pojalleni Aarnille erityiskiitos siitä, että annoit isille aina jonkin pehmolelusi mukaan kotoa lähtiessäni, ettei minun tarvinnut nukkua öitäni yksin.

Itse gradutyön osalta suurkiitokset työnantajalleni Teollisuuden Voima Oyj:lle, joka erityisesti henkilöityy ohjaajaani Lasse Tunturivuoreen sekä Tuomas Rantalaan, jotka tarjosivat minulle tätä mahdollisuutta. Kiitokset myös toiselle työpaikkaohjaajalle Jyrki Kykkäselle sekä yliopisto-ohjaajalleni Juha Merikoskelle neuvoista ja ideoista. Henri Matilaisen kesätyönä tekemä taustoitus tässä gradussa käsiteltyjä aiheita varten helpotti, joten hänelle kiitos siitä.

Loppuun vielä yleiskiitos riskiryhmän kollegoille, tiimijohtaja Saara Menoselle tuesta sekä kaikille muille, jotka suoraan tai epäsuoraan ovat edesauttaneet tämän opinnäytetyön valmistumisessa.

Eurajoella 25. Toukokuuta 2021

Ari Pulakka

Sisällys

Tiivistelmä	3
Abstract	5
Esipuhe	7
1 Johdanto	11
2 Ydinreaktorien toimintaperiaatteet	13
2.1 Yleistä reaktorifysiikasta	13
2.2 Ydinreaktorimallit	15
2.3 Kiehumusvesireaktorin rakenne ja toiminta	17
2.4 Kiehumusvesilaitoksen primääripiiri	19
3 Ydinvoimalaitoksen turvallisuussuunnittelu	23
3.1 Reaktoriturvallisuus Olkiluodossa	24
3.1.1 Moninkertaiset vapautumisesteet	24
3.1.2 Syvyysuuntainen turvallisuusajattelu	25
3.2 Todennäköisyysperusteinen riskianalyysi	26
3.2.1 Alkutapahtumat	27
3.2.2 Pääturvallisuusjärjestelmät	27
3.2.3 Suojarakennus ja sen käyttäytyminen LOCA-onnettomuudessa	28
4 Matemaattiset mallit	33
4.1 Todennäköisyyslaskenta ja luotettavuusanalyysit	33
4.1.1 Binomijakauma	34
4.1.2 Poisson-jakauma	35
4.2 Murtumataajuuden laskeminen	36
4.3 Murtumavirtausten kynnyсарvot	37
4.4 R-Book-menetelmä	38

4.5	Tietojen käsittely	38
4.5.1	Tiedonkäsittelyrutiini vaiheittain	39
5	Putkistojen vaurioitumismekanismit	41
5.1	Metallin väsyminen	42
5.2	Jännityskorroosiosta johtuva säröytyminen	43
5.3	CODAP-vikaantumistietokanta	44
6	Murtumataajuuksien laskeminen	45
6.1	LOCA-taajuuksien nykyiset arvot	45
6.2	Reaktoripaineastian murtuminen	46
6.3	Pääsyöttövesijärjestelmän murtumataajuus	48
6.3.1	Tietojen keruu CODAP-tietokannasta	48
6.3.2	Huomioita CODAP:sta ja vikataajuuslaskennasta	51
7	Tulokset	53
8	Johtopäätökset	55
	Lähteet	59

1 Johdanto

Ydinenergian käyttö on valvottua ja luvanvaraista, koska sen käyttöön liittyy turvallisuusriskejä. Suomessa ydinenergian käyttöä valvoo Säteilyturvakeskus (STUK), jonka toiminta perustuu ydinenergilakiin, lakiin säteilyturvakeskuksesta ja säteilylakiin. Ydinvoimalaitosten rakennuttaminen, käyttöönotto, käyttö, käytönaikainen huoltaminen ja käytöstä poisto kuuluvat voimalaitoksille. STUK valvoo ja luvittaa jokaisen eri vaiheen toiminnot.

Suomessa ydinvoimaa käyttäviä tai sen käyttöä suunnittelevia yhtiöitä on kolme. Teollisuuden Voima Oyj:n hallintaan kuuluu Eurajoen Olkiluodossa käytössä olevat ydinvoimalayksiköt Olkiluoto 1 ja 2 sekä tutkielman kirjoitushetkellä vielä rakenteilla oleva Olkiluoto 3. Muita ydinvoimalaitosyksiköjä ovat Fortumin alaisuuteen kuuluvat kaksi Loviisan ydinvoimalaitosyksikköä sekä Fennovoiman rakenteilla oleva Hanhikiven ydinvoimalaitos Pyhäjoella.

Ydinvoimalaitoksille tehdään riskianalyysjä turvallisuuden arvioimiseksi. Analyysien avulla voidaan perustella ydinvoimalaitosten käyttöä ja niiden käytön jatkamista. Ne voivat koskea yksittäistä laitetta tai toimintoa tai näiden muodostamaa kokonaisuutta. Analyysjä tehdään erilaisten vikaantumismekanismien perusteella, joissa pyritään ottamaan kaikki mahdolliset vikaantumisskenaariot ja -ketjut huomioon. Jokaiselle mahdolliselle vikaantumismekanismille lasketaan tapahtuman todennäköisyys joka ilmoitetaan tavallisesti tapahtuman esiintymistiheytenä yhtä vuotta kohden.

Tässä tutkielmassa keskitytään reaktorin suojarakennuksen sisäisiin komponentteihin, joita ovat reaktorin paineastia sekä primääripiiriin kuuluvat putkilinjat: päähöyryputkisto, pääsyöttövesiputkisto sekä niihin liittyvät järjestelmät. Primääripiirin putkille on lisäksi riskianalyysin näkökulmasta määritettävä vikaantumistaajuudet, joiden perusteella ydinvoimalaitoksen käyttöä voidaan pitää turvallisena. Ydinenergiain mukaisesti "Ydinlaitoksen suunnittelussa on varauduttava käyttöhäiriöiden ja onnettomuuksien mahdollisuuteen. Onnettomuuden todennäköisyyden on oltava sitä pienempi, mitä vakavampi onnettomuuden seuraus saattaisi olla ihmisille, ympäristölle tai omaisuudelle" [1].

Tämän tutkielman tarkoituksena on käyttää vikaantumistaajuuksien määrittämiseen Nordic PSA Group:n (NPSAG) kehittämää R-Book-menetelmää. Laskentamenetelmän avulla pyritään analysoimaan Olkiluoto 1- ja 2-ydinvoimalaitosten primääripiirin putkistojen murtumataajuudet käyttäen hyväksi kansainväliseen putkistovikatietokantaan koottua vika-/häiriödataa. Tällä hetkellä käytössä olevien murtumataajuusarvojen on katsottu olevan turhan yleistetyt, joten menetelmän avulla niitä pitäisi saada tarkennettua.

Murtumataajuudet jaetaan edelleen murtuman aiheuttaman virtausnopeuden suhteen eri luokkiin. Tutkimuksen hypoteesina on, että suurimpien virtausluokkien murtumataajuudet pienenevät nykyisistä ja toisaalta pienempien virtausluokkien murtumataajuudet suurenevät.

2 Ydinreaktorien toimintaperiaatteet

Ydinvoimalaitos on lämpövoimalaitos. Sen toimintaperiaate perustuu siihen, että käytettävän polttoaineen lämpöenergia siirretään painekattilan sisällä olevaan nesteeseen, yleisimmin veteen. Vesi alkaa kiehua siihen siirtyneen lämpöenergian vaikutuksesta, jolloin höyrytilan paine nousee ja syntynyt vesihöyry ohjautuu putkistoa pitkin reaktoriturbiinien siipipyörästäihin. Turbiinit kehittävät vääntömomenttinsa reagoimalla väliaineen paineeseen, joka laskee edetessään turbiinin juoksusiivistöissä. Toisin sanoen laajeneva väliaine saa turbiinin akselin pyörimään. Turbiinin akseli on taas yhdistetty sähkögeneraattoriin, joka muuntaa pyörimisenergian sähköenergiaksi.

2.1 Yleistä reaktorifysiikasta

Tavanomaisissa lämpövoimalaitoksissa höyrykattilaa lämmitetään esimerkiksi puulla tai hiilellä. Ydinvoimalaitoksessa vesi saadaan kiehumaan atomiytimien fissioreaktioissa vapautuvan energian avulla. Höyrykattilaan, tai ydinvoimalaitoksesta puhuttaessa ydinreaktoriin, ladataan uraania sisältäviä polttoaine-elementtejä, jotka koostuvat polttoainepellettien ympäröivästä kanavasta¹. Pelletit koostuvat hieman alle neljän metrin pituisista polttoainesauvoista, jotka sisältävät Pandan lakritsikarkin kokoisia uraanipellettejä. Polttoainesauvat koostuvat suojakuoresta, jonka sisälle on laitettu ydinpolttoaineena käytettävää uraanin isotooppi ^{238}U :a, jota on tavallisesti väkevöity ^{235}U :n suhteen noin 2-4 % [2].

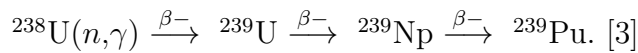
Käyttämätön polttoaine on säteilemätöntä ja tavallisesti polttoaine-elementit kootaan käsityönä. Käytetty polttoaine sen sijaan säteilee voimakkaasti ja jo muutamassa minuutissa ilman säteilysuojaa käytetyn polttoaineen lähellä riittäisi aiheuttamaan hengenvaarallisen säteilysairauden. Käytetyn polttoaineen säteilytaso kuitenkin vaimenee pitkän ajan kuluessa sitä mukaa, kun polttoaineena käytetyn

¹Olkiluoto 1- ja 2-laitosten polttoainetta ympäröi zirkoniumseoksesta valmistettu suojakuori, josta käytetään nimitystä *kanava*. Toisaalta on hyvä muistuttaa, etteivät kaikki polttoaine-elementit ole samanlaisia. Esimerkiksi Olkiluoto 3-laitoksen polttoaine-elementtien rakenne on hyvinkin erilainen. Niissä ei ole ulkopuolista kanavaa. Lisäksi joissain elementeissä on polttoainesauvojen tilalla mittalaitteita. Polttoaine-elementtien ja polttoainesauvojen pituudet vaihtelevat reaktorityypin mukaan.

uraanin hajoamisketjut etenevät.

Lämpöä tai lämpöenergiaa tuottavaan hajoamis- eli fissioreaktioon vaaditaan raskaan atomiytimen hajoaminen. Ydinreaktoreissa käytettävät ^{235}U ja ^{238}U ovat kohtuullisen stabiileja isotooppeja, joiden hajoamiseen vaaditaan jokin ulkoinen tekijä. Ydinreaktioiden aikaansaamiseksi tarvitaan neutroneja, toisin sanoen ulkoinen neutronivuo. Kun neutroni osuu esimerkiksi ^{235}U -yttimeen, niin todennäköisin seuraus on se, että uraani halkeaa kahdeksi pienemmäksi alkuaineeksi. Näiden lisäksi syntyy 2-3 uutta neutronia, jotka voivat aikaansaada uusia fissioreaktioita. Tätä tapahtumaa kutsutaan fissioketjureaktioksi. [2]

Fissioitumisreaktion lisäksi ^{235}U -ydin voi absorboida eli sitoa itseensä siihen osuneen neutronin [2]. Tällöin eräs mahdollinen tapahtumaketju on:



Ydinreaktorissa ketjureaktio saadaan aikaan joko erillisen neutronilähteen tai käytetyn polttoaineen avulla. Rajoittamaton ketjureaktio kiihtyy teoriassa äärettömästi, koska jokaista hajoamista kohti syntyy keskimäärin 2,5 neutronia. Ne voivat aikaansaada 2,5 uutta halkeamista, jolloin reaktorin tuottama teho kasvaa erittäin lyhyessä ajassa eksponentiaalisesti vastaavalla kertoimella. Ketjureaktiota pyritään käytön aikana rajoittamaan siten, että hajoamisten määrä ja sitä kautta reaktorin teho pysyy vakiona. Tämä tarkoittaa sitä, että jokaista fissioreaktiota kohti saa syntyä keskimäärin yksi uusi fissio. Toisin sanoen jokaista hajoamista kohti pyritään estämään keskimäärin 1,5 neutronin osuminen uraaniyttimeen. [2]

Ydinreaktorissa tapahtuvien ketjureaktioiden hallintaan käytetään sekä mekaanisia että fluidisia elementtejä. Yleisesti tunnetuimmat absorbaattorit ovat säätösauvat, joiden sijaintia voidaan muuttaa mekaanisesti polttoainenuippujen välissä. Yleistäen voitaisiin sanoa, että mitä enemmän säätösauvat ovat vedettyinä ulos, sitä enemmän ydinreaktorissa syntyy ketjureaktioita. Toisin sanoen reaktori on sitä reaktiivisempi mitä vähemmän säätösauvat ovat polttoainenuippujen välissä kaappaamassa neutroneja.

Asia ei kuitenkaan ole näin yksiselitteinen. Reaktiivisuuteen vaikuttavat monet muutkin seikat, joita ovat erityisesti muut uraanin hajoamisketjujen seurauksena syntyneet alkuaineet. Näistä tärkeimmät vaikuttavat aineet ovat ksenon ja samarium, joita kutsutaan myös reaktorimyrkyiksi. Reaktiivisuuteen vaikuttavaa ksenonin isotooppia syntyy suoraan uraanin fission ja epäsuorasti fissiona syntyvän jodin hajoamisessa [2]. Näin ollen reaktorin käynnistämisen jälkeen sen sisäinen ksenonpitoisuus

nousee, joka taas rajoittaa uraanin ketjureaktiota niin kauan kuin ksenonin pitoisuus kasvaa. Jossakin vaiheessa ksenon-pitoisuuden kasvu loppuu ja stabiloituu, jolloin sen muutokset eivät vaikuta ennen kuin reaktorin tehotasoa muutetaan. Ksenonpitoisuus tasapainottuu noin 20 tunnissa, kun myrkyttömän reaktorin tehoa nostetaan [2].

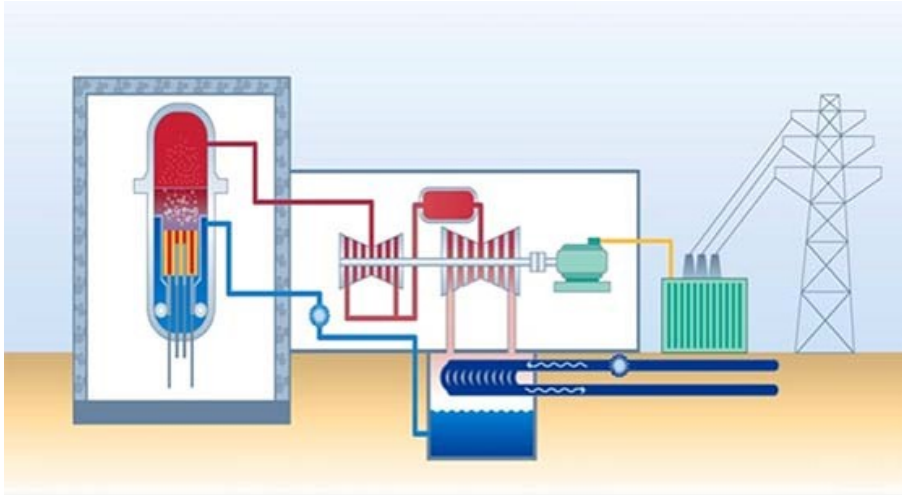
Reaktorin ominaisuuksia ja erityisesti sen sydämen toimintaa yleensä mallinetaan yksinkertaisilla laskuilla, joissa oletetaan polttoaineen ja moderaattorin olevan homogeenisesti eli tasaisesti sekoittuneina. Todellisuudessa asia ei kuitenkaan ole näin, sillä nykyisin käytettävien reaktorien sydämet ovat heterogeenisiä kokonaisuuksia, jotka koostuvat polttoaineriippujen, säätösauvojen sekä moderaattorin muodostamasta kokonaisuudesta. Esimerkiksi neutronivuon tiheyden ja sen paikka- ja energiariippuvuuden sekä reaktorin tehojakauman määrittäminen ovat vaativia tehtäviä, jotka edellyttävät kehittyneitä teoreettisia malleja ja tehokkaita laskentaohjelmia. [2]

Reaktorin tehojakauma kuvataan käyttämällä niin sanottuja tehon muotokertoimia. Muotokertoimet kertovat paikallisen maksimitehotiheyden suhteen reaktorin keskimääräiseen tehotiheyteen. Reaktorin tehojakauma määritellään kolmella muotokertoimella: tehon radiaalisella eli säteen suuntaisella, aksiaalisella eli pystysuuntaisella sekä polttoaineriipun sisäisellä muotokertoimella. Näiden tulo on reaktorin tehon kokonaismuotokerroin. [2]

2.2 Ydinreaktorimallit

Ydinreaktorit voidaan luokitella esimerkiksi niiden käyttötarkoituksen mukaan neljään luokkaan. **Tehoreaktorien** tarkoituksena on energian tuottaminen. Voimalaitosreaktorit ovat yleisesti rakennettu sähkön tuotannon tarpeisiin, mutta joitain reaktortyyppäjä on suunniteltu esimerkiksi kaukolämmön, teollisuuden prosessilämmön tuotantoon tai makean veden valmistukseen merivedestä. Reaktoreita käytetään myös jäänmurtaajien, sukellusveneiden ja sotalaivojen voimanlähteenä. **Tutkimusreaktorit** käytetään reaktorifysiikan, ydinfysiikan ja materiaalfysiikan perustutkimukseen ja soveltavaan tutkimukseen. **Isotooppituotantoreaktorien** avulla tuotetaan alkuaineiden radioaktiivisia isotooppeja tutkimukseen, lääketieteen ja teollisuuden tarpeisiin. **Plutoniumintuottoreaktoreja** käytetään erityisesti ydinaseissa käytettävän plutoniumin tuottamiseen. [2]

Tässä opinnäytetyössä keskitytään ainoastaan tehoreaktoreihin. Tehoreaktorit luokitellaan tyypillisesti moderaattorin ja jäähdytteen mukaan [2]. Olkiluodon reaktorit ovat tyypiltään niin sanottuja kevytvesireaktoreita, joista OL1 ja OL2 ovat kiehu-



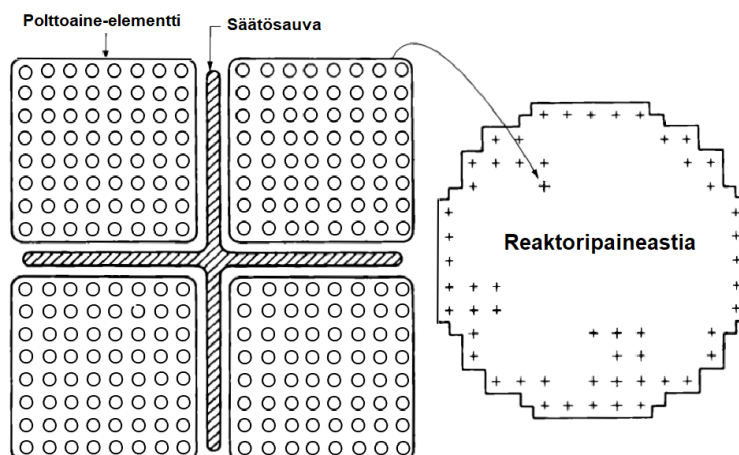
Kuvio 1. Kuvassa on esiteltyä kiehutusvesilaitoksen prosessikaavio. Kuvan oikeassa reunassa näkyy ydinreaktori, joka on suojarakennuksen sisällä. Punainen linja kuvaa höyrykiertoa turbiineille ja sininen linja esittää jäähdytys- ja syöttövesipuolta. Kuva on lainattu viitteestä [11].

tusvesireaktoreita (BWR, *Boiling water reactor*) ja OL3 painevesireaktori (PWR, *Pressurized water reactor*).

Perustavanlaatuisena erona paine- ja kiehutusvesireaktorimalleilla on se, että painevesireaktorissa reaktorisydäntä jäähdyttävän primääripiirin vesi pidetään niin korkeassa paineessa, ettei se kiehu virratessaan reaktorisydämen läpi. Primääripiirin lämpö siirtyy sekundääripiiriin höyrystimien kautta, joista höyry johdetaan turbiineille.

Painevesireaktorimallin eräänä etuna voidaan pitää sitä, että radioaktiivisuus rajautuu pienemmälle osalle putkilinjastoa verrattuna kiehutusvesireaktoriin, jossa reaktorissa syntyvä höyry johdetaan suoraan turbiinille [2]. Toisaalta painevesilaitoksessa tarvitaan enemmän putkilinjoja ja lisäjärjestelmiä. Kiehutusvesilaitoksen toimintaperiaate on esitelty kuviossa 1 ja sen toiminta käydään tarkemmin läpi luvussa 2.3.

Kevytvesireaktorimallien lisäksi maailmalla on käytössä raskasvesi- ja grafiittimoderoituja reaktoreja. CANDU (*Canadian Deuterium Uranium Reactor*) on Kanadassa laajalti käytetty raskasvesireaktorimalli. Paineistetussa (PHWR, *Pressurised heavy-water reactor*) raskasvesireaktorissa käytetään raskasta vettä. CANDU-reaktorin hyvinä ominaisuuksina on, että siinä voidaan käyttää polttoaineena rikastamaton-



Kuvio 2. Kuvan oikeassa reunassa on reaktoripaineastia, jonka sisällä on polttoaine-elementtejä ja niiden välissä ristinmuotoinen säätösauva. Vasemmalla on esitelty reaktoripaineastia, jossa on yli sata tällaista neljän polttoainenipun ja säätösauvan ryhmää. Yhden laitoksen (OL1/OL2) paineastiassa säätösauvoja on 121 kappaletta ja polttoaine-elementtejä 500 kappaletta. [3]

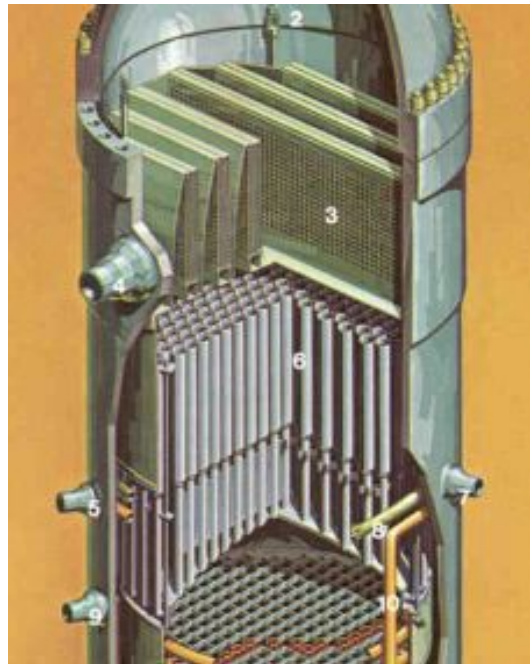
ta uraania ja että polttoaine voidaan vaihtaa tehoajon aikana. Toisaalta huonoina puolina raskaan veden valmistaminen on kallista ja koska rikastamattoman uraanin sisältämä energia on pienempi kuin rikastetun uraanin, polttoainetta joudutaan vaihtamaan useammin. [3]

2.3 Kiehumusvesireaktorin rakenne ja toiminta

Kuten aiemmin mainittua, OL1- ja OL2-ydinreaktorit ovat kiehumusvesityyppisiä. Tässä alaluvussa tutustutaan kyseisen reaktorimallin toimintaperiaatteeseen yksityiskohtaisemmin. Luvussa esitettyjen suureiden lukuarvot ovat Olkiluodon voimaloiden käyttöarvoja.

OL1- ja OL2-laitosten reaktoreissa käytetään nykyisin polttoaine-elementtejä, joissa polttoainemallista riippuen on 10x10- tai 11x11-polttoainesauvaa (esimerkiksi Westinghousen Triton 11) [4]. Yhdessä reaktorissa on 500 polttoaine-elementtiä ja nelilehtisiä säätösauvoja 121 kappaletta [5]. Kuvioista 2 ilmenee säätösauvojen, polttoainesauvojen/-elementtien ja reaktoripaineastian suhteellinen koko ja asettelu toisiinsa verrattuna.

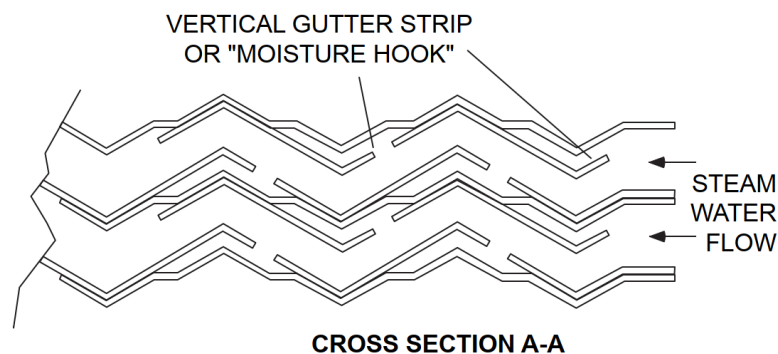
Kiehumusvesireaktorissa fissioenergia siirtyy veteen, joka höyrystyy reaktoripaineastiassa. Veden lämpötila on noin 280-290 °C ja reaktoripaineastian sisäinen paine



Kuvio 3. Kuvassa näkyy kiehutusvesireaktorin yläosassa sijaitseva höyrynerotin(6), höyrynkuvain(3) sekä paineastian kansi(2). Lisäksi polttoaine-elementtejä ja säätösauvoja tukeva sydänristikko näkyy kuvan alareunassa(numeroimaton). Numero 7 on yksi neljästä pääsyöttövesiyhteestä ja numerolla 4 on merkitty yksi neljästä päähöyry-yhteestä. [6]

on noin 70 bar [7]. Paineastian yläosassa oleva höyrynerotin eli separaattori poistaa höyrystä veden. Höyrynerotin on esitelty kuviossa 3. Se koostuu putkista, joihin ajautunut höyry pakotetaan pyörivään liikkeeseen, jolloin höyryä painavampi vesi tiivistyy putkien pinnoille ja valuu takaisin reaktoriin. Höyrynerottimen jälkeen nestemäistä vettä on jäljellä enää alle neljä painopainoprosenttia höyrystä [8].

Höyrynerottimen yläpuolella on höyrynkuvain, joka poistaa vesi-höyryseoksesta lopun nestemäisen veden siten, että sen jälkeen höyryn vesipitoisuus on korkeintaan 0,1 painoprosenttia. Eroteltu vesi palautetaan takaisin reaktorin pääkiertopiiriin imukanavaan. Höyrynkuvain koostuu niin sanotuista kuvainpaketeista (kuvio 4), jotka on koottu poimutetuista levyistä. Jokaisen poimun harjalla on vedenkeräysränni, johon vesipisarot ajautuvat raskaampina ja höyry virtaa mutkitellen paketin läpi. Syy höyryn kuivaamiseen on erityisesti se, etteivät turbiinien siipipyörästöt pyöriessään kestä edes yhtä vesipisaraa. Säteilysuojelun näkökulmasta tällä taas halutaan rajoittaa sydämessä aktivoituneiden metallien(Co-60, Co-58) kulkeutumista turbiinipuolelle. Tehoajon aikana reaktorin yläosasta poistuu vettä höyrynä noin $1250 \frac{\text{kg}}{\text{s}}$, joka palautuu reaktorin alaosaan pääsyöttövesijärjestelmästä niin sanottuna kylmänä (180 °C)



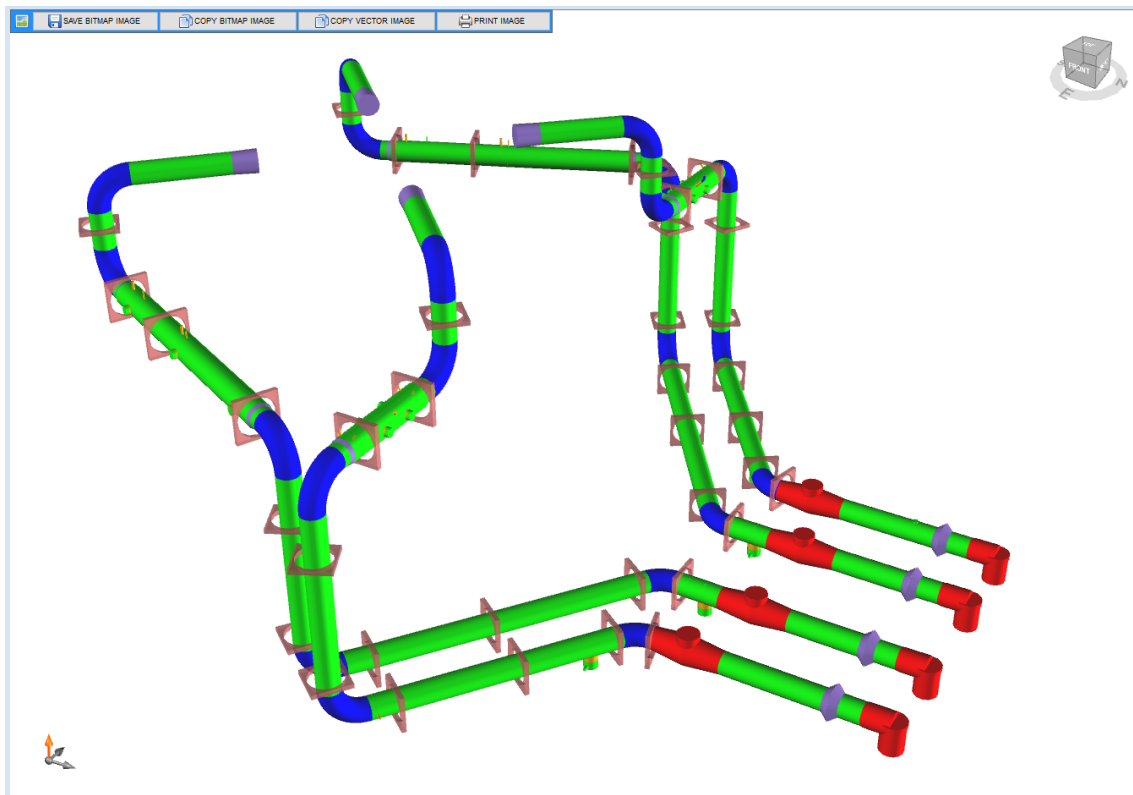
Kuvio 4. Poikkileikkauskuva höyrykuivaimen niin sanotusta kuivainpaketista. Vesihöyry-vesiseos kulkeutuu sisään kuvassa oikealta vasemmalle. Seoksen sisältämä kosteus ajautuu raskaampana kiinni koukkuihin (Moisture hook) ja kevyempi vesihöyry pääsee kanavaa pitkin jatkamaan matkaansa kohti päähöyryputkistoa. [9]

vetenä. [8]

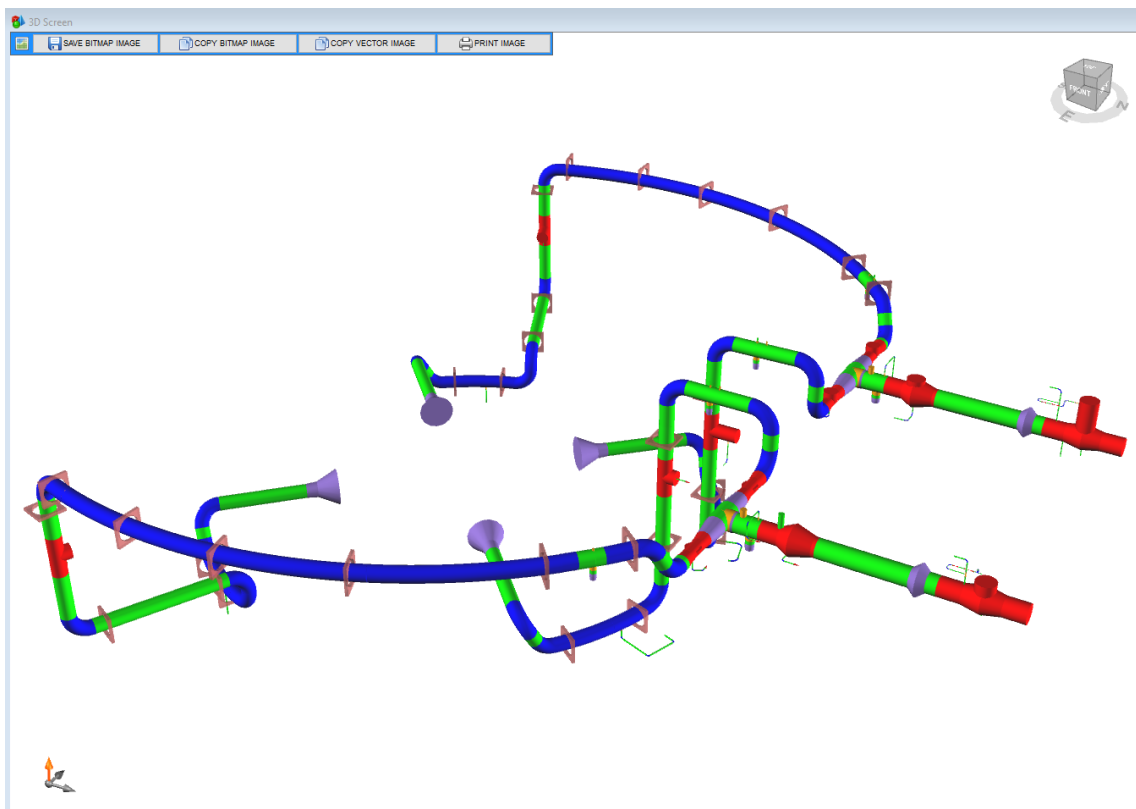
Reaktorin tehoa voidaan säätää joko säätösauvojen avulla tai muuttamalla pääkiertovirtauksen nopeutta. Tehoajon aikana säätösauvoja vedetään vähän kerrallaan ulos reaktorista, jolloin tuoretta polttoainetta paljastuu vähitellen. Tällöin fissioreaktioiden määrä pysyy tasaisena. Pääkiertovirtauksen kasvattaminen vähentää veden aukko-osuutta polttoaineen pinnalla, jolloin lämpöenergia siirtyy veteen tehokkaammin ja neutronit hidastuvat fissioitumisen kannalta otollisemmalle energia-alueelle. Polttoainekierron lopussa ennen vuosihuoltoja siirrytään niin sanottuun coast down -tehoajoon, jossa nostamalla pääkiertovirtausta raja-arvoon saakka pyritään pitämään reaktorin lämpöteho korkeana, vaikka säätösauvat on vedetty ulos. [8]

2.4 Kiehutusvesilaitoksen primääripiiri

OL1- ja OL2-laitosten primääripiiriin kuuluu kuviossa 5 näkyvä päähöyryputkisto, kuviossa 6 esitelty syöttövesiputkisto sekä reaktorin paineastia. Järjestelmä pidetään noin 70 bar paineessa [7]. Reaktoriin syötettävän veden lämpötila on 186 °C ja poistuvan vesihöyryn lämpötila on 286 °C. Hydrostaattisesta paineesta ja paikallisista olosuhteista riippuen paine voi paikallisesti olla hieman korkeampi reaktorin alaosissa. Syöttövesijärjestelmän paineeksi on ilmoitettu vaihteluväli 70–75 bar [10].



Kuvio 5. Päähöyryputkiston suojarakennuksen sisäpuolelle jäävät putkistot. Reaktoripaineastia sijoittuu putkistojen keskelle, kuvassa harmaalla näkyvien yhteiden väliin. Reaktorin suojarakennuksen seinä jää kuvassa punaisella väritettyjen venttiilien väliin. Kuva on otettu ruudunkaappauksena TVO:n sisäisestä putkisto-ohjelmasta (Topology).



Kuvio 6. Pääsyöttövesijärjestelmän suojarakennuksen sisäpuolelle jäävät putkistot. Reaktoripaineastia sijoittuu putkistojen keskelle, kuvassa harmaalla näkyvien yhteiden väliin. Reaktorin suojarakennuksen seinä jää kuvassa punaisella väritysten venttiilien väliin. Kuva on otettu ruudunkaappauksena TVO:n sisäisestä putkisto-ohjelmasta (Topology).

3 Ydinvoimalaitoksen turvallisuussuunnittelu

Ydinenergialaki antaa ydinlaitoksen käyttäjälle kehyksen, jonka sisällä määritellään kaikki ydinvoiman käyttämisessä huomioon otettavat seikat. Turvallisuusvaatimukset ja toimenpiteet täytyy kohdentaa ja mitoittaa oikeassa suhteessa ydinenergian käytön riskeihin. Ydinenergialain 7 §:n nojalla ydinenergian käytön turvallisuus on pidettävä niin korkealla tasolla kuin se on mahdollista käytännöllisin toimenpitein. Turvallisuuden kehitystyötä on tehtävä jatkuvasti siten, että siinä otetaan huomioon ydinvoimalaitosten käyttökokemukset ja turvallisuustutkimukset sekä huomioitava tieteen ja tekniikan kehittyminen. [1]

Tämän opinnäytetyön kannalta Ydinenergialain olennaisimmat kohdat ovat 7 d §, joka koskee käyttöhäiriöihin ja onnettomuuksiin varautumista sekä 7 e §, joka koskee turvallisuuden todentamista ja arviointia. Pykälän 7 d mukaisesti onnettomuuden todennäköisyyden on oltava sitä pienempi, mitä vakavampi onnettomuuden seuraus saattaisi olla ihmisille, ympäristölle tai omaisuudelle [1]. Tämän vuoksi ydinvoimalaitoksella pitää olla riskianalyysit laskettuna erilaisille onnettomuusskenaarioille.

Ydinenergialain pykälässä 7 e ydinvoiman käyttäjä veloitetaan arvioimaan ydinlaitoksen turvallisuutta kokonaisuutena vähintään 10 vuoden välein sekä ydinjätteiden laajamittaista loppusijoitusta toteuttavan laitoksen turvallisuutta 15 vuoden välein [1]. Näin ollen ydinlaitoksen riskianalyysiä on tehtävä ja kehitettävä jatkuvasti, jotta se pysyy kohtuullisen ajantasaisena. Toisaalta riskianalyysiä hyödynnetään myös käytön- ja vuosihuoltojen aikaisessa riskienhallinnassa sekä arvioitaessa laitoksilla tehtäviä muutostöitä.

Ydinvoimalaitoksen turvallisuussuunnittelussa on otettava huomioon syvyysuuntainen puolustusperiaate. Tämän mukaisesti suunnittelu on perustettava useisiin peräkkäisiin, redundantteihin rakenteisiin ja järjestelmiin. Suunnittelu on kohdennettava sekä toiminnallisiin että rakenteellisiin toimintoihin. On myös otettava huomioon eri tilanteissa ja paikoissa saatavat mahdolliset säteilyaltistukset sekä niiden rajoittaminen. Ydinenergian käytöstä aiheutuvia päästöjä on rajoitettava säteilylain 6 §:ssä säädettyä säteilysuojelun optimointiperiaatteen mukaisesti [12]. Käytännössä näihin mainittuihin turvallisuustoimintoihin kuuluu [11]

- Reaktiivisuuden hallinta reaktorissa ja polttoainevarastossa
- Jälkilämmön poisto reaktorista ja käytetystä polttoaineesta
- Radioaktiivisten aineiden leviämisen estäminen, johon kuuluu muun muassa reaktorin suojarakennuksen eristäminen sekä sen eheyden ja tiiveyden säilyttäminen

3.1 Reaktoriturvallisuus Olkiluodossa

Ydinturvallisuuden kannalta on tärkeää, että edellisessä luvussa mainitut kolme tekijää (tehon hallinta, polttoaineen jäähtytys ja radioaktiivisten aineiden eristäminen) toteutuvat kaikissa olosuhteissa. Näiden toteutumista voidaan yleisesti esitellä kahden pääperiaatteen avulla. Ensimmäinen on moninkertaiset vapautumisesteet ja toinen syvyysuuntainen turvallisuusajattelu.

3.1.1 Moninkertaiset vapautumisesteet

OL1- ja OL2-laitoksilla on viisi vapautumisestettä radioaktiivisille aineille: [11]

1. Keraaminen polttoaine
2. Kaasutiivis polttoainesauva
3. Paineenkestävä reaktiopaineastia ja primääripiiri
4. Paineenkestävä reaktorin suojarakennus
5. Reaktorirakennus.

Ensimmäinen vapautumiseste on keraaminen polttoaine. Kovaksi karkaistuilla uraanipelleteillä on hyvä lämmönjohtokyky ja korkea sulamispiste. Toinen vapautumiseste on polttoainesauva, joiden sisälle uraanipelletit ladotaan. Sauvat valmistetaan zirkoniumista. Zirkonium kestää hyvin korrodoitumista sekä korkeita ja vaihtelevia lämpötiloja. Se ei toisaalta absorboi neutroneja, joten se ei toimi moderaattorina/absorbaattorina.

Kolmantena esteenä on reaktoripaineastia ja primääripiirin putkistot. Reaktoripaineastiat röntgenkuvataan jo niiden valmistusvaiheessa mahdollisten rakennemuutosten, säröytymien, huokoisuuden ja epähomogeenisuuden varalta [13]. Niiden

rakenteiden eheyttä tutkitaan ainoastaan (vuosi)huoltojen aikana, koska suojarakennuksen sisälle ei pääse käytön aikana. Paineastioille tehdään ajoittain painetestejä. Primääripiirin putkistoille tehdään määräaikaistarkastuksia. Kaikkia putkia ei kuitenkaan tarkasteta, vaan huomiota kiinnitetään optimointiperiaatteen erityisesti mahdollisiin ongelma-kohtiin. Tällaisia ovat esimerkiksi yhteet, joissa kylmä ja kuuma vesi sekoittuvat eli niin sanotut lämpö- tai painetransienttikohdat.

Reaktorin suojarakennuksen toiminta ja rakenne esitellään tarkemmin luvussa 3.2.3. Suojarakennus on valettu esijännitetystä betonista. Betonin sisään on upotettu teräslevy, joka takaa tiiveyden yhdessä teräksisen suojarakennuksen kupolin kanssa. Betoni toisaalta suojaa teräslevyä korroosiolta, muuttuvilta lämpötiloilta, kuumalta vedeltä, höyrysuihkuiltä sekä mahdollisessa putkikatkokstilanteessa lentäviltä heitteiltä. Suojarakennuksen tiiveys tarkistetaan noin neljän vuoden välein ja se on käytön aikana täytetty typellä. [14]

3.1.2 Syvyysuuntainen turvallisuusajattelu

Syvyysuuntaisella turvallisuusajattelulla tarkoitetaan sitä, että turvallisuustoiminnoille on suunniteltava monta eri tasoa, joilla onnettomuuden kulku voidaan pysäyttää tai sen seurauksia rajoittaa, jos edellistä tasoa vakavamman onnettomuuden vaara on olemassa.

Kiehumusvesireaktorin osalta ensimmäisenä onnettomuusesteenä on negatiivinen takaisinkytkentä. Tällä tarkoitetaan sitä, että reaktorin lämpötilan kasvaessa sen teho laskee, koska lisääntynyt kiehuminen tuottaa vähemmän hitaita neutroneja ja ketjureaktio hidastuu. Toisena esteenä on reaktorin sammuttaminen kahdella eri tavalla eli säätösauvoilla tai booriliuksella. Toisistaan riippumattomat turvallisuusominaisuudet antavat mahdollisuuden sammuttamisen onnistumiselle, jos toinen järjestelmä ei toimita. Toisaalta onnettomuustilanteessa myös katkaistaan pääkiertovirtaus, joka myös pienentää reaktorin tehoa. Kolmantena esteenä ovat erilaiset turvajärjestelmät, joilla pyritään estämään onnettomuustilanteen jatkuminen tai ainakin lieventämään sen seurauksia. Tällaisia järjestelmiä ovat muun muassa reaktorin jäähdytykseen käytettävät erilaiset korkea- ja matalapainehätäjäähdytysjärjestelmät, suojarakennuksen tulvittaminen sekä mahdollisuus reaktorin lisäbooraamiseen lisäboorijärjestelmän avulla. [11]

3.2 Todennäköisyysperusteinen riskianalyysi

Todennäköisyysperusteisessa riskianalyysissä, PRA:ssa² (*probabilistic risk assesment*), tunnistetaan ja hahmotellaan sellaiset tapahtumayhdistelmät, jotka johtavat vakaan reaktorionnettomuuteen eli reaktorisydämen vaurioitumiseen. PRA:ssa arvioidaan jokaisen tapahtumayhdistelmän yleisyyden (todennäköisyyden tai taajuuden) ja onnettomuuden seurausvaikutukset. PRA-mallin tuloksena saadaan muun muassa sydänvaurioon johtavat onnettomuusketjut eli vikayhdistelmät ja niiden todennäköisyydet sekä sydänvaurion kokonaistodennäköisyys. Lopputulos esitetään tavallisesti sydänvauriotaajuutena eli todennäköisyytenä vuoden aikana, jonka yksikkö on $\frac{1}{a}$. [2]

Teollisuuden Voima Oyj:n OL1/OL2-todennäköisyysperusteinen riskianalyysi perustuu vuonna 1984 aloitettuun tutkimusohjelmaan. Vaikka varsinainen tutkimusohjelma lopetettiin vuonna 2016, jatkuu riskianalyysin päivittäminen edelleen. PRA-tutkimusohjelma jaotellaan karkeasti kolmeen tasoon, jossa taso 1 käsittää sydänvauriot, taso 2 suojarakennukseen liittyvät vauriot ja päästöt ja taso 3 vaikutukset yhteiskuntaan. [16]

Vakavaksi sydänvaurioksi määritellään tapahtuma, jossa kuumimman polttoainesauvan pintalämpötila ylittää 1204 °C (2200 °F), jolloin metalli-vesi-reaktion katsotaan alkavan kiihtymään voimakkaasti. [16] Ongelmaksi muodostuu myös vedyn muodostuminen, kun zirkoniumiset polttoainesauvat reagoivat veden kanssa: $Zr + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2$.

Vakavan häiriön tai onnettomuuden voivat käynnistää laitossyöksikön toiminnalliset viat, transientit, putkikatkokset tai ulkoiset tapahtumat, kuten sähköverkon menetys, tulva tai maanjäristys [17]. Luotettavuusanalyyseissa ja monissa häiriöanalyyseissa käytetään alkutapahtumiin pohjautuvaa jaottelua. Suojarakennuksen sisäiset putkikatkokset ovat sydämen hätäjähdytyksen ja suojarakennuksen toiminnan kannalta tärkeimmät häiriötilanteet [17]. Kolmannen tason käsittelyä ydinvoimalaitosten PRA:ssa ei kuitenkaan viranomaisen puolesta vaadita, eikä se siten ole täysimittaisesti käytössä.

Ajantasaista todennäköisyysperusteista riskianalyysiä voidaan käyttää ja hyödyntää häiriö- ja vikatilanteissa, erilaisten laitosmuutosten ja suunnittelun tukemisessa sekä riskitason seurannassa. Sitä voidaan käyttää päätöksenteon tukena esimerkiksi

²Säteilyturvakeskus julkaisi vuonna 2013 YVL A.7-ohjeen, jossa käsite PRA otettiin Suomessa käyttöön. Tätä ennen käytettiin käsitettä PSA *probabilistic safety analysis* eli todennäköisyyspohjainen turvallisuusanalyysi. [15]

haettaessa Säteilyturvakeskukselta lupaa turvallisuusteknisistä käyttöehdoista poikkeamiseen. Tällöin se toimii kvantitatiivisena argumentointivälineenä voimayhtiön ja viranomaisen välillä. Pitkällä tähtäimellä riskianalyysiä voidaan käyttää apuna myös henkilöstön koulutuksessa. [16]

3.2.1 Alkutapahtumat

Alkutapahtumalla tarkoitetaan sellaista yksittäistä tapahtumaa, joka vaatii laitoksen turvallisuustoimintojen käynnistämistä reaktorissa tai polttoainealtaassa olevan ydinpolttoaineen vaurioitumisen estämiseksi. Alkutapahtumat jaetaan sisäisiin alkutapahtumiin sekä sisäisiin ja ulkoisiin uhkiin. Sisäisiksi alkutapahtumiksi ja sisäisiksi uhkiksi luetaan sisäiset tapahtumat, kuten sisäiset tulipalot, sisäiset tulvat, lämpönierun (lauhduttimen) menetys, sähkönsyötön menetys, raskaista nostoista ja prosessin sisäisistä syistä johtuvat heitteet (missiilit). Ulkoisiksi uhkiksi luetaan seismiset ilmiöt, poikkeukselliset sääolosuhteet ja muut ympäristöstä sekä ihmisen toiminnasta johtuvat tekijät. Tässä opinnäytetyössä selvitetään jäähdytteenmenetysonnettomuuden todennäköisyyttä, joka lukeutuu edellisessä listauksessa mainittuihin sisäisiin tapahtumiin. [18]

3.2.2 Pääturvallisuusjärjestelmät

Pääturvallisuusjärjestelmille ei ole olemassa mitään yksikäsitteistä määritelmää, koska ne kuuluvat olennaisesti osaksi muita turvallisuusjärjestelmiä. Yleisesti kiehutusvesilaitosten pääturvallisuusjärjestelmät kuitenkin voidaan jaotella niiden turvallisuustoiminnon perusteella. Pääturvallisuustoimintoja ovat erityisesti reaktorin sammutus, primääripiirin ylipainesuojaus ja paineenalennus, reaktorisydämen jäähdytys, jälkilämmön poisto sekä suojarakennuksen ylipainesuojaus ja paineenalennus. [19]

Reaktorin sammutusjärjestelmiä onkin jo aiemmin käsitelty pintapuolisesti kappaleessa 3.1.2. Primääripiirin ylipainesuojaus ja paineenalennus on toteutettu puhallusventtiileillä, varoventtiileillä ja nopeasti avautuvilla sulkuventtiileillä. Sulkuventtiilit ovat yhteydessä lauhdutusaltaisiin, joissa ylimääräinen höyry lauhtuu ja samalla paine pienenee. Nämä asiat käydään läpi tarkemmin seuraavassa luvussa 3.2.3.

3.2.3 Suojarakennus ja sen käyttäytyminen LOCA-onnettomuudessa

Luvussa 3.1.1 kerrottiin moninkertaisista vapautumisesteistä, joista neljäntenä mainittiin reaktorin suojarakennus. Suojarakennus toimii primääripiiriä seuraavana suojana. Tässä luvussa kuvataan OL1- ja OL2-laitosten suojarakennuksen rakenne ja toimintaperiaate. Suojarakennuksen rakenne on esitelty kuviossa 7.

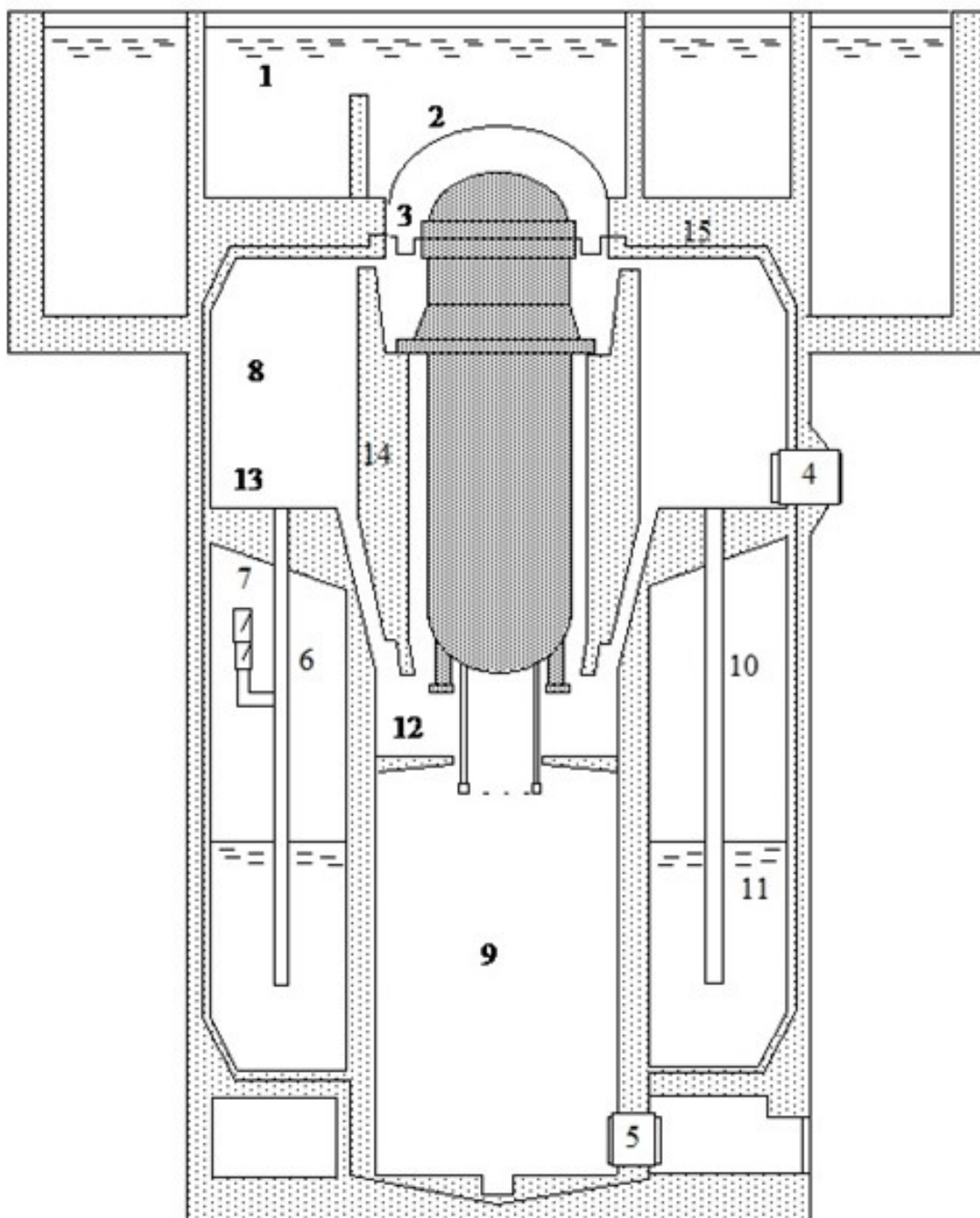
Olkiluoto 1- ja 2-laitosten suojarakennusten rungot on valettu esijännitetystä teräsbetonista. Suojarakennusten seinien sisällä on teräsvuoraus, joka takaa suojarakennuksen tiiviyn. Seinämien paksuus on 1100 mm ja kyseinen, noin 5 mm paksuinen, teräslevy sijoittuu 250 mm kohdalle seinämän sisäpinnasta mitattuna. Vuorauksen sisäpuolinen betonikerros suojaa teräsvuoraukselta missiileiltä (heitteet) sekä veden ja höyryn aiheuttamilta suihkuvoimilta onnettomuustilanteissa. Reaktorin ympäröivä betoninen seinä taas toimii sekä säteilysuojana että paineastian tukirakenteena reaktorin ja suojarakennuksen kuivatilan välillä. [14]

OL1- ja OL2-reaktorien suojarakennusten toiminta perustuu niin sanottuun PS-periaatteeseen. Lyhenne tulee sanoista *pressure suppression*, suomeksi siis paineenalennusperiaate. Nimensä mukaisesti PS-periaatteella toimivan suojarakennuksen tarkoituksena on hidastaa reaktorista vapautuvan paineen kasvunopeus siten, ettei se vaurioittaisi nopean paineenmuutoksen tapahtuessa suojarakennusta itsessään. [14]

Vertailun vuoksi täytyy mainita, että painevesilaitoksissa (esim. OL3) on käytössä niin sanottu täyspainesuojarakennus. Tämä eroaa PS-suojarakennuksesta siten, ettei siinä tarvita lauhdutustoimintaa, koska suojarakennus on huomattavasti suurempi. Tällöin mahdollisessa onnettomuustilanteessa ylipaine purkautuu suojarakennuksen sisään. Täyspainesuojarakennuksen toimintaan ei ole tämän opinnäytetyön puitteissa tarvetta pureutua tämän syvällisemmin. On kuitenkin tässä yhteydessä hyvä mainita, että erityyppisten ydinvoimalaitosten suojarakennukset voivat myös olla erilaisia.

Paineenalennussuojarakennus jakaantuu kahteen päätilavuuteen, joita ovat niin sanottu kuivatila (*dry well*) ja märkätila (*wet well*). Kuivatila toimii primääritilana ja märkätila sekundääritilana. Kuivatila jakautuu edelleen kahteen osaan eli ylempään ja alempaan kuivatilaan. Märkätilaan kuuluu taas lauhdutusallas (*condensation pool*) ja kaasutila (puristustila, *compression chamber*). Kuivatilan tilavuus on noin 4600 m³, märkätilan tilavuus on noin 2700 m³, josta lauhdutusaltaan osuus on noin 2700 m³. [14]

Ylemmästä kuivatilasta on johdettu 16 alaspuhallusputkea märkätilan kaasutilan läpi. Putkien pää on lauhdutusaltaan noin 6,5 m syvyydellä. Jäähdytteenmenetys-



Kuvio 7. Sivuprofiili OL1- ja OL2-laitosten reaktorista ja suojarakennuksesta. 1. Polttoainealtaat, 2. PS-kupoli, 3. PS-tiiviste, 4. Ylempi henkilösulku, 5. Alempi henkilösulku, 6. Alaspuhallusputket, 7. Lauhdutusjärjestelmän(316) takaiskuventtiilit, 8. Ylempi kuivatila, 9. Alempi kuivatila, 10. Märkätila, 11. Lauhdutusallas, 12. Huoltotaso, 13. Välitaso, 14. Biologinen suoja, 15. Tiivistävä teräslevy. [14]

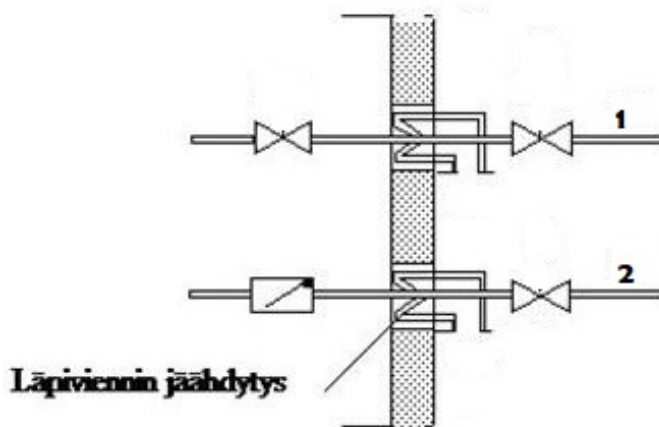
eli LOCA-onnettomuudessa reaktorista poistuva paine (pääasiassa vesihöyry) purkautuu suojarakennuksen ylempään kuivatilaan. Alaspuhallusputkissa höyry syrjäyttää veden, jolloin se menee lauhdutusaltaaseen ja höyry lauhtuu. Mikäli ruiskutus ja PS-toiminto ei toimi niin suojarakennuksen paine kasvaa yli suunnittelupaineen. Tämän varalta sammutetun reaktorin jäähdytysjärjestelmän putkistossa on paine-/murtolevy, jonka avulla vältetään suojarakennuksen murtuminen. Painelevyn murtumisen seurauksena suojarakennuksessa oleva ylipaine/höyry pääsisi purkautumaan turbiinilaitoksen katolle. [14]

Märkätilan kaasutilassa on alaspuhallusputkien lisäksi jousikuormitettuja takaiskuventtiileitä. Takaiskuventtiilit yhdessä alaspuhallusputkien kanssa muodostavat kaasujen virtausreitit märkätilan kaasutilasta ylempään kuivatilaan. Venttiilien toiminta on suunniteltu siten, että märkätilan ylipaine kuiva-tilaan nähden ei voi missään tilanteessa ylittää 50 kPa:a. Venttiilit avautuvat, kun märkätilan paine ylittää kuivatilan paineen 3 kPa:lla. Venttiilien tiiveys ja toiminta testataan vuosittain. [14]

Prosessiputkien läpiviennit suojarakennuksen seinän läpi on toteutettu suojarakennuksen suunnitteluvaatimusten mukaisesti. Toteutuksessa on otettu huomioon toiminnasta välittyvät voimat sekä oletetuissa onnettomuustilanteissa mahdollisesti esiintyvät kuormitukset, kuten lämpökuormat, suihkuvoimat, putki-iskut ja lentävien esineiden törmäykset. Lämpökuorman tai lämmön vaihtelun rajoittamiseksi läpivientien kohtiin on rakennettu prosessiputkien ulkopuolisia jäähdytysjärjestelmiä kuten kuvion 8 kaaviokuvassa näky. [14]

Kuviossa 8 näkyy myös päähöyry- ja pääsyöttövesijärjestelmien prosessiputkistojen suojarakennuksen sisä- ja ulkopuoliset sulkuventtiilit. Tässä opinnäytetyössä tehdyn selvityksen kannalta sisempien eristysventtiilien merkitys LOCA-tilanteessa on olennainen, koska se on viimeinen este reaktorista poistuvalla höyryllä (ja toisaalta myös reaktoriin menevälle vedelle) suojarakennuksen sisäpuolella. Tämän vuoksi suojarakennuksen ulkopuoliset vuodot voidaan LOCA-laskuissa jättää huomiotta, koska ne pystytään estämään pelkästään sulkemalla kyseiset venttiilit. Venttiilien sisäpuolisiin vuotoihin joudutaan varautumaan muilla tavoilla. [14]

Reaktorisydäntä jäähdytetään ja jälkilämpö poistetaan pääsyöttövesijärjestelmän ja lauhduttimen avulla, jos niitä vain on mahdollista käyttää. Kyseisten järjestelmien ollessa pois käytöstä voidaan vettä pumpata apusyöttövesijärjestelmän avulla ja puhaltaa höyry lauhdutusaltaaseen. Jäähdytykseen voidaan käyttää myös reaktorisydämen ruiskutusjärjestelmää, jonka käyttö vaatii reaktorin paineen alentamisen.



Kuvio 8. Kuvassa suojarakennuksen läpiviennit päähöyry-(1) ja pääsyöttövesijärjestelmille (2) sekä niiden jäähdytysputket. [14]

Paineen alentamisen jälkeenkin apusyöttövesijärjestelmä riittää jälkilämmön poistoon yksinään. [19]

Olkiluodon 1- ja 2-laitoksilla on määritelty muutamia erilaisia onnettomuusvalvontaketjuja, joiden avulla tietty laitteisto tai rakennus saadaan eristettyä onnettomuustilanteessa. Näitä ketjuja ovat muun muassa I-ketju (suojarakennuksen valvonta), A-ketju (höyryputkien valvonta), M-ketju (syöttöveden valvonta), Y-ketju (reaktorirakennuksen valvonta). Tämän opinnäytetyön kannalta kiinnostavin valvonta- tai eristysketju on I-ketju. Sen tehtävänä on käynnistää reaktorin suojarakennuksen eristys kahdessa tapauksessa: 1) suojarakennuksen sisällä tapahtuu putkirikko tai 2) polttoainetta on vaurioitunut. [20]

Laitoksen varautumistilanteisiin on lähdettävä aina vakavimman seurauksen periaatteella, jonka vuoksi I-ketjun laukeaminen aiheuttaa myös laajaa mediahuomiota. Näin kävi esimerkiksi 10.12.2020, kun I-ketju laukesi Olkiluodon 2-laitoksella. Laukeaminen oli seurausta siitä, että reaktorin vedenpuhdistusjärjestelmään tuli vika, jonka seurauksena suodattimiin kertyneitä radioaktiivisia aineita pääsi irtoamaan takaisin jäähdytyskiertoon. Tässä tapauksessa mitään vaaraa säteilyturvallisuuden kannalta ei ollut, mutta ennen vian paikallistamista varautumistoimet mitoitetaan siten, että primääripiirin jäähdytteenmenetysonnettomuus olisi tapahtunut. Toisin sanoen turvallisuus- ja varautumistoimet mitoitetaan aina pahimman mahdollisen tapauksen suhteen, jolloin kaikki lievemmätkin tapaukset tulevat hoidetuiksi.

4 Matemaattiset mallit

4.1 Todennäköisyyslaskenta ja luotettavuusanalyysit

Diskreetti satunaismuuttuja on satunaismuuttuja, jolla on laskettavissa oleva arvojoukko. Jos diskreetillä satunaismuuttujalla X on joukko diskreettejä mahdollisia arvoja x_1, x_2, \dots, x_n , niin todennäköisyysmassafunktio (pmf, *probability mass function*) [21]

$$f(x_i) \geq 0, \text{ kaikille } i \quad (1)$$

$$\sum_{i=1}^n f(x_i) = 1 \quad (2)$$

$$f(x_i) = P\{X = x_i\}. \quad (3)$$

Määritellään lisäksi kumulatiivinen jakaumafunktio (cdf, *cumulative distribution function*) [21]

$$f(x_i) = P\{X \leq x_i\}. \quad (4)$$

Diskreetin satunaismuuttujan Keskiarvo μ ja varianssi σ^2 voidaan määrittellä pmf:n avulla siten, että [21]

$$\mu = E[X] = \sum_i x_i f(x_i) \text{ ja} \quad (5)$$

$$\sigma^2 = V[X] = \sum_i (x_i - \mu)^2 f(x_i) = \sum_i x_i^2 f(x_i) - \mu^2. \quad (6)$$

4.1.1 Binomijakauma

Binomijakaumaa voidaan hyödyntää tilanteissa, joissa kunkin tapahtuman tai testin tuloksena voidaan saada vain kaksi mahdollista tapahtumaa. Tämä voidaan käsittää parhaiten esimerkin avulla. Olkoon meillä kuusitahoinen noppa. Jokaisella nopanheitolla voidaan saada jokin tulos välillä 1-6. Tällöin yksittäisille todennäköisyyksille saada jokin tietty numero, esimerkiksi numero 6, on kaksi vaihtoehtoa. Jos saamme heitolla numeron 6, niin tulos on *tosi*. Jos taas saimme jonkin numeron väliltä 1-5, niin tulos on *epätosi*. Tämä esimerkki on niin sanottu Bernoulli-tutkimus, satunnaiskoe, jolla on vain kaksi lopputulosta eli *tosi* tai *epätosi*. Tutkijan tehtäväksi jää määrittellä kumpi vaihtoehdoista on *tosi* ja kumpi *epätosi* ja esimerkiksi toisessa kokeessa voisi olla, että numeron 6 saaminen on *epätosi* ja mikä tahansa numero väliltä 1-5 on *tosi*. [21]

Binomijakauman todennäköisyysmassafunktio (pmf) antaa onnistumisten määrän k täsmälleen tietyssä yritysten määrässä m : [21]

$$f(k) = \binom{m}{k} p^k q^{m-k}, 0 \leq p \leq 1, q = 1 - p, k = 0, 1, 2, \dots, m, \quad (7)$$

missä p on määriteltyjen tapahtumien onnistumistodennäköisyys, q (tai $1 - p$) epäonnistumisen todennäköisyys, m toisistaan riippumattomien yritysten lukumäärä, k onnistumisten lukumäärä m :n yrityksen aikana ja binomikerroin [21]

$$\binom{m}{k} = C_k^m = \frac{m!}{k!(m-k)!}. \quad (8)$$

Koska $p + q = 1$, voidaan molemmat puolet korottaa potenssiin j , jolloin [21]

$$(p + q)^j = 1. \quad (9)$$

Binomijakauman yleinen yhtälö on muotoa [21]

$$\sum_{k=0}^m f(k) = F(m) = (p + q)^j = 1. \quad (10)$$

Kumulatiivinen jakaumafunktio (cdf) antaa binomijakaumalle $F(k)$ todennäköisyyden korkeintaan k -kappaleelle onnistumisia m määrällä yrityksillä. Cdf määritellään

käyttämällä binomijakaumalle pmf:ta: [21]

$$F(k) = \sum_{i=0}^k \binom{m}{i} p^i q^{m-i}. \quad (11)$$

Binomijakauman keskiarvo [21]

$$\mu = mp \quad (12)$$

ja varianssi [21]

$$\sigma^2 = mp(1 - p). \quad (13)$$

4.1.2 Poisson-jakauma

Poisson-jakaumaa sovelletaan tilanteisiin, joissa onnistumisen todennäköisyys p on pieni, testitapahtumien lukumäärä m suuri ja binomikertoimien arvioiminen hankalaa. Se on diskreettijakautunut todennäköisyysmassafunktio. Poisson-jakauman pmf määritellään siten, että [21]

$$f(k) = \frac{\mu^k}{k!} e^{-\mu}; \quad k = 0, 1, 2, \dots, \quad (14)$$

missä μ on Poissonin satunnaismuuttujalle sekä keskiarvo että varianssi. Olettaen m kappaletta Bernoulli-yrityksiä Poisson-jakaumalle, joille onnistumisen todennäköisyys on p , voidaan laskea keskiarvo ja varianssi yhtälöistä: [21]

$$\mu = mp \quad (15)$$

$$\sigma^2 = mp. \quad (16)$$

Jakaumaa hyödynnetään monissa teollisuuden ja laaduntarkkailun sovelluksissa. Tällaisia voivat olla esimerkiksi sähkökatkosten lukumäärä tietyllä aikavälillä, huonolaatuisten tuotteiden lukumäärä tietyssä tuote-erässä tai tutkielman aiheeseen viitaten *putkirikkojen lukumäärä tiettyä putkimetrimäärää kohden*. [21]

4.2 Murtumataajuuden laskeminen

R-Book-menetelmä kehitettiin aiemmista putkistotutkimuksista kerätyn tiedon analysointia varten. Se on yksinkertainen malli, jonka avulla tietyn putkiston murtumataajuus saadaan määriteltyä. Malli ottaa huomioon vuotojen lisäksi myös kaikki havaitut säröytymiset ja komponenttien heikentymiset. Tämä on erittäin olennaista, koska putken murtumaa edeltää aina sen jonkin asteinen heikentyminen. Alla olevasta yhtälöstä (17) voidaan laskea komponentin i murtumataajuus: [22]

$$\rho_{ix} = \sum_{k=1}^{M_i} \lambda_{ik} P_{ik}\{R_x | F\}, \quad (17)$$

missä M_i on mahdollisten vaurioitumismekanismien määrä komponentille i , λ_{ik} on komponentin i säröytymistäajuus vaurioitumismekanismista k johtuen ja $P_{ik}\{R_x | F\}$ ehdollinen todennäköisyys murtumalle x , jos komponentti i on säröytynyt syystä k . Säröytymistäajuus lasketaan yhtälöstä: [22]

$$\lambda_{ik} = \frac{n_{ik}}{f_{ik} N_{ik} T_{ik}}, \quad (18)$$

missä n_{ik} on vaurioiden lukumäärä (kaikki säröytymät, vuodot ja murtumat), N_{ik} on järjestelmässä olevien komponenttien lukumäärä, T_{ik} on i komponenttityypin kokonaisaltistumisaika. Termi f_{ik} on tietylle vikaantumistavalle alttiiden komponenttien osuus kyseisen komponenttityypin kokonaispopulaatiosta. Termi $f_{ik} = 1$, jos komponenttien vikaantumisalttiutta ei tiedetä. Tällöin yhtälö 17 sievenee muotoon: [22]

$$\rho_{ix} = \sum_{k=1}^{M_i} \frac{n_{ik}}{N_{ik} T_{ik}} P_{ik}\{R_x | F\}. \quad (19)$$

Ehdollinen todennäköisyys, $P_{ik}\{R_x | F\}$, määritellään asiantuntijatiedon, esimerkiksi Beliczey-Schulz-korrelaation, avulla. [22]

4.3 Murtumavirtausten kynnsarvot

Eri putkikokojen murtumiskokojen erottamiseksi voi olla tarpeen määritellä murtumavirtausten kynnsarvot. Murtumavirtaus riippuu pääasiassa putken ja murtuman koosta sekä järjestelmän paineesta. R-Book-menetelmä on kehitetty erityisesti pohjoismaisia ydinvoimalaitoksia varten, joten alan kirjallisuudessa voi esiintyä erilaisia kynnsarvojen määrittelyvälejä.

Käytännössä pienikin säröytymä voi ajan myötä johtaa vuotoon, joka voi taas edelleen aiheuttaa suuren murtumavirtauksen. Seuraavaksi täytyy määritellä eri kategoriat murtumavirtauksille. Muuntamiseen voidaan käyttää esimerkiksi Moodyn murtumavirtausmallia. Alla olevasta yhtälöstä saadaan määriteltyä kynnsarvoa [23]

$$D = \left(\frac{4 FR}{\pi G} \right)^{\frac{1}{2}}, \quad (20)$$

missä virtausmäärä [23]

$$FR = GA = G \frac{\pi D^2}{4}. \quad (21)$$

Virtausmäärän yksikkö on $\left[\frac{\text{kg}}{\text{s}} \right]$. Käytettäessä paineen arvona 7 MPa BWR-laitokselle ja 15 MPa PWR-laitokselle sekä G-arvoina (saturoituneelle vedelle) $39500 \frac{\text{kg}}{\text{m}^2}$ (BWR) ja $53000 \frac{\text{kg}}{\text{m}^2}$ (PWR) saadaan putkiläpimitoille taulukon 20 mukaiset tulokset. [23]

Taulukko 1. Murtumavirtausten kynnsarvot ja niitä vastaavat läpimitat laskettuna yhtälön (20) avulla. [23]

Murtumavirtauksen kynnsarvo (FR)	BWR läpimitta	PWR läpimitta
$> 5 \frac{\text{kg}}{\text{s}}$	$> 13 \text{ mm}$	$> 11 \text{ mm}$
$> 20 \frac{\text{kg}}{\text{s}}$	$> 25 \text{ mm}$	$> 22 \text{ mm}$
$> 100 \frac{\text{kg}}{\text{s}}$	$> 57 \text{ mm}$	$> 49 \text{ mm}$
$> 400 \frac{\text{kg}}{\text{s}}$	$> 114 \text{ mm}$	$> 98 \text{ mm}$

4.4 R-Book-menetelmä

R-Book-menetelmä pohjautuu luvussa 4.2 esitettyyn yhtälöön (17). Erona kuitenkin on se, että yhtälön oikeaa puolta kerrotaan tarvittaessa vakiolla I_{ik} , joka on niin sanottu eheydenhallintatekijä (*integrity management factor*) komponentille i ja vaurio-/säröytymismekanismille k . Tekijän tehtävänä on hienosäätää murtumistaajuuden arvoa tapauksissa, joissa putkistojen kuntoa on valvottu eritavalla kuin vikatietokannassa keskimäärin. Tällaisia valvontamenetelmiä ovat esimerkiksi vuotojen havaitseminen sekä tutkimusmenetelmät, jotka eivät vaadi putkien rikkomista (NDE, *volumetric non-destructive examination*). NDE-menetelmillä tarkoitetaan yleensä erilaisia kuvantamismenetelmiä. R-Book-menetelmän käyttämä yhtälö on siten muotoa: [22]

$$\rho_{ix} = \sum_{k=1}^{M_i} \lambda_{ik} P_{ik} \{R_x | F\} I_{ik}. \quad (22)$$

4.5 Tietojen käsittely

Tietojenkäsittelyssä tärkein tehtävä on järjestellä ja kategorisoida laajan CODAP-tietokannan³ aineisto järkevästi, jotta saadaan tarkoituksenmukaiset ja käyttökelpoiset murtumataajuudet PRA-analyysiä varten. CODAP-tietokanta esitellään tarkemmin luvussa 5.3. CODAP-tietokanta jakaa datan eri vaurio- ja murtumamekanismeihin, jotka edelleen jaetaan alla oleviin kategorioihin: [23]

- Pohjoismaalainen tai ei-pohjoismaalainen
- ASME koodiluokat 1-2 (BWR tai PWR)
- Komponenttityyppi (hitsi, T-yhde ym.)
- Materiaali: SS (ruostumaton teräs, *stainless steel*) tai CS (hiiliteräs, *carbon steel*)
- Putkikoko: otettava huomioon, koska murtumataajuudet määritellään eri virtausnopeuksien mukaan

³CODAP = Component Operational Experience, Degradation and Ageing Programme.

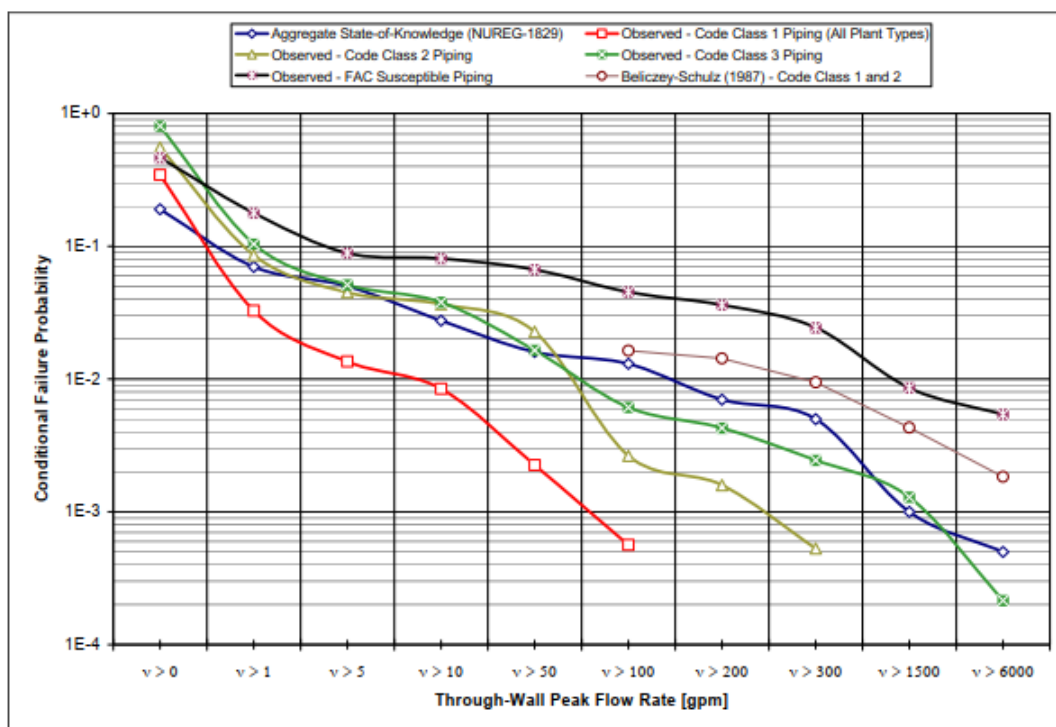


Figure 3 Likelihood of Pipe Failure According to Empirical Data & Theory

Kuvio 9. Erilaisia asiantuntijoiden määrittelemiä korrelaatioita posteriori-kaumalle. [22]

4.5.1 Tiedonkäsittelyrutiini vaiheittain

Tässä aluvuossa käydään läpi R-Book-menetelmän tietojenkäsittely vaiheittain. Se aloitetaan raakadatan hankkimisella käytössä olevista tietokannoista ja päätetään laskuista saatujen tulosten esittelyyn.

Aluksi käsiteltävä raakadata haetaan CODAP-tietokannasta, josta valitaan laitostyyppi (tässä BWR) ja tarkasteltava järjestelmä (esimerkiksi pähöryputkisto). Tämän jälkeen valitaan putkikomponentti (hitsi, T-yhde ym.) ja taulukoidaan tapahtumien lukumäärät putkikoon, materiaalin ja vioittumismekanismien perusteella. Seuraavaksi määritellään niin sanottu altistumistermi (vikaantumispistearvion nimitäjä). Se koostuu havaittujen kohteiden lukumäärästä ja niiden käyttöajasta.

Kolmannessa vaiheessa käyttökokemushistorialle suoritetaan laadullinen tutkimus, jossa tarkastellaan onko tapahtumien taustatiedoissa ilmeisiä virheitä. Tuloksille tehdään myös alustava tarkistus, jonka painopisteenä on poistaa mahdolliset epäselvät luokittelut. Tämän lisäksi on päätettävä, onko tilastolliselle analyysille riittävästi perusteita. Esimerkiksi on varmistettava, että komponenttijoukolle löytyy riittävästi

tietoa valituille tapahtumille.

Neljännessä ja viimeisessä vaiheessa täytyy laskea putkikokoa vastaava raja-arvo virtausmäärälle posteriorijakauman määrittämistä varten yhtälön 21 avulla. Tämän jälkeen lopputulos saadaan yhtälöstä 22. Kun virtausmäärä on tiedossa, termin $P_{ik}\{R_x | F\}$ arvo voidaan arvioida joko kuvion 9 kuvaajan (Beliczey-Schulz) avulla tai käyttämällä Beliczey-Schulzin kaavaa: [24]

$$P_{ik}\{R_x | F\} = \left(9,6 \cdot \frac{DN}{25} + 0,4 \cdot \frac{DN^2}{25} \right)^{-1}, \quad (23)$$

missä DN on nimellishalkaisija millimetreinä. Kuvion 9 kuvaaja "aggregate state-of-knowledge correlation" on vapaasti suomennettuna *asiantuntija-arvioon perustuva korrelaatio*. Lähteen [24] mukaan yhtälö on määritelty nimellishalkaisijoiltaan DN25–DN250 putkistojen avulla. Tässä opinnäytetyössä yhtälöä joudutaan ekstrapoloimaan pähöyry- ja pääsyöttövesiputkien laskuissa, koska niiden nimellishalkaisijat ovat DN400 ja DN300.

5 Putkistojen vaurioitumismekanismit

Putkistojen vaurioitumiseen johtavat tekijät liittyvät pääasiassa käyttöympäristöön ja käyttöolosuhteisiin sekä näiden yhteisvaikutuksiin. Putken vaurioitumiseen johtavia tekijöitä kutsutaan vaurioitumismekanismeiksi. R-Book-menetelmän perusidea pohjautuu siihen, että putkistoissa vaikuttavien vaurioitumismekanismien vaikutukset putkikatkon toteutumiselle arvioidaan järjestelmäkohtaisesti. Analyysi perustuu siis käytännössä eri järjestelmien ominaisimpien vaurioitumismekanismien tunnistamiseen. Viitteessä [25] on esitelty tarkemmin erilaisia putkistojen vaurioitumismekanismeja:

- Suunnittelu- ja valmistusvirheet (D&C, *Design & Construction*), myös huoltoihin liittyvät virheet (inhimilliset virheet)
- Metallin väsymisilmiöt: korroosioväsyminen (CF, *Corrosion Fatigue*), lämpöväsyminen (TF, *Thermal Fatigue*), värähtely (VF, *Vibration Fatigue*) ja kuormanmuutoksiin liittyvät väsymiset (LCF, *Low-Cycle Fatigue* ja HCF, *High-Cycle Fatigue*)
- Paikallinen korroosio: galvaaninen korroosio, pistekorroosio (PIT, *Pitting*) ja mikrobien aiheuttama korroosio (MIC, *Microbiologically Influenced Corrosion*)
- Virtauksen aikaansaama vaurioituminen: eroosikorroosio (E/C, *Erosion / Corrosion*), eroosio-kavitaatio (E-C, *Erosion-Cavitation*) ja virtauskorroosio (FAC, *Flow Accelerated Corrosion*)
- Jännityskorroosio (SCC, *Stress Corrosion Cracking*): raerajan jännityskorroosio (IGSCC, *Intergranular SCC*), rakeiden läpi menevä jännityskorroosio (TGSCC, *Transgranular SCC*) ja venymän aiheuttama korroosio (SICC, *Strain Induced Corrosion Cracking*)
- Paineiskut, esimerkiksi vesi-isku (WH, *Water Hammer*).

Seuraavissa luvuissa esitellään tarkemmin kaksi tyypillisintä ja mielestäni lisäselitystä vaativaa vaurioitumismekanismia. Näitä ovat metallin väsyminen ja jännityskorroosio

(SCC). Muut edellä listatut virheet, kuten valmistusvirheet ja inhimilliset virheet, lienevät sellaisia vikaantumismekanismia, joita ei tarvitse tässä opinnäytetyössä tarkemmin esitellä. Paineiskun voi taas aiheuttaa esimerkiksi liian nopea paineen tai virtauksen muutos putkistossa. Tätä voisi pienemmässä mittakaavassa verrata vaikka siihen, että jos kotona on pinta-asennetut vesiputket, voi vesihanauksen nopean sulkemisen aiheuttaman paineiskun huomata putkiston värinästä tai kolahduksesta ihan konkreettisesti.

5.1 Metallin väsyminen

Metallin väsymisellä tarkoitetaan materiaalin syklisen rasituksen ja venymisen aiheuttamaa murtumaa ja sen leviämistä. Ydinreaktorissa jännityksen ja venymisen syklin aiheuttavat muun muassa mekaaninen kuormitus, veden paine sekä lämpötilan vaihtelut. Lisäksi toimintaympäristö voi olla myötävaikuttava tekijä väsymisen aiheuttamaan säröytymiseen. Tätä kutsutaan ympäristöväsymykseksi. Väsymissäröytymisprosessia pidetään yleisesti kaksivaiheisena ilmiönä. Ensimmäisessä vaiheessa syntyy säröytymä, jota prosessin toisessa vaiheessa seuraa särön koon kasvu. [26]

Väsymissärön kasvu jaetaan edelleen nopean ja hitaan syklin väsymiseen. Nopean syklin väsymiselle on tunnusomaista suhteellisen korkea kuormituksen sykliataajuus, jonka jännitykset ovat alle materiaalin myötörajan. Myötörajalla tarkoitetaan vetojännityksen suuruutta sillä hetkellä, jolloin materiaalin kimmainen muodonmuutos muuttuu pysyväksi. Nopean syklin väsyminen johtuu tyypillisesti mekaanisesti aiheutuneista jännityksistä, kuten pumppujen aiheuttamasta värinästä, veden paineen vaihteluista tai fluidin virtauksen aiheuttamasta värinästä. Joissakin tapauksissa myös lämpötilan vaihtelut voivat altistaa komponentit nopean syklin väsymiselle. Tätä voi esimerkiksi tapahtua reaktorin sisällä kohdissa, joissa lämmin ja kylmä vesi sekoittuvat. Nopean syklin metallin väsymiselle on ominaista se, että komponentin säröytymisaikat ovat pitkiä, mutta särön laajeneminen on nopeaa. [26]

Hitaan syklin väsyminen määritellään siten, että sille on ominaista korkeat, materiaalin myötörajan ylittävät, jännitykset sekä suuret jännitysvaihtelut. Tyypillisesti nämä aiheutuvat pidemmällä ajanjaksolla sekä erityyppisten kuormitustekijöiden, kuten lämpötilan, vedenpaineen ja mekaanisen kuormituksen muutosten, johdosta. Perusesimerkkinä tällaisesta tilanteesta on reaktorin sammutus ja käynnistys, jolloin edellä mainitut kuormitustekijät vaikuttavat. [26]

5.2 Jännityskorroosiosta johtuva säröytyminen

Kevytvesireaktoreissa jännityskorroosion aiheuttama säröytyminen (SCC, *stress corrosion cracking*) aiheutuu erilaisten kuormitusten, hapettumisen ja passiivisen kalvon muodostumisen vaikutuksista. Yleisesti SCC-ilmiö voidaan jakaa kahteen eri prosessiin: säröymien syntymiseen ja niiden kasvuun. [26]

Säröymät syntyvät usein jonkin edeltävän vian tai poikkeaman vuoksi. Tällaisia voivat esimerkiksi olla jokin pistemäinen korrooitunut kohta, kuoppa tai jokin muu valmistusvika, joka aikaansaa jännityksen ja joka edelleen voi johtaa säröytymään. Lisäksi muutokset paikallisessa vesikemiassa altistavat putkistot SCC-säröille. Pahinta siis on, ettei vesi pääse vaihtumaan riittävän tehokkaasti poikkeamakohdissa (esimerkiksi kuopassa), jolloin paikallinen vesikemia muuttuu ja altistaa kohdan korroosiolle. [26]

Halkeamien paikallistamiseen on kehitetty erilaisia menetelmiä, mutta niiden alkutapahtuma-ajan määrittely on hyvin vaikeaa, koska niiden muodostumista ei voida havaita. Vaikkei säröytymien syntymistä pystytäkään tarkasti ajoittamaan, niin kuitenkin niitä tutkimalla ja niiden kohdat paikallistamalla pystytään järjestelmien käytettävyyttä ja huoltoa parantamaan tutkimustulosten avulla. [26] Tutkimustulosten perusteella huolto voidaan paremmin kohdentaa havaittuihin ongelmakohtiin.

Halkeamien kasvusta niiden muodostumisen jälkeen on olemassa paljon enemmän yksityiskohtaisempaa tutkimusta. SCC vaatii alkutekijäkseen passiivisen kalvon muodostumisen materiaalille, kuten edellisissä kappaleissa mainittiin. Säröytymän muodostumiseen vaikuttavat voimakkaat kemialliset muutokset halkeaman alkupisteessä, joka johtuu esimerkiksi seisovasta vedestä sekä materiaalin jännityksestä. SCC-mekanismit jaetaan kahteen perusluokkaan, anodisiin ja katodisiin reaktioihin. Anodisessa reaktiossa materiaali liukenee halkeaman alkupisteessä. Katodisessa reaktiossa taas tapahtuu vedyn muodostumista, absorptiota ja diffuusiota, joka voivat johtaa vedyn aiheuttamaan haurastumiseen (ns. vetyhauraus). [26]

5.3 CODAP-vikaantumistietokanta

CODAP-tietokanta on verkkopohjainen tietokanta, johon on yhdistetty aiempien tutkimusten aikana kootut tietokannat. CODAP-tietokannan käyttöohjeen mukaan sen tavoitteena on: [27]

- Kerätä ja analysoida tietoa passiivisten metallisten paineistettujen putkikomponenttien säröytymis- ja vaurioitumismekanismeista, jotta saadaan parempi käsitys niiden vaurioihin johtaneista syistä. Tällöin tapahtumia voidaan paremmin ennaltaehkäistä ja ottaa huomioon laitoksen toiminnassa ja turvallisuudessa.
- Kerätä yleistä tietoa komponenttien sovelluksista, koodeista, standardeista, lähteistä ja viitearvoista.
- Alla olevan listan mukaiset vikaantumiset ovat mahdollisia paineistetuille passiivisille komponenteille
 - Seinämävauriot, jotka eivät ole läpi asti (säröytymät, seinämän oheneminen). Näitä voidaan kuitenkin pitää merkittävänä, joten suunnittelu voidaan tarvittaessa ylimitoittaa
 - Lämpiseinämvauriot, jotka eivät aiheuta aktiivista vuotoa (Vuoto voidaan havaita kuitenkin laitoksen tilanmuutoksena, johon voi liittyä esimerkiksi paineenalenuma ja jäähtyminen tai osana ei-rikkovan testausmenetelmän (NDE, *nondestructive examination*) valmisteluja.)
 - Pienet vuodot (pisaravuoto), jotka johtavat putkistojen korjaamiseen tai korvaamiseen
 - Vuodot, joissa esimerkiksi vuotomäärät ovat sallituissa rajoissa
 - Suuret vuodot, joissa sallitut rajat selvästi ylitetään
 - Repeämät, jotka johtavat merkittäviin rakenteellisiin vikoihin
 - Putken katkeaminen.

6 Murtumataajuuksien laskeminen

Tässä luvussa käydään läpi Olkiluodon nykyiset primääripiirin murtumataajuudet sekä lasketaan R-Book-menetelmän avulla uudet arvot. Ensimmäisessä alaluvussa tutkitaan reaktoripaineastin murtumataajuutta kirjallisuuskatsauksen perusteella. Toisessa ja kolmannessa alaluvussa lasketaan pähöryryputkiston ja pääsyöttövesi-putkiston murtumataajuudet suojarakennuksen sisäpuolella. Jäähdytteenmenetyssonnettomuuden kannalta emme ole kiinnostuneita suojarakennuksen ulkopuolisista putkivioista, koska niiden aiheuttama vuoto pystytään venttiilien avulla rajaamaan, jolloin sydänvaurioriskiä ei pääse syntymään. Tämän opinnäytetyön puitteissa ei voida tehdä tilastollista analyysia reaktoripaineastian murtumisesta, koska tilastoituja tapauksia ei maailmalla ole tiedettävästi tapahtunut. Paineastian tapaukseen perehdytäänkin luvussa 6.2 kirjallisuuskatsauksen avulla.

6.1 LOCA-taajuuksien nykyiset arvot

Olkiluodon nykyiset vuotovikataajuusarvot on määritetty kartoittamalla putkiston sisältämät osat ja käytetty niille kirjallisuudesta saatuja vikaantumistaajuuksia sekä TVO:n omaa vuotovikatutkimusta. Olkiluodon sisäiset vuodot luokitellaan vuodon suuruuden mukaisesti neljään eri tapahtumaluokkaan taulukon 2 mukaisesti. [28]

Opinnäytetyössä saatuihin lukuihin verrattaessa on otettava huomioon, että taulukossa 2 esitetyt taajuudet ovat summa kaikkien noin 10 suojarakennuksen sisäpuolella olevien putkilinjojen vuotovikataajuuksista. Opinnäytetyössä taajuudet lasketaan ainoastaan primääripiirin putkille. Lisäksi tehdään kirjallisuusselvitys reaktorin paineastian murtumistaajuuden tarkentamiseksi.

Taulukko 2. Olkiluodot sisäisten vuotovikataajuuksien nykyiset arvot. [28]

Tunnus	Alkutapahtuma	Keskihajonta (1/a)	Taajuus (1/a)
INT-A0	Suuri höyryvuoto	$1,38 \cdot 10^{-5}$	$9,76 \cdot 10^{-6}$
INT-R0	Reaktorin paineastia murtuu	$3,83 \cdot 10^{-7}$	$2,71 \cdot 10^{-7}$
INT-S1	Keskisuuri jäähdytevuoto	$4,23 \cdot 10^{-4}$	$1,40 \cdot 10^{-3}$
INT-S2	Pieni jäähdytevuoto	$3,15 \cdot 10^{-3}$	$3,35 \cdot 10^{-3}$

6.2 Reaktoripaineastian murtuminen

Reaktoritankin murtumisen oletetaan olevan tapahtuma, joka johtaa aina vakavaan sydänvaurioon. Valintaa on perusteltu sillä, ettei hätäjäähdytysjärjestelmien kapasiteettia ole mitoitettu näin suurille murtumille. Mitoitus on tehty suurimman paineastiaan liittyvän putkilinjan giljotiinikatkokselles. Olkiluodon 1- ja 2-laitosten sydänvaurioon johtavan alkutapahtuman taajuudeksi on määritetty $2,7 \cdot 10^{-7}$ /vuosi. Taajuus on selvitetty kirjallisuuskatsauksen avulla, jonka perusteella on päädytty valitsemaan viitteessä [29] selvitetty arvo. [28]

Kiehutusvesilaitosten reaktoripaineastioiden ja putkistojen säröytymis- ja murtumismekanismeja on tutkittu hyvinkin paljon viime vuosikymmeninä ja mahdolliset mekanismit on selvitetty kirjallisuudessa varsin kattavasti. Tästä syystä resursseja on painotettu riskitietoiseen vikatutkimukseen eli RI-ISI:in (*Risk-informed In-service Inspection*) kirjallisuustutkimuksen sijaan.

Jäähdytteenmenetysonnettomuustaajuuksia on käsitelty kattavasti vuonna 2008 julkaistussa NUREG-1829-raportissa. Raportissa arvioidaan putkirikkojen esiintymistään lisäksi myös paineastian murtumisen todennäköisyyttä. Tulokset perustuvat useiden eri asiantuntijoiden antamien todennäköisyysarvioiden yhdistettyihin tuloksiin [30]. Raportissa esitellyt tulokset toimivatkin hyvänä yleismaailmallisena vertailupohjana ydinvoimalaitosten omille PRA-malleille. Paineastian murtumisen analyysin perustana on PFM-analyysien (*Probabilistic Fracture Mechanics*) käyttäminen murtumille paineastiaa yhdistävässä hitsisaumassa, syöttövesiyhteissä sekä pieniyhteissä paineastian alaosaissa [30].

Taulukossa 3 on esitelty todennettuja mahdollisia vikaantumismekanismeja sekä eritelty kohdat, jotka ovat alttiita vikaantumiselle. Tällaisia ovat erityisesti kohdat, joissa on jonkinlainen läpivienti (putkistoyhteet, säätösauvojen toimilaitteet), reaktoripaineastian pultit ja muut korroosiolle alttiit kohdat. [30]. Lähteen [30] mukaan myös boori voi aiheuttaa korroosiota. Tämä koskee käytännössä vain sellaisia lai-

Taulukko 3. Reaktoripaineastian (RPV) mahdolliset vikaantumiskohdat ja -mekanismit. [30]

Vikaantumiskohde	Materiaali	Mekanismi	Kommentti
Paineastian pultit	HSS	LC	HU polttoainelatauksen aikana
CRDM-yhteet	SSC-CS	-	Hitsit, pultit, kierteet
Yhteet	SSC-CS	-	-
RPV CF	SSC-CS	MF	Alkusäröt pinnassa

HSS = High strength steel

HU = Human error

SS = Stainless steel

CRDM = Control Rod Drive Mechanism

SSC-CS = Stainless steel clad carbon steel

LC = Local corrosion

CF/MF = Corrosion/Mechanical fatigue

toksia (painevesilaitokset), joiden jäähdytteeseen on lisätty booria. Olkiluoto 1- ja 2-laitosten jäähdytteessä ei ole booria muutoin kuin mahdollisen hätäsammutuksen jälkeen. Näin ollen boorin vaikutuksia ei tarvitse ottaa huomioon vikaantumistapana, koska hätäboorausta olisi edeltänyt jo jokin muu vakava alkutapahtuma.

Paineastioiden rikkoutumisia on kyllä tapahtunut, Tšernobylistä ja Fukushimassa, mutta niissä tapauksissa paineastioiden eheyden menetykset johtuivat onnettomuuden seurauksista, jolloin laitosten suunnitteluperusteet oltiin jo ylitetty. Paineastioiden eheyden menetykset eivät siis alkuperäisesti johtuneet paineastian metallin tai hitsien heikentymisestä, jota tässä opinnäytetyössä käsitellään.

Kuvion 10 kategorioiden 1–4 LOCA:n katsotaan aiheutuvan todennäköisimmin syöttövesilinjan pettämisestä. Toisaalta kategorioiden 5–6 vuotovirtausnopeudet ovat niin suuria, etteivät ne voisi aiheutua muusta kuin reaktorin paineastian vyöhitsin pettämisestä. Kuvion tuloksissa on olennaista myös se, että ikäluokkien erot alkavat näkyä vasta kategorian 5 jälkeen. Tämä johtuu siitä, että radioaktiivisten hajoamisten aiheuttaman neutronivuon vaikutus ilmenee pitkän ajan kuluessa juuri vyöhitsin kohdalla. [30]

Kategorian 6 murtuman katsotaan aiheutuvan ainoastaan paineastian täydellisestä murtumasta. Tapahtumalle on määritelty kuviossa 10 vuotovirtausnopeuden kynnysarvoksi 500000 gpm (gallons per minute), joka vastaa SI-yksiköiksi muutettuna noin $31500 \frac{\text{kg}}{\text{s}}$ virtausnopeutta. Näin suurta vesivuotoa vastaa ekvivalenttihakaisijaltaan 41 tuumaisen (≈ 1040 mm) putken giljotiinikatkos (suurimpien prosessiputkien

Break Cat.	BWR Vessel - Totals						
	Break Size		Average LOCA Probabilities				
	gpm	NPS	during Operating Years:				
			0-25 yrs	25-40 yrs		40-60 yrs	
				TimeFactor		TimeFactor	
1	100	0.5	1.28E-04	2.90E-05	0.23	2.88E-05	0.23
2	1,500	1.5	2.52E-05	5.30E-06	0.21	5.28E-06	0.21
3	5,000	3.5	4.52E-08	6.21E-08	1.37	7.32E-08	1.62
4	25,000	7	8.50E-09	1.30E-08	1.53	2.73E-08	3.21
5	100,000	16	2.38E-10	5.65E-10	2.37	1.36E-08	57.14
6	500,000	30	9.86E-11	2.32E-10	2.35	1.02E-08	103.45

Kuvio 10. NUREG-1829-raportin perusteella määritetyt arvot reaktoripaineastian murtumistaajuuksille eriteltyinä vuotoluokittain (1–6) ja kolmen ikäjakauman suhteen. [31]

halkaisija on 500 mm). Alle 25-vuotiaalle ydinvoimalaitokselle kategorian 6 tapahtuman tapahtumataajuuden on arvioitu olevan noin $9,86 \cdot 10^{-11}$ /vuosi, kun taas yli 40-vuotiaalle laitokselle $1,02 \cdot 10^{-8}$ /vuosi. Olkiluoto 1 on käyttöön otettu vuonna 1979 ja Olkiluoto 2 1982, joten molemmat laitokset voidaan konservatiivisesti luokitella tähän 40–60-vuotiaiden kategoriaan.

6.3 Pääsyöttövesijärjestelmän murtumataajuus

Tässä luvussa käydään vaiheittain läpi esimerkki pääsyöttövesiputkiston murtumataajuuksien määrittämisestä. Päähöyryputkiston laskut tehdään käytännössä samalla tavalla, mutta kyseisessä järjestelmässä ei ole T-kappaleita, jotka näkyvät kuviossa 6 (suojarakennuksen sisäpuolelle tulee kaksi putkea, jotka jakautuvat T-kappaleiden jälkeen neljäksi putkeksi). Laskuissa käytetään CODAP-putkistotietokantaan kerättyä aineistoa sekä putkistokaavioita. CODAP-tietokanta on salassa pidettävä, joten opinnäytetyön yleisessä versiossa ainoastaan viitataan sen sisältämään dataan.

6.3.1 Tietojen keruu CODAP-tietokannasta

Vuotovikataajuuksien määrittäminen aloitetaan keräämällä kaikki olennainen vikaantumisdata CODAP-tietokannasta. Valitaan haulla näkyviin seuraavat kentät: laitostyyppi, ASME-luokka, putken halkaisija (D-mm), materiaali (MTR), vikaantumismenetelmä (Cause Code), komponentti (CTA), järjestelmä (System). R-Book niin sanotusta light-versiosta löytyy järjestelmäkohtainen ohjeistus kullekin putkistolle.

Ensin tietokannasta valitaan etsittäville tiedoille yhteiset vakiot: laitostyyppiä

valitaan BWR, ASME-luokiksi valitaan R-Bookin mukaisesti luokat 1 ja 2 ja laitoksiksi Suomen ja Ruotsin (pohjoismaiset) kiehutusvesilaitokset. Täytyy myös valita järjestelmä, jonka vikaantumistieto halutaan. Tässä opinnäytetyössä tarkastellaan primääripiirin jäähdytteenmenetystaajuuksia, joten valitaan järjestelmäksi "FW" (*feed water*).

Toisena valitaan haluttu putkikoko tai -koot. Rajataan ne tässä tapauksessa olemaan joko alle 100 mm (< 100) tai yhtä suuria tai suurempia kuin 100 mm (≥ 100), koska näitä rajauksia on käytetty myös nykyisten vuototaajuuksien viitteen [28] laskuissa. Mikäli tietokantaan kirjattuja merkintöjä on vähän, kuten esimerkiksi pohjoismaisten päähöyry- ja pääsyöttövesijärjestelmien kohdalla, niin tätä vaihetta ei ole välttämätöntä suorittaa.

Kolmantena täytyy jollakin tavalla määritellä piste-estimaatin jakaja. Tämä on sen komponenttipopulaation koko, johon tietokannasta saatu vikaantuminen vaikuttaa. Jos kyseessä on esimerkiksi putken rikkoutuminen, täytyy selvittää kyseisen järjestelmän putkimetrieni määrä. Olkiluodon laitosten putkimetrit saadaan selvitettyä arkiston putkistokaavioista, Topology-ohjelmistosta tai nykyisin käytössä olevista LOCA-dokumenteista. Käytän tämän opinnäytetyön laskuissa lähteenä putkimetrieni osalta viimeksi mainittua. Muu tarvittava tieto, kuten esimerkiksi T-kappaleiden määrä pääsyöttövesijärjestelmässä, on etsittävä järjestelmäkohtaisesti esimerkiksi putkistokaavioista.

Vertaislaitosten putkimetrit joudutaan myös arvioimaan. Ruotsin kiehutusvesilaitokset ovat hyvin samanlaisia kuin OL1 ja OL2, joten niiden putkimetrieni on arvioitu olevan keskimäärin Olkiluodon laitosten putkimetrejä vastaavat. Topology-ohjelmistosta saadaan myös selvitettyä Olkiluodon 1- ja 2-laitosten putkistojen hitsien lukumäärät yhden hitsin tarkkuudella.

Piste-estimaatin jakaja onkin tämän laskumetodin eräs epävarmimmista tekijöistä, joten lienee syytä käyttää mahdollisimman konservatiivista arvioita. Ruotsin laitoksista (9 kpl) Olkiluodon laitoksia pienempiä (teholtaan) ovat ainoastaan Barsebäck 1 ja 2. Siispä käyttämällä Olkiluodon kahden laitoksen putkistometrejä ja hitsien lukumääriä myös Ruotsin laitosten populaatioarvioina, voidaan olettaa, että arvio on riittävän konservatiivinen laskuja varten.

Posteriorijakaumana käytetään gammajakaumaa, jonka parametrit ovat

$$\alpha_x = n + \frac{1}{2}, \quad (24)$$

ja

$$\beta_x = T_{tot}, \quad (25)$$

missä muuttujalla x erotellaan kirjanpidollisesti eri järjestelmien eri osat (hitsit, yhteet, putkien pituudet). Esimerkiksi, kun CODAP-tietokantaan on tilastoitu kolme T-yhteiden vikaantumista, niin silloin alfa-parametri, $\alpha_T = 3 + \frac{1}{2} = 3,5$. Beeta-parametri saadaan laskettua, kun kerrotaan kokonaiskomponenttipopulaatio komponenttien käyttöajalla. Tiedetään, että jokaisella laitoksella on kaksi T-kappaletta syöttövesijärjestelmää kohden. Lisäksi tietokantaan kuuluvien 11 pohjoismaalaisen ydinvoimalaitoksen yhteenlaskettu käyttöaika on noin 414 vuotta. Tällöin $\beta_T = 2 * 414 = 818(a)$. Parametrien avulla järjestelmän T-kappaleiden vikaantumistaajuuden odotusarvoksi saadaan $\alpha_T/\beta_T \approx 5,43 \cdot 10^{-3}/\text{vuosi}$.

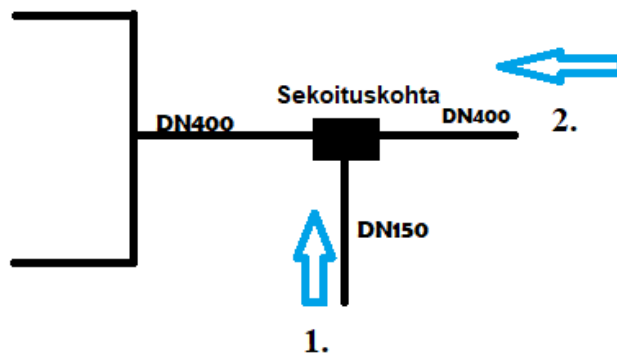
Tämän jälkeen lasketaan putken halkaisijaa vastaava, vuotovirtausnopeuden ehdollinen todennäköisyys kyseiselle komponentille yhtälön 23 avulla. Kuvion 11 perusteella T-yhteiden kohdalla on putki, jonka nimellishalkaisija, $DN = 400$ mm. Tällöin giljotiinikatkoksen ehdollinen todennäköisyys on

$$P_{ik}\{R_x | F\} = \left(9,6 \cdot \frac{400}{25} + 0,4 \cdot \frac{400^2}{25}\right)^{-1} \quad (26)$$

$$\approx 3,6851415 \cdot 10^{-4}. \quad (27)$$

Vikaantumisen odotusarvo ja ehdollinen todennäköisyys kerrotaan keskenään T-kappaleiden osalta, jolloin saadaan osajärjestelmä vuotovikataajuuden odotusarvo. Tämän jälkeen lasketaan muiden mahdollisten osajärjestelmien vikataajuuksien odotusarvot edellä esitellyllä tavalla. Lopuksi osajärjestelmien (T-kappalet, hitsit, yhteet ym.) odotusarvot lasketaan yhteen, jolloin tuloksena saadaan järjestelmä vuotovikataajuuden odotusarvo. Parametrien α ja β avulla saadaan laskettua keskihajonta $\sigma = \frac{\sqrt{\alpha}}{\beta}$ osajärjestelmittäin.

Kuviossa 11 esitelty sammutetun reaktorin jäähdytysjärjestelmän (1.) ja pääsyöttövesiputken (2.) sekoituskohta on erittäin olennainen murtumataajuuden selvittämisessä, koska siinä kohdassa eri lämpöiset prosessivedet yhtyvät. Suojarakennukseen tulee kaksi pääsyöttövesiputkea, jotka haarautuvat suojarakennuksen sisällä neljäksi eri putkeksi.



Kuvio 11. Kuvassa näkyy pääsyöttövesiputkiston kahden suojarakennuksen sisällä olevien linjojen jakautuminen kahdeksi reaktoriin meneväksi putkeksi. Kuvaan on merkitty numerolla 1 sammutetun reaktorin jäähdytysjärjestelmän yhde, joka yhtyy pääputkistoon sekoituskohdassa. Numerolla 2 on merkitty varsinainen pääsyöttövesiputki, jossa primääripiirin vesi kiertää. Nuolet kuvaavat veden virtaussuuntaa.

6.3.2 Huomioita CODAP:sta ja vikataajuuslaskennasta

Mahdollisesti muita mielenkiintoisia hakutuloksia voisivat olla muun muassa komponentin käyttövuodet (YOO, *years-of-operation*) ja tapahtumakuvaus (Event narrative), tapahtumatyyppi (Event type). Mielestäni määriteltäessä jäähdytteenmenetys- ja säröytymistäajuuksien kokonaisarvoja täytyy enemmänkin kiinnittää huomiota laitoksen käyttövuosiin kuin vikaantuneen komponentin käyttövuosiin, koska käynnissä olevalla laitoksella rikkoutuneen tilalle vaihdettu komponentti on kuitenkin yhä toiminnassa. Komponentin käyttövuosien tarkastelu voisi tulla kyseeseen silloin, jos haluttaisiin tarkastella tietyn komponentin vikaantumistaajuutta komponentin käyttöajan funktiona. Tässä opinnäytetyössä kuitenkin tarkastellaan komponentin vikaantumistaajuutta laitoksen käyttöajan funktiona.

Posteriorijakauma saadaan määriteltyä yhtälön [24] avulla sen jälkeen, kun on selvitetty esimerkiksi putkistopiirustuksista Olkiluodon laitosten putkien halkaisijat. Yhtälöstä saadaan putken koosta koostaa riippuva ehdollinen todennäköisyys vuotovirtausnopeudelle.

7 Tulokset

Tässä luvussa kootaan yhteen tässä opinnäytetyössä lasketut sekä aiemmin käytössä olleet tulokset. Tulokset on esitelty kuviossa 12. Ne on jaoteltu omiin alkutapahtumaluokkiinsa, ja järjestelmiinsä. Riskianalyysin kannalta olennaisimmat tulokset ovat alkutapahtumaluokkien yhteenlasketut tulokset.

	Järjestelmä	Murtumistaajuus luokittain(1/a)			Keskiahajonta(1/a)		
		A0	S1	S2	A0	S1	S2
VANHAT ARVOT	Päähöyryputkisto	9.76E-06	2.86E-04	1.13E-04	1.38E-05	1.53E-04	5.95E-05
	Syöttövesijärjestelmä		2.64E-04			1.34E-04	
	YHT	9.76E-06	5.50E-04	1.13E-04	1.38E-05	2.87E-04	5.95E-05
UUDET ARVOT	Päähöyryputkisto	8.61E-07	1.21E-05		7.03E-07	9.88E-06	
	Pääh.putkisto, muut			7.69E-05			1.61E-04
	Syöttövesijärjestelmä		2.66E-04			1.62E-04	
	YHT	8.61E-07	2.79E-04	7.69E-05	7.03E-07	1.72E-04	1.61E-04
VANHA ARVO	Reaktoritankki murtuu			3,83E-07			
UUSI ARVO	Reaktoritankki murtuu			1,02E-08			

Kuvio 12. Murtumataajuudet ja niiden keskihajonnat alkutapahtumaluokittain.

A0-alkutapahtumaluokkaan kuuluvat suuret höyryvuodot. Tämän luokan entinen tulos oli $9,76 \cdot 10^{-6}/a$ [28] ja opinnäytetyössä laskettu arvo on $8,61 \cdot 10^{-7}/a$, joten olemassa olevaa arvoa saatiin yhden kymmenyksen verran pienemmäksi. Samoin alkutapahtumaluokkaan R0, reaktoritankin murtuminen, saatiin kymmenyksen tarkennus. Tässä entinen arvo oli $3,83 \cdot 10^{-7}/a$ ja uudeksi arvoksi saatiin $1,02 \cdot 10^{-8}/a$.

Alkutapahtumaluokkien S1 (keskisuuri jäähdytevuoto) ja S2 (pieni jäähdytevuoto) arvot laskettiin päähöyryputkiston ja pääsyöttövesijärjestelmän osalta. Näihin vuotoluokkiin kuuluvien muiden järjestelmien putkistojen murtumataajuuksia ei laskettu tämän opinnäytetyön puitteissa. Tämän vuoksi kyseisten luokkien tulosten vertailu ei tässä yhteydessä ole mielekästä. Luokkien A0 ja R0 lopulliset tulokset saatiin laskettua, koska R0-luokkaan kuuluu ainoastaan reaktorin paineastia, eikä missään muualla kuin päähöyryputkistossa ole halkaisijaltaan niin suurta putkea, mikä luettaisiin A0-luokkaan.

8 Johtopäätökset

Tämän tutkielman tarkoituksena oli perehtyä jäähdytteenmenetystaajuuksien analysointia varten kehitettyyn R-Book-menetelmään. Lisäksi selvitettiin Olkiluodon 1- ja 2-ydinvoimalaitosten päähöyryputkien jäähdytteenmenetystaajuus menetelmän avulla. Saatuja tuloksia verrattiin aiemmassa PRA-versiossa [28] laskettuihin tuloksiin.

Suurimpien alkutapahtumaluokkien (A0 ja R0) tulokset saatiin laskettua valmiiksi tämän opinnäytetyön puitteissa. Suurten luokkien murtumataajuudet pienenevät molemmissa tapauksissa yhdellä kymmenyksellä. Tulosten perusteella päähöyryputken murtuminen tai reaktorin paineastian murtuminen ovat aiemmin määriteltyjä arvoja harvinaisempia tapahtumia. Päähöyryputken murtumataajuus pieneni tuloksesta $9,76 \cdot 10^{-6}/a$ arvoon $8,61 \cdot 10^{-7}/a$ sekä reaktoritankin murtumistaajuus pieneni tuloksesta $3,83 \cdot 10^{-7}/a$ arvoon $1,02 \cdot 10^{-8}/a$. Pienempien luokkien (S1 ja S2) lopulliset tulokset selviävät vasta, kun muidenkin primääripiirin putkistojen murtumataajudet on laskettu.

Ennen tulosten mahdollista käyttöä on kuitenkin hyvä ottaa huomioon muutamia seikkoja. Ensinnäkään tulosten laskemiseen käytetyssä tietokannassa ei ole kaikkien maailman ydinvoimalaitosten laitostapahtumia. On toki selvää, että jo yhden laitoksen puuttuminen tietokannasta vaikuttaa saatuun tulokseen. Toisaalta tulosten voidaan olettaa olevan hyvä yleistys myös niiden laitosten osalta, joiden tapahtumat puuttuvat tietokannasta. Tämän opinnäytetyön kirjoitushetkellä maailmassa on lähteen [32] mukaan 117 kiehutusvesityyppistä ydinvoimalaitosta. Näistä 65 on käytössä olevia, 50 alas ajettua ja 2 rakenteilla olevaa.

Myöskään komponenttien hitsisaumat eivät ole identtisiä, putkistojen tukirakenteet eroavat laitoskohtaisesti (värinä), komponenttien ja putkien asennukset ja tuennat eivät ole täsmälleen samoja. Mikäli tarkasteluun otettaisiin mukaan myös painevesilaitokset joiden pääkiertovesi sisältää booria, niin primääripiissä kiertävä jäähdytteet eivät olisi samanlaisia esimerkiksi korroosion kannalta. Lisäksi komponenttipopulaatioiden suuruudet vaihtelevat laitoskohtaisesti riippuen siitä miten ne on suunniteltu ja rakennettu. Ruotsin ja Suomen BWR-laitokset ovat kuitenkin

saman valmistajan tekemiä, joten populaatioiden kokojen voidaan olettaa olevan lähellä toisiaan. Menetelmällä ei saada numeerisesti tarkkoja arvoja, mutta lopullisten taajuuksien kokoluokan voidaan arvioida olevan järkevä.

Menetelmä ottaa huomioon vain raportoidut kohteet. Laskuissa ei myöskään ole huomioitu laitoskohtaisia vuosihuoltojen tai ylimääräisien seisokkien pituuseroja, joka vaikuttaisi muutamilla kuukausilla komponenttien ja laitosten käyttöikänsä (YOO, *years-of-operation*). Laitoskohtaiset ominaisuudet, kuten lämpö- ja painetransientit laitosten alas- ja ylösajojen aikana, jäävät myös huomioimatta. Riittävä tarkkuus kuitenkin saavutetaan, koska putkistotietoa on kerätty kattavasti pitkältä aikaväliltä.

Laitosspesifit ominaisuudet täytyy ottaa mahdollisuuksien mukaan huomioon säröytymistaajuuksia analysoidessa. Tarkastellaan esimerkiksi värinästä johtuvaa materiaalin väsymistä (*vibration fatigue*). Putkien värinänsä vaikuttaa moni toisistaan riippumaton elementti: tukirakenteiden kiinnitys ja hyvyys, putkiston huolto ja seuranta, paine- ja lämpötransientit. Näitä on käytännössä mahdotonta arvioida, koska pitäisi saada kaikkien laitosten huoltohistoriat käyttöön ja näiden perusteella tehdä arvio, mikä on OL1- ja OL2-laitosten järjestelmien kunnan vastaavuus niiden laitosten järjestelmien kuntoon, joissa säröjä on havaittu. Tämän voidaan kuitenkin olettaa vaikuttavan melko vähän lopputuloksiin. Toisaalta, hypoteettisesti ajatellen, mikäli laitospopulaatiossa olisi yhden ydinvoimalaitoksen yksi huonolla tekniikalla rakennettu järjestelmä, jossa tapahtumia olisi paljon, niin tämän merkitys voisi olla huomattava lopputuloksen kannalta. Esimerkiksi, jos yhdellä laitoksella olisi kirjattu tietokantaan 20 tapahtumaa pääsyöttövesijärjestelmässä, mutta kymmenellä muulla laitoksella yhteensä 5 tapahtumaa, niin tämän yhden laitoksen tapahtumat vaikuttaisivat huomattavasti lopputulokseen ja tällöin voisi olla syytä harkita jonkinlaista tulosten normittamista eikä käyttää tietokannasta saatavaa dataa suoraan.

Menetelmä ottaa huomioon vain laitosten alkuvuosikymmeninä olleet tapahtumat, jotka on hyvin saatu otettua huomioon huolloissa. Sen sijaan laitosten ikääntymisen johdosta aiheutuvien tapahtumista saatua tietoa saadaan vasta sitä mukaa, kun laitokset ikääntyvät. Joitain niin sanottuja penkkitestauksia toki pystytään laboratoriossa tekemään esimerkiksi nopeutetun vanhentamisen perusteella. Täsmällisin tieto kuitenkin saadaan vasta laitoksen kunnossapito- ja tapahtumakokemuksista.

Tässä opinnäytetyössä laskettuja arvoja voitaisiin tietyin keinoin tarkentaa jatkossa. Otantaa olisi mahdollista laajentaa pohjoismaiden ulkopuolelle. Laitosten tapahtumien määrän perusteella tapaukset voisi normittaa jollakin sopivalla tavalla,

jolloin sellaisten laitosten, joissa on paljon tilastoituja tapauksia, merkitys ei olisi niin suuri. Kuten aiemmin tässä luvussa mainitsin, joidenkin laitoksen tapahtumien poikkeava määrä nostaa kokonaissäröytymistodennäköisyyttä. Laitoksen ei tarvitse sinänsä edes olla muista poikkeava muutoin kuin huoltotaajuuden suhteen, sillä jos ennakoiva huolto voisi estää säröytymisen, olisi se jäänyt kirjaamatta. Tätä voisi verrata esimerkiksi siihen, että auton rengas vaihdettaisiin vasta silloin, kun se on kulunut lähes puhki. Tällöin renkaan puhkeaminen olisi todennäköisempää ja syy olisi vaillinaisessa huollossa.

Lähteet

- [1] Ydinenergialaki, 11.12.1987/990.
- [2] S. Salomaa, J. Sandberg, T. K. Ikäheimonen, R. Pöllänen, A. Weltner, O. Pukkila, W. Paile, H. Nyberg, O. J. Marttila, J. Lehtinen ja H. Karvinen, *Säteily- ja ydinturvallisuus-kirjasarja*, STUK, ISBN 951-712-507-0(pdf).
- [3] J. R. Lamarsh, A. J. Baratta, *Introduction to nuclear engineering*, 3rd edition, Prentice-Hall, 2001, ISBN 0-201-82498-1.
- [4] Westinghouse Electric Company LLC kotisivut, www.westinghousenuclear.com. Viitattu 18.1.2021.
- [5] Teollisuuden Voima Oyj-kotisivut, www.tvo.fi. Viitattu 18.1.2021.
- [6] *Reactor Concepts Manual*, United States nuclear regulatory commission technical training center. www.nrc.gov/docs/ML0230/ML023020519.pdf . Viitattu 1.2.2021.
- [7] M. Viljanen, L. Lehti ym., *Teollisuuden Voima Oyj: FSAR OL1/OL2, Reaktorin päähyöryputket*, (ei julkinen). Versio 23.10.2020.
- [8] A. Kallio, *Teollisuuden Voima Oyj: Reaktori ja sisäosat 2019*, koulutusaineisto, (ei julkinen). Versio 4.9.2019.
- [9] *ESBWR General Description Book*, GE Hitachi Nuclear Energy, 2011.
- [10] R. Helenius, E. Luttunen ym., *Teollisuuden Voima Oyj: FSAR OL1/OL2, 312-Reaktorin syöttövesijärjestelmä*, (ei julkinen). Versio 23.8.2018.
- [11] L. Saarelainen, *Teollisuuden Voima Oyj: Ydinvoimalaitosyksiköt Olkiluoto 1 ja Olkiluoto 2*, [www.tvo.fi/uploads/File/yksikot-OL1-OL2\(1\).pdf](http://www.tvo.fi/uploads/File/yksikot-OL1-OL2(1).pdf). Viitattu 11.1.2021.
- [12] Säteilylaki, 859/2018.
- [13] A. Vignes, *Recent experience and new developments in reactor pressure vessel manufacture*, Framatome, France, 1985.

- [14] J. K. Virtanen., *Teollisuuden Voima Oyj: koulutusmateriaalit*, (ei julkinen). Versio 30.6.2014.
- [15] STUK ohje YVL A.7. *www.stuklex.fi*, viittauspäivämäärä 18.5.2021.
- [16] J. Kykkänen ym., *Teollisuuden Voima Oyj: PRA osa 1*, (ei julkinen), 2020.
- [17] L. Saarelainen, *Teollisuuden Voima Oyj: Reaktorikäsikirja*, koulutusaineisto, (ei julkinen), julkaistu 15.7.2010.
- [18] L. Tunturivuori ym., *Teollisuuden Voima Oyj: PRA osa 3*, (ei julkinen), versio 28.12.2016.
- [19] S. Sihvola ym., *Teollisuuden Voima Oyj: PRA osa 4*, (ei julkinen), versio 20.12.2016.
- [20] O. Paasikivi, J. Alajärvi ym., *Teollisuuden Voima Oyj: FSAR 516 - OL1/OL2-Reaktorin suojausjärjestelmä*, (ei julkinen). Versio 10.1.2017.
- [21] K. Kapur, M. Pecht, *Reliability Engineering*, Wiley, 2014, ISBN 978-1-118-14067-3.
- [22] B. Lydell, A. Olsson, *Reliability Data for Piping Components in Nordic Nuclear Power Plants "R-Book"*, SKI Report 2008:01, ISSN 1104-1374, ISRN SKI-R-08/01-SE, 2008.
- [23] E. Höge, *R-Book System Index 11: FW – Main Feedwater System*, (ei julkinen), 34.800.021-R-011 U2, 15.12.2011.
- [24] S. Beliczey, H.Schulz, *The probability of leakage in piping systems of pressurized water reactors on the basis of fracture mechanics and operating experience*, Gesellschaft Für Reaktorsicherheit (GRS), Elsevier Science Publishers, 102 (1987) 431-438.
- [25] Nuclear Energy Agency, *NEA CODAP Project Topical Report on Basic Principles of Collecting and Evaluating Operating Experience Data on Metallic Passive Components*, NEA/CSNI/R(2018)12, 2019.
- [26] K. Fleming, S. Unwin, D. Kelly, P. Lowry, M. Toloczko, R. Layton, R. Youngblood, D. Collins, A. Huzurbazar, B. Williams, P. Heasler, *Treatment of Passive*

Component Reliability in Risk-Informed Safety Margin Characterization, Idaho national laboratory, FY 2010 Report.

- [27] B. Lydell, *OEDC-NEA Component Operational Experience, Degradation & Ageing Programme CODAP, Coding guideline & user manual*, (ei julkinen), revision 2, 20.1.2014.
- [28] J. Kykkänen ym., *Teollisuuden Voima Oyj: PRA osa 5*, (ei julkinen), versio 8.2.2018.
- [29] *Reactor Safety Study*. WASH-1400, NUREG-75/014, 1975.
- [30] R. Tregoning, L. Abramson, P. Scott, A. Csontos, *Estimating Loss-of-Coolant Accident (LOCA) Frequencies Through the Elicitation Process*. NUREG-1829, Vol. 1, 2008.
- [31] R. Tregoning, L. Abramson, P. Scott, A. Csontos, *Estimating Loss-of-Coolant Accident (LOCA) Frequencies Through the Elicitation Process - Appendices A through M*. NUREG-1829, Vol. 2, 2008.
- [32] World nuclear association kotisivut, www.world-nuclear.org/. Viitattu 18.1.2021.