

Lappeenrannan–Lahden teknillinen yliopisto LUT

School of Energy Systems

Energiatekniikan koulutusohjelma

BH10A0202 Energiatekniikan kandidaatintyö

Uuden laitostyyppin ABWR keskeiset piirteet ja
erityisominaisuudet

The main characteristics and special features of ABWR
power plant

Työn tarkastaja: Heikki Suikkanen

Työn ohjaaja: Heikki Suikkanen

Lappeenranta 19.12.2019

Verneril Lopperi

TIIVISTELMÄ

Verner Lopperi

School of Energy Systems

Energiatekniikan koulutusohjelma

Opinnäytetyön ohjaaja: Heikki Suikkanen

Kandidaatintyö 2019

Uuden laitostyyppin ABWR keskeiset piirteet ja erityisominaisuudet

39 numeroitua sivua, 14 kuvaa, ja 5 taulukkoa

Hakusanat: ABWR, BWR, ydinvoimalaitos

Tämän kandidaatintyön tarkoituksena oli selvittää laitostyyppin ABWR (Advanced Boiling Water Reactor) keskeiset piirteet ja erityisominaisuudet sekä verratta laitosta muihin nykypäivän ydinvoimalaitoksiin. Työ tehtiin avoimesti saatavien aineistojen avulla kirjallisuuskatsauksena.

ABWR on aktiivisesti maailmalla levinnyt kolmannen sukupolven ydinvoimalaitos. Laitos on kehitetty aikaisempien kiehutusvesireaktorien pohjalta ja siinä on tehty parannuksia muun muassa turvallisuusjärjestelmiin, suorituskykyyn ja tehokkuuteen. ABWR-laitoksen suurimpana erona aikaisempiin kiehutusvesireaktoreihin on se, että laitoksen uudelleenkierrätysjärjestelmän kiertopumput on suunniteltu rakennettavan paineastian sisälle, kun aikaisemmissa kiehutusvesireaktoreissa ne ovat aina olleet ulkoisia. Tämä ominaisuus tarjoaa yksinkertaisemman ja turvallisemman ratkaisun laitokselle.

ABWR-laitoksen turvallisuus transienttien ja suunnitteluperustaonnettomuuksien aikana perustuu ensisijaisesti aktiivisiin turvallisuusjärjestelmiin. Nämä aktiiviset järjestelmät ovat hyvin samankaltaisia verrattuna muihin ydinvoimalaitoksiin. Ominaisuuksiltaan ABWR on edistysellinen ydinvoimalaitos, jota on rakenteilla muutama yksikkö sekä suunnitteilla useampi ympäri maailmaa.

SISÄLLYSLUETTELO

Tiivistelmä	1
Sisällysluettelo	2
Lyhenneluettelo	3
1 Johdanto	5
2 ABWR-laitostyyppiin johtanut kehitys	6
2.1 Kiehutusvesireaktoreiden kehitys Ruotsissa	6
2.2 Kiehutusvesireaktoreiden kehitys Yhdysvalloissa ja Japanissa	7
3 Laitosjärjestelmä ja pääkomponentit	10
3.1 Suojarakennus	10
3.2 Reaktoripaineastia	13
3.2.1 Uudelleenkierrätysjärjestelmä.....	14
3.2.2 Höyrynerottimet ja -kuivaimet.....	16
3.3 Reaktorisydän.....	17
3.3.1 Polttoaine-elementti	18
3.3.2 Säätösauvat.....	20
3.4 Voimalaitosprosessi.....	21
4 Turvallisuusjärjestelmät	24
4.1 Korkeapaineinen sydämen tulvittaja	24
4.2 Sydämen eristysjäähdytysjärjestelmä.....	25
4.3 Automaattinen paineenalennusjärjestelmä	26
4.4 Jälkilämmön poisto.....	27
5 Vertailu muihin ydinvoimalaitoksiin	29
6 Johtopäätökset	33
7 Yhteenveto	35

LYHENNELUETTELO

ABWR	Advanced Boiling Water Reactor
ACIWA	AC-Independent Water Addition
AED	Advanced Engineering Team
BORAX	Boiling Reactor Experiments
BWR	Boiling Water Reactor
ECCS	Emergency Core Cooling System
FPCU	Fuel Pool Cooling and Cleanup
GDCCS	Gravity Driven Cooling System
HPCF	High Pressure Core Flooder
LOCA	Loss Of Coolant Accident
LPFL	Low Pressure Flooder
PWR	Pressurized Water Reactor
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling
RHR	Residual Heat Removal
RIP	Reactor Internal Pump
RPV	Reactor Pressure Vessel

SDC Shutdown Cooling

SPC Suppression Pool Water Cooling

VBWR Vallecitos Boiling Water Reactor

1 JOHDANTO

Edullisen sähkön tarjonta on ollut mahdollistaja taloudelliselle ja sosiaaliselle kehitykselle maailmassa. Ydinvoima on ollut avainasemassa tällaisen tarjonnan toimittamisessa jo vuosikymmenien ajan. Ydinvoiman taloudellisuus perustuu mataliin ja vakaisiin toimintakustannuksiin. Tämä perustuu ydinvoiman matalaan polttoainekustannukseen koko kustannusrakenteessa. Tämä ominaisuus tekee ydinvoimasta luotettavan, kilpailukykyisen ja vähähiilisen energiamuodon. Ydinvoiman korkeiden kiinteiden kustannuksien ja alhaisien käytön kustannuksien takia ydinvoiman sähkökustannukset laskevat suuremmalla tuotannolla. Tämän takia on erityisen tärkeää saavuttaa korkea laitospäivätyötuntien kapasiteetti. Ydinvoimalan rakentamisen ja käyttöönoton jälkeen, se on varmatoiminen energianlähde, hyvällä suorituskyvyllä ja pitkällä aikavälillä. (World Nuclear Association 2010, 7)

Tässä työssä esitellään yksi nykypäivän edistyksellinen kiehumisvesireaktorilla toimiva ydinvoimalaitos, johon on tehty parannuksia muun muassa turvallisuusjärjestelmiin, suorituskykyyn sekä tehokkuuteen. Laitoksen tekniikka pohjautuu aikaisemmin kehitettyihin kiehumisvesireaktoreihin, mutta järjestelmiä on kehitetty aikaisemmista malleista eteenpäin, jotta varmistetaan turvallinen ja tehokas energiantuotanto. (Fennern 2017, 8)

Tämän työn tavoitteena on selvittää, kuinka ABWR-laitos toimii ja miten se eroaa nykypäivän muista ydinvoimalaitoksista. Työssä käsitellään laitoksen pääkomponenttien rakennetta ja selvitetään laitosjärjestelmien toimintaperiaatteet. Lisäksi työssä käsitellään myös kiehumisvesireaktorien historiaa ja selvitetään mistä ABWR on alun perin saanut alkunsa.

2 ABWR-LAITOSTYYPPIIN JOHTANUT KEHITYS

Reaktorissa höyrytetyn veden suoraan johtamista turbiinille ei ollut vielä omaksuttu ennen 1900-luvun puoliväliä, jolloin aloitettiin kehittämään ensimmäisiä BWR-laitoksia (Boiling Water Reactor). Kiehumisprosessin tehokas lämmönsiirto sekä reaktorin vakaa kontrollointi kiinnosti tutkijoita ja ajoi heitä konseptitestauksien tarpeeseen. Kiehutusvesireaktorien kehitys alkoi BORAX-kokeilla (Boiling Reactor Experiments). Näissä kokeissa selvitettiin, rajoittaisiko höyryn muodostuminen reaktorin tehoa ja pystyttäisiinkö kiehumisen aiheuttamalla takaisinkytkennällä hallitsemaan reaktoria. Onnistuneet testit osoittivat kiehutusvesireaktorin toimivaksi konseptiksi ja näiden reaktorien kehitys alkoi niin Yhdysvalloissa, Japanissa kuin Ruotsissakin. (Fennern 2017, 1)

2.1 Kiehutusvesireaktoreiden kehitys Ruotsissa

Ruotsissa haluttiin ylläpitää 1900-luvun puolivälissä itsenäistä sähköntoimitusta ja ydinvoima oli tähän ratkaisu suurien kotimaisten uraanivarantojen avulla. Ruotsin hallitus perusti vuonna 1947 atomienergian tutkimusorganisaation, AB Atomienergin. Atomienergin ydinenergiaohjelma keskittyi lähinnä vain raskaaseen veteen. Ensimmäinen Ruotsin tutkimusreaktori R1 aloitti käytön vuonna 1954. Ohjelma saavutti huipun suunnitellessaan 140 MW:n sähkötehollisen raskaalla vedellä toimivan kiehutusvesireaktorin nimeltään Marvike. Laitos ei kuitenkaan koskaan päässyt toimimaan turvallisuusriskiensä takia. (Sokolowski, 1; World Nuclear Association 2019)

Samoihin aikoihin kevytvesireaktorien tekniikka ja kokemus oli kansainvälisesti kehittynyt. Ruotsin yksityiset yritykset olivat pyytäneet siirtymistä tähän kevyen veden tekniikkaan. Lopulta Ruotsalainen ASEA-Atom, joka on nykyään ABB-Atom, toteutti siirtymisen ja vuonna 1972 yritys valmisti Ruotsiin ensimmäisen länsimaisen kevytvesireaktorin Oskarshamn 1:n ilman yhdysvaltalaisia suunnittelun ja rakentamisen lisensointeja. Nykyään Ruotsissa on 5 ABB-Atomien suunnittelemaa kiehutusvesireaktoria toiminnassa sekä muutama jo suljettu laitos. (Sokolowski, 1; World Nuclear Association 2019)

2.2 Kiehutusvesireaktoreiden kehitys Yhdysvalloissa ja Japanissa

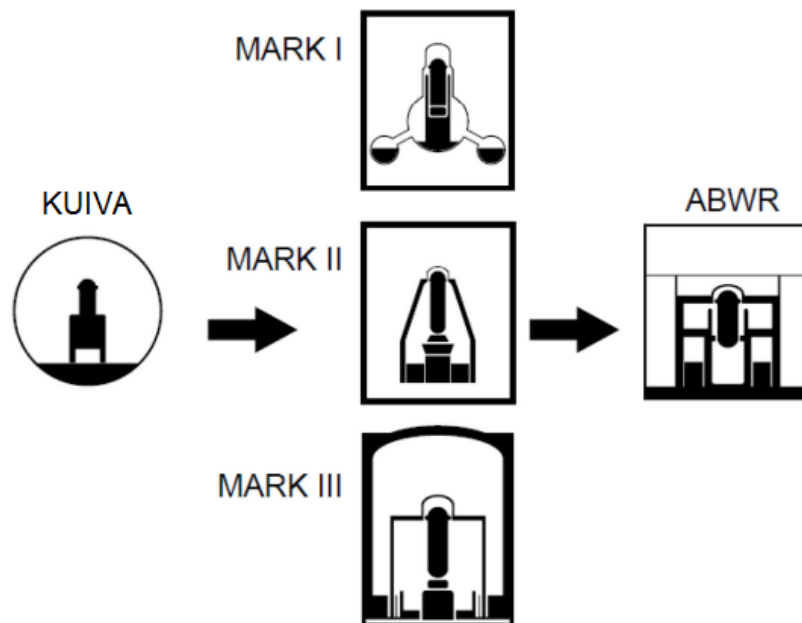
Ensimmäinen toimiva kaupallinen kiehutusvesireaktori oli General Electricin valmistama VBWR (Vallecitos Boiling Water Reactor). Tämä ensimmäisen sukupolven reaktori alkoi tuottaa sähköä julkiseen verkkoon vuonna 1957 Yhdysvalloissa. Ensimmäinen ison kokoluokan BWR/1-laitos oli nimeltään Dresden-1 ja se aloitti toimintansa 1960. (Fennern 2017, 1; GE Hitachi 2007, 14)

Toisen sukupolven reaktoreita aloitettiin kehittämään 1960-luvulla. Tämän uuden sukupolven syntymiseen vaikuttivat erityisesti tiukentuneet turvallisuusmääräykset, suuret tehokkuudet sekä taloudelliset odotukset. The Oyster Creek BWR/2 oli ensimmäinen moderni laitos, joka sisälsi toisen sukupolven erityispiirteet, kuten suoran kierron, pakotetun kierron, sisäisen höyryn erotuksen ja korkeamman tehon. Oyster Creek aloitti toiminnan vuonna 1969. BWR/2-laitokseen myös kehitettiin uudenlainen hehkulampun muotoinen suojarakennus MARK I, joka sisälsi paineenalennusaltaan, kun aikaisemmat suojarakennukset olivat pallonmuotoisia ja kuivatyyppisiä. (Fennern 2017, 4; GE Hitachi 2007, 14; Hitachi 2017, 25)

Oyster Creekin jälkeen vuonna 1971 valmistui Dresden 2. Tämän BWR/3-laitoksen uutena piirteenä tuli sisäinen suihkupumppujärjestelmä, joka edisti uudelleenkiertovirtausta. Tämän avulla ulkoisia uudelleenkierrätyslinjoja tarvittiin enää kaksi entisen viiden sijaan. Osaan BWR/3-laitoksista rakennettiin myös uusi paranneltu suojarakennus nimeltään MARK II. MARK II antoi paremman pääsyn putkistoihin sekä laitteistoihin kuivalla puolella sekä reaktorirakennuksesta pystyttiin tekemään pienempi. Ensimmäinen BWR/4 -laitos Vermont Yankee valmistui 1972 eli vain vuosi BWR/3 jälkeen. Tämän laitospainetta nostettiin 20 % verrattuna aikaisempaan sekä kaikissa malleissa oli käytössä MARK II -suojarakennus. (GE Hitachi 2007, 14-15; Fennern 2017, 4-5)

Vuonna 1977 valmistui ensimmäinen BWR/5-laitos Tokai 2, erityispiirteinään aikaisempiin verrattuna on parantunut sydämen hätäjähdytysjärjestelmä ECCS (Emergency Core Cooling System) sekä virtauksien kontrollointi venttiileillä. Osaan

BWR/5-laitoksista rakennettiin myös uusi ja paranneltu MARK III -niminen suojarakennus. MARK III:ssa oli yksinkertaisempi geometria, jonka takia se oli helpompi rakentaa sekä se antoi helpomman pääsyn huoltamaan laitteistoja. Ensimmäinen BWR/6-malli Cofrentes valmistui jo seuraavana vuonna ja näihin malleihin tehtiin kompaktimpi valvomo sekä kaikissa malleissa on käytössä MARK III -suojarakennus. Kuvasta 1 näkee suojarakennuksien kehityksen. (GE Hitachi 2007, 14-15; Fennern 2017, 5)



Kuva 1. Suojarakennuksien kehitys kiehuvesireaktoreissa. (Muokattu lähteestä Hitachi 2017, 23)

Näiden laitoskehitysten jälkeen GE, Hitachi ja Toshiba esittelivät uuden parannetun laitostyyppin ABWR (Advanced Boiling Water Reactor) 1970-luvun lopussa. Tätä laitosmallia alkoi kehittää AET (Advanced engineering team), joka koostui 25:stä jäsenestä ympäri maailmaa. ABWR on esimerkki kolmannen sukupolven laitoksesta, joka on aktiivisesti levinnyt ympäri maailmaa. Näihin kolmannen sukupolven laitoksiin kehitettiin parannuksia turvallisuusjärjestelmiin, suorituskykyyn sekä tehokkuuteen. (Fennern 2017, 8)

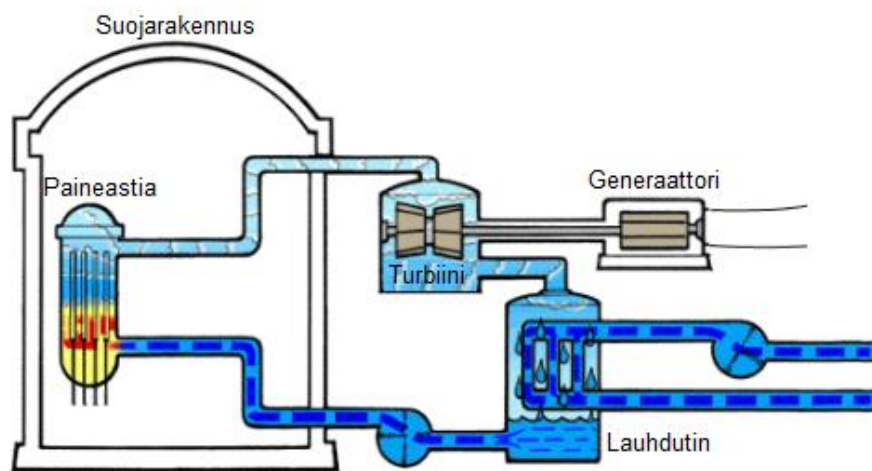
Vuoden 1979 jälkeen TEPCO (Tokyo Electric Power Company) ja viisi muuta japanilaista yhtiötä halusivat kehittää ABWR mallia vielä eteenpäin. He jakoivat kehityksen vaiheet kolmeen jaksoon. Ensin tehtiin suunnittelututkimusta, joka määrittäisi konseptin toteuttavuuden. Toiseksi tehdään kehitystyötä, joka sisältää yksityiskohtaisempaa suunnittelua ja uusien teknologioiden ja ominaisuuksien testausta. Kolmannen vaiheen päämääränä oli optimoida suunnittelu ja vähentää pääomakustannuksia. (Fennern 2017, 10-12)

Ensimmäinen ABWR-laitos Kashiwazaki-Kariwa valmistui vuonna 1996 Japaniin. Laitoksen suurimpana erona aikaisempiin laitoksiin verrattuna on reaktorin sisäiset pumput, joita ei aikaisemmissa malleissa ollut. Sisäisten pumppujen avulla kaikki ulkoiset kierrätysjärjestelmälinjat pumppuineen pystyttiin poistamaan. Tämä ominaisuus edesauttaa turvallisuutta, koska sydämen alapuolella olevat linjat on poistettu paineastian kyljestä, jolloin saumojen määrä pienenee. Erona tuli myös säätösauvojen hienosäätöjärjestelmä, parantunut ECCS sekä uudenlainen suojarakennus ja lisääntynyt määrä polttoaine-elementtejä. (GE Hitachi 2007, 14-15; Fennern 2017, 13)

Tällä hetkellä ABWR-mallia tarjoaa kaksi eri yritystä; GE-Hitachi Nuclear Energy ja Toshiba. Näiden kahden yrityksen mallit eroavat hiukan toisistaan, mutta ne ovat suurimmaksi osaksi samankaltaisia. (Fennern 2017, 13) Toiminnassa olevia ABWR-laitoksia on 4 kappaletta ja ne kaikki sijaitsevat Japanissa. Rakenteilla on 4 laitosta, joista kaksi Japaniin ja kaksi Taiwaniin. Lisäksi 8 laitosta on suunnitteilla, joista 2 Yhdysvaltoihin ja 6 Japaniin. (IAEA 2019, 25-38)

3 LAITOSJÄRJESTELMÄ JA PÄÄKOMPONENTIT

Kiehausvesireaktorin ideana on tuottaa reaktorissa tapahtuvassa fissioreaktiossa lämpöä. Tällä lämmöllä kiehutetaan reaktorin läpi kiertävää vettä. Höyrystynyt vesi johdetaan pyörittämään turbiinia. Turbiinin taas pyörittää generaattoria, joka tuottaa sähköä. Kuvassa 2 on esitetty yksinkertaisesti kiehausvesireaktorin toiminta. (Oka 2010, 131)



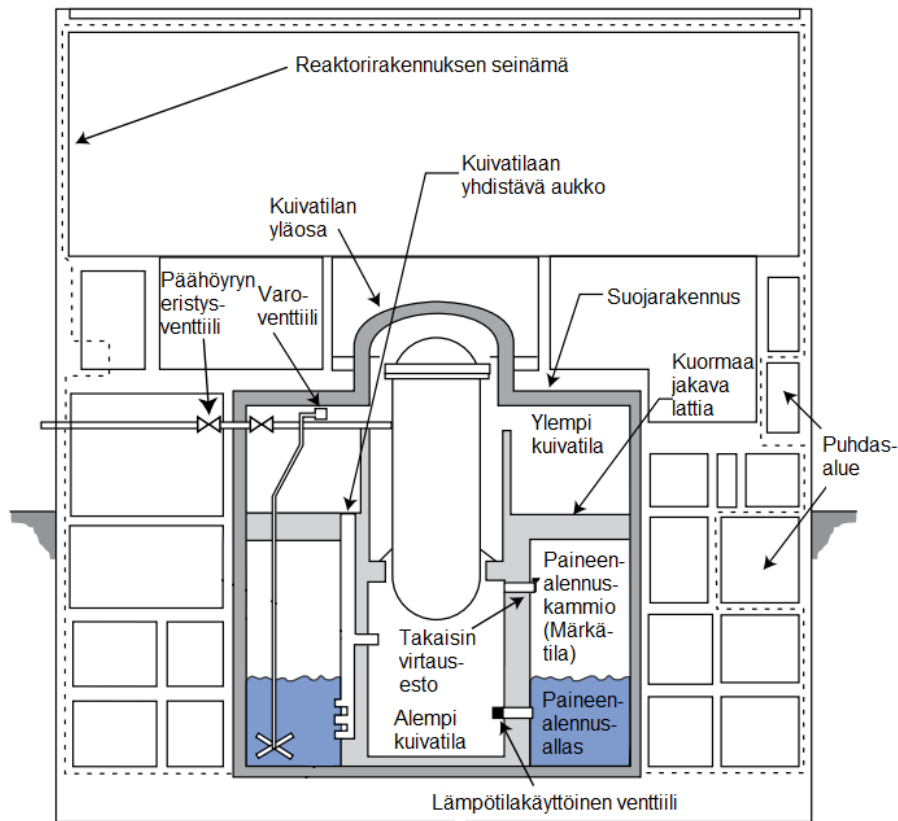
Kuva 2. Yksinkertaistettu kuva kiehausvesireaktorin toiminnasta. (Muokattu lähteestä U.S.NRC 2017)

3.1 Suojarakennus

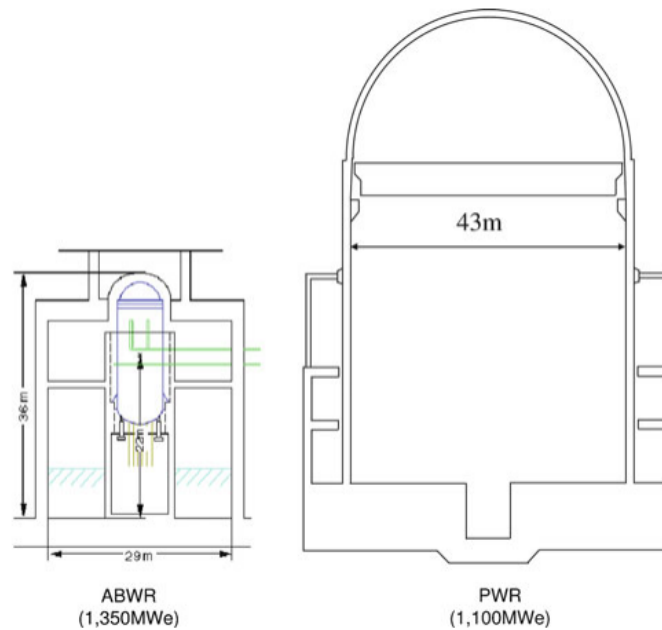
ABWR:n painekontrolloitu suojarakennus on tehty vahvistetusta betonista ja vuorattu teräksellä. Se on sylinterinmuotoinen sekä siinä on rengasmaisen yläosa. Suojarakennus on integroitu reaktorirakennukseen ja muodostaa tärkeän rakenteellisen osan sitä. Suojarakennus koostuu kuiva- ja märkätilasta ja niiden tukijärjestelmästä. Kuvassa 3 on esitetty suorarakennuksen malli, josta erottaa suojarakennuksen sekä reaktorirakennuksen rajapinnan sekä kuiva- ja märkätilat. (IAEA 2011, 20)

Onnettomuuksien sattuessa, esimerkiksi putken laaja rikkoutuminen kuivalla puolella aiheuttaa paineen nousun, joka pakottaa ilman, höyryn ja veden seoksen märkäpuolen altaaseen lauhduttaen höyryn nopeasti, jolloin paine alenee. Lauhtumattomat kaasut

ohjataan märkätilan ilmatilaan. (Eurasto et al. 2004, 49) Suojarakennuksen tilavuus on noin 17 000 m³, joka on suhteellisen vähän verrattuna esimerkiksi PWR laitoksen suojarakennukseen, jonka näkee kuvasta 4 (Oka et al. 2003, 8).



Kuva 3. ABWR suojarakennus erotettu tummanharmaalla. Ympärillä reaktorirakennus. (Muokattu lähteestä GE Hitachi 2007, 104)



Kuva 4. ABWR ja PWR suojarakennuksien koko ero. (Oka et al. 2010, 244)

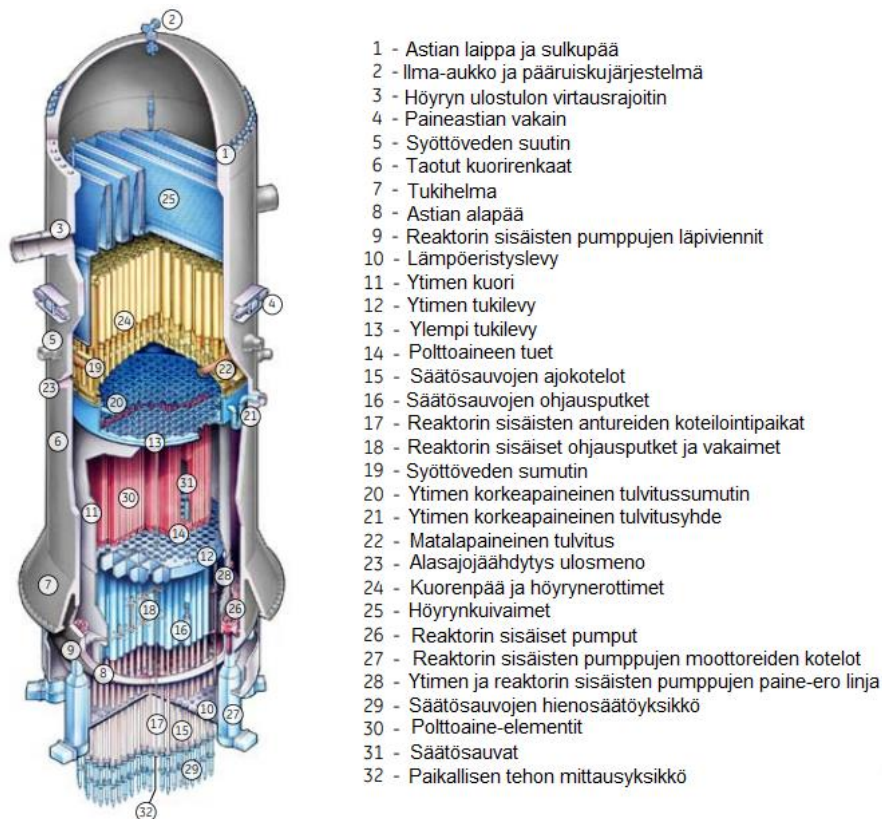
ABWR:n painekontrolloidulla suojarakennuksella on kyky kestää paine- ja lämpötilapiikkejä, jotka saattaisivat olla mahdollisia LOCA:n (Loss of Coolant Accident) eli jäähdytevirran menettämisen tapaisten onnettomuuksien aikana. Suojarakennus rajoittaa fissiotuotteiden vuotoja sekä sillä on myös kyky täyttää itsensä vedellä tiettyyn rajaan asti, jotta polttoaineiden poistaminen olisi turvallista onnettomuuksien aikana. (GE Hitachi 2007, 103-104)

Kuivatila koostuu ylemmästä ja alemmasta tilasta. Ylempi tila on sylinterin muotoinen ja se on tehty vahvistetusta betonista sekä siinä on irrotettava kansi ja vahvistetusta betonista tehty kuormaa jakava alaosa. Ylempi tila ympäröi reaktorin paineastiaa, höyry-, vesilinjoja ja muita reaktorin jäähdytejärjestelmän yhteyksiä sekä varoventtiileitä. Alemmaan tilaan kuuluu reaktorin sisäiset pumput, säätösauvat sekä paineastian alla olevat komponentit ja huoltolaitteet. Aikaisemmin mainittu vahvistetusta betonista tehty kuormaa jakava alaosa on liitetty tukevasti paineastian jalustaan ja se erottaa myös alemman tilan märästä tilasta. Paineastian jalusta on elementtirakenteinen teräsrakenne, joka täytetään betonilla kokoamisen jälkeen. (GE Hitachi 2007, 104)

Märkätila koostuu ilmatilasta sekä paineenalennusaltaasta, joka on täytetty vedellä. Märkätila on erotettu vahvistetulla sylinterinmuotoisella betonilla kuivapuolesta. Vahvistetusta betonista tehty alaosan perusta tukee koko suojarakennusta, sen sisältäviä rakenteita ja komponentteja sekä ympäröivää reaktorirakennusta. (GE Hitachi 2007, 104-105)

3.2 Reaktoripaineastia

Reaktoripaineastia ympäröi reaktorisydäntä, joka on lämmön lähde höyryn tuottamiseen. Paineastia pitää lämmön sisällään ja tuottaa höyryn seinänsä sisäpuolella sekä toimii kilpenä fissiotuotteille, jotta ne eivät karkaa reaktorista. Paineastian tarkoituksena on kestää jäähdytteen paine, jonka takia seinämäpaksuus on varsin suuri. Kuvassa 5 on esitetty reaktoripaineastia ja sen sisältämät järjestelmät. (GE Hitachi 2007, 29)



Kuva 5. Reaktoripaineastia ja sisäiset järjestelmät. (Muokattu lähteestä GE Hitachi 2007, 30)

Paineastian materiaalina käytetään SA508 CLASS 3. Aikaisempiin painevesireaktoreihin verrattuna ABWR paineastian korkeutta on vähennetty, mutta halkaisijaa on kasvatettu. Suurentuneen halkaisijan takia myös seinämäpaksuutta on suurennettu. Taulukossa 1 on esitetty paineastian mittoja. Suunnittelupaine ja lämpötila ABWR:n paineestialla on noin 8,62 MPa ja 301,7 °C. (GE Hitachi 2007, 29; IAEA 2011, 26)

Taulukko 1. ABWR:n reaktorin paineastian mitat. (GE Hitachi 2007, 29; IAEA 2011, 26)

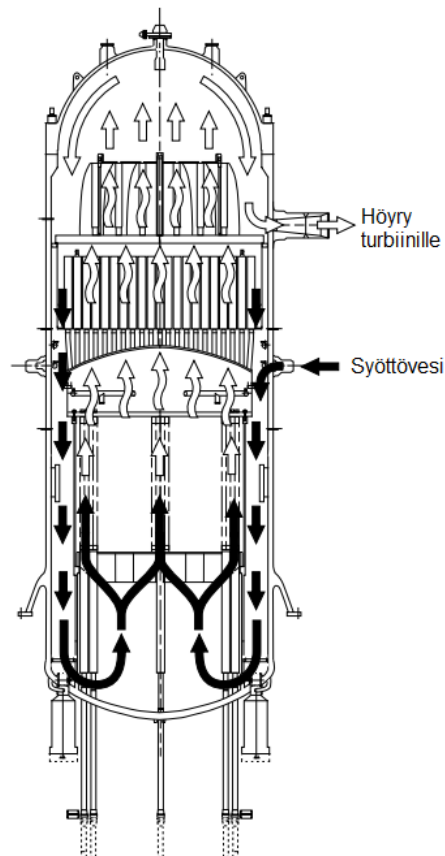
Korkeus [m]	21
Halkaisija [m]	7,4
Seinämäpaksuus [m]	0,19

Toisin kuin aikaisemmin suunnitelluissa paineestioissa, ABWR:n paineastian yläosan sulkupäähän on suunniteltu sisäpuoleinen laippaliitos, jotta kiinnityspulttien määrä vähenee. Sisäpuoleinen laippaliitos antaa mahdollisuuden sulkupään säteen olla pienempi kuin paineastian säde. Tämä mahdollistaa myös sen, että sulkukansi on aikaisempaa kevyempi. (GE Hitachi 2007, 30)

3.2.1 Uudelleenkierrätysjärjestelmä

Uudelleenkierrätysjärjestelmän tehtävänä on tuottaa pakotettu kierto reaktoriin johdetulle vedelle, joka talteen ottaa polttoaineessa tuotetun lämmön. Reaktorisydämeen johdettu vesi tulee syöttöveden virtauksen lisäksi myös höyrynerottimien ja -kuivainten erottamasta vedestä. Normaali vesi toimii tässä reaktorissa jäähdytteenä sekä moderaattorina eli hidasteena, jolloin siitä käytetään nimeä kevytvesireaktori. Jäähdytteen pakotettu kierto tuotetaan kymmenen sisäisen pumpun RIP:n (Reactor Internal Pump) avulla, jotka ovat sijoitettu reaktoripaineastian sisälle sen alaosaan. Pumput pakottavat syöttöveden virtaamaan ensin paineastian ja reaktorisydämen kuoren välissä reaktorin alaosaan, josta se nousee polttoaine-elementtien läpi ylös höyrystyen. Höyry-vesiseos nousee höyrynkuiivainten ja -erottimien läpi reaktorin yläosaan ja erotettu vesi johdetaan takaisin syöttöveden sekaan. Höyry johdetaan reaktorin yläosan

suuttimista eteenpäin. Kuvassa 6 on esitelty virtauksien kulku reaktorissa. (GE Hitachi 2007, 35-36; IAEA 2011, 6-7)

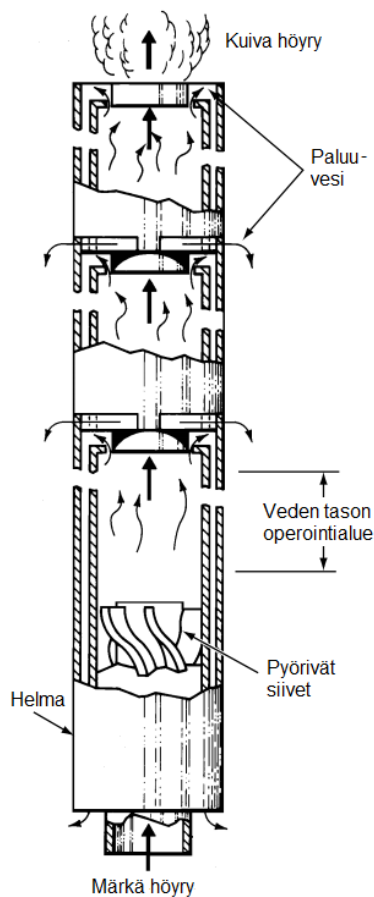


Kuva 6. Reaktorissa kiertävän veden ja höyryn virtaukset. (Muokattu lähteestä GE Hitachi 2007, 36)

Uudelleenkierrätysjärjestelmän toisena tehtävänä on säädellä reaktorin tehoa. Tämä onnistuu jäähdytteen massavirtaa säätelemällä sisäisten pumppujen avulla. Massavirran arvo voi vaihdella luonnonkierrolla saavutetusta 20 %:sta yli nimellisvirtauksen, jolla saavutetaan reaktorin nimellisteho. (GE Hitachi 2007, 35-36) Massavirran säätöalue mahdollistaa tehon säätöalueen 70-100 % alueella ilman säätösauvojen apua. Järjestelmä on suunniteltu niin, että suunnitellun reaktorin maksimiteho voidaan saavuttaa jo yhdeksällä pumpulla kymmenestä. (IAEA 2011, 6-7)

3.2.2 Höyrynerottimet ja -kuivaimet

Höyrynerottimet ja -kuivaimet sijaitsevat paineastian sisällä aivan sen yläosassa. Höyrynerotin koostuu kolmesta vaiheesta. Erottimessa höyry-vesiseos nousee nousuputkea pitkin ylös pyörittäen siipiä, jotka muodostavat seokseen pyörteen. Pyörre aiheuttaa keskipakoisvoiman, joka erottaa veden höyrystä jokaisessa kolmessa eri vaiheessa. Höyry poistuu erottimesta sen yläosassa ja siirtyy höyrykuivaimen alaosaan. Erotettu vesi poistuu jokaisen vaiheen loppuosassa erottimia ympäröivään altaaseen ja sieltä se johdetaan alas menevän syöttöveden sekaan. Kuvassa 7 on esitelty höyrynerottimen rakenne ja siinä menevät virtaukset kolmessa eri vaiheessa. (GE Hitachi 2007, 34)

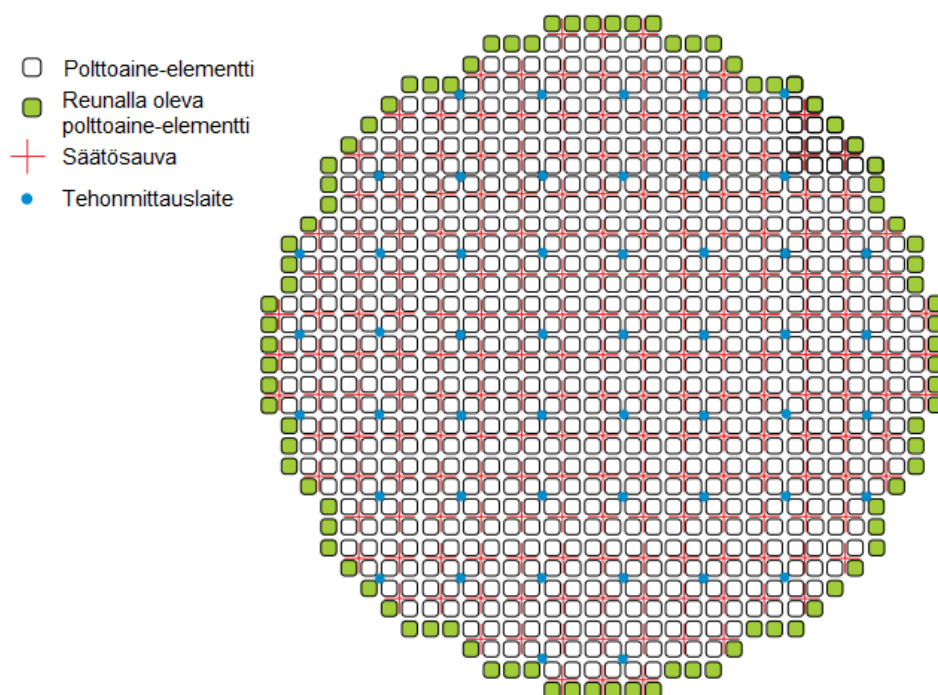


Kuva 7. Höyrynerottimen kolme vaihetta ja virtaukset. (Muokattu lähteestä GE Hitachi 2007, 34)

Höyrynkuivainjärjestelmä on heti höyrynerottimien yläpuolella. Järjestelmä koostuu useista kuivausyksiköistä, jotka erottavat kosteuden höyrystä. Höyry virtaa kuivaussiiville, jossa kosteus erotetaan ja siirretään laskuputkia pitkin höyrynerottimia ympäröivään altaaseen ja sieltä taas alaspäin syöttöveden sekaan. (GE Hitachi 2007, 34-35)

3.3 Reaktorisydän

ABWR:n reaktorisydän on paineastian sisällä ja se on pystyssä olevan sylinterinmuotoinen. Reaktorisydän sisältää 872 polttoaine-elementtiä, 205 säätösauvaa ja 52 tehonmittauslaitteistoa. Kuvassa 8 on esitelty sydämen kokoonpano ylhäältä päin kuvattuna ja taulukossa 2 on esitetty sydämen tietoja. (GE Hitachi 2007, 72, 78)



Kuva 8. Sydämen kokoonpano ylhäältä päin kuvattuna. (Muokattu lähteestä GE Hitachi 2007, 73)

Taulukko 2. Reaktorsydämen tietoja. (GE Hitachi 2007, 129-130; IAEA 2011, 24-25)

Reaktorin lämpöteho [MW]	3926
Käyttöpaine [MPa]	7,07
Keskimääräinen lineaariteho [kW/m]	13,6
Sydämen aktiivisen osan korkeus [m]	3,81
Sydämen ekvivalenttihalkaisija [m]	5,163
Polttoainenippujen lukumäärä	872
Polttoainesauvojen lukumäärä nipussa	92
Säätösauvojen lukumäärä	205
Jäähdytteen sisääntulolämpötila ytimeen [°C]	278
Jäähdytteen ulosmenolämpötila ytimeestä [°C]	288
Jäähdytteen massavirta [kg/s]	14502

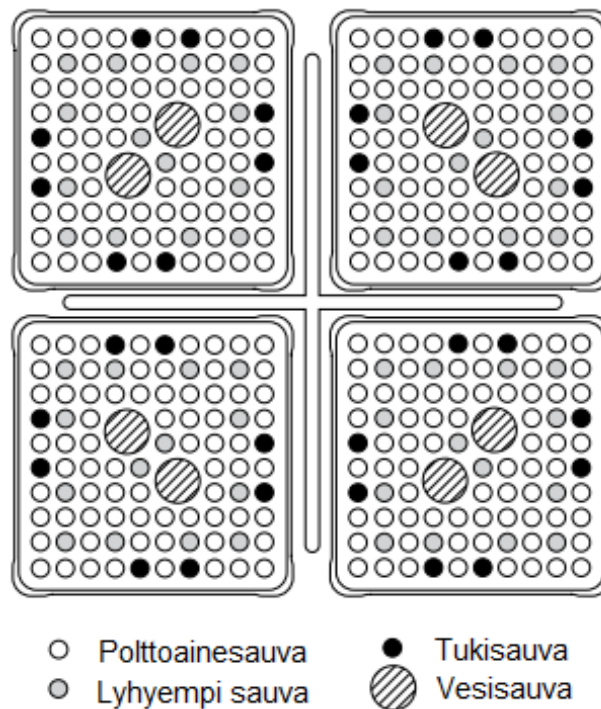
3.3.1 Polttoaine-elementti

Polttoaine-elementti koostuu polttoainenipuista sekä niitä ympäröivästä kanavasta. Polttoainenippu sisältää polttoainesauvat sekä pääty- ja välituet, jotka ovat välttämättömiä polttoainesauvojen oikean etäisyyden säilyttämiseksi toisistaan. Polttoainenippuja ympäröivä kanava on tehty Zirkonium-2:sta. Kanavassa kulmat ovat paksumpia kuin sivut. Tämä rakenne säästää materiaalia ja parantaa reaktorin tehokkuutta. Kanavan rakenteen ansiosta se myös lisää moderointia parantaen reaktiivisuutta ja lämpötilaheilahtelua sekä lisää välystä säätösauvoihin. Kanava myös ohjaa jäähdytteen virtausta polttoainenippujen välissä sekä ohjaa säätösauvojen liikerataa. (GE Hitachi 2007, 72-75)

Polttoaine-elementti on rakenteeltaan 10 x 10 ja se koostuu 78:sta täysin pitkistä polttoainesauvasta, joista 8 on elementin reunoilla olevia tukisauvoja. Näiden tukisauvojen avulla elementti pidetään yhdessä. Elementissä on myös 14 hiukan lyhyempää polttoainesauvaa, joiden pituus on noin kaksi kolmasosaa täysipitkistä. Näiden lyhyempien sauvojen avulla virtauspinta-ala kasvaa sekä kaksifaasinen painehäviö vähenee. Kaksifaasisen painehäviön pieneneminen parantaa sydämen

vakautta ja se mahdollistaa polttoaineen kuoren halkaisijan kasvun polttoaineen painon maksimoimiseksi tietyllä kokonaispainehäviöllä. Lyhyempien sauvojen avulla myös moderaattori-polttoainesuhde kasvaa sydämen yläosassa parantaen kylmäsammutusmarginaaleja ja polttoainetehokkuutta. (GE Hitachi 2007, 72-74)

Näiden lisäksi elementissä on kaksi isoa vesikanavaa, jotka sijaitsevat keskellä elementtiä. Näissä vesikanavissa kiertää kiehumaton vesi. Vesikanavien tehtävänä on pitää reaktorin moderointi hallittuna käyttölämpötilassa ja niillä parannetaan polttoainetehokkuutta. Kuvassa 9 on esitelty neljän polttoaine-elementin moduuli, josta näkee sauvojen sijainnit toisiinsa nähden. (GE Hitachi 2007, 72-75)



Kuva 9. Neljän polttoaine-elementin moduuli, joiden keskellä on säätösauva. (Muokattu lähteestä GE Hitachi 2007, 73)

Polttoainesauva koostuu sitä ympäröivästä zirkonium-2 tuubimaisesta kuorirakenteesta, UO_2 tai $(U,Gd)O_2$ polttoainepelleteistä, jousikokoonpanosta sekä alemmasta ja ylemmästä päätytulpasta. Jousikokoonpanon avulla estetään polttoaineen liikkuminen ja

vaurioituminen sauvan sisällä kuljetuksien ja käsittelyjen aikana. (GE Hitachi 2007, 73-74)

Polttoaine-elementit sijoitetaan sydämeen niin, että matalareaktiiviset polttoaineet sijoitetaan sydämen reunoille sekä kontrollisoluihin, jotta neutronivuoto pienenee matalatehoisten polttoaineiden vieressä. Kontrollisolulla tarkoitetaan tehonsäätöön käytettävää säätösauvaa ja sen ympärillä olevia polttoaine-elementtejä. Muut säätösauvat, joita kutsutaan sulkusauvoiksi ovat tehon säädön aikana normaalisti poissa sydäimestä ja niitä käytetään reaktorin sammutukseen. Matalatehoiset polttoaineet ovat joko luonnon uraania tai matalarikasteista polttoainetta. (GE Hitachi 2007, 78)

Sydämen uudelleenlatauksessa vaihdetaan noin 35 % polttoaineesta, jolloin vanhemmat polttoaineet, jotka ovat olleet jo pidempään reaktorissa ovat matalareaktiivisia. Uusi sekä reaktorissa vähemmän käytetty polttoaine ladataan hajautetusti jäljelle jääviin polttoaine-elementtipaikkoihin. Ensimmäistä kertaa reaktorin käynnistettäessä U-235 rikastusaste on 1,7-3,2 % riippuen seuraavasta latausajankohdasta, joka on 1-2 vuoden päästä. Polttoaineen rikastusasteena käytetään 4,2 %. Ensimmäisen uudelleen latauksen jälkeen lataussykli on normaalisti 2 vuotta. (GE Hitachi 2007, 78-80; Eurasto et al. 2004, 84)

3.3.2 Säätösauvat

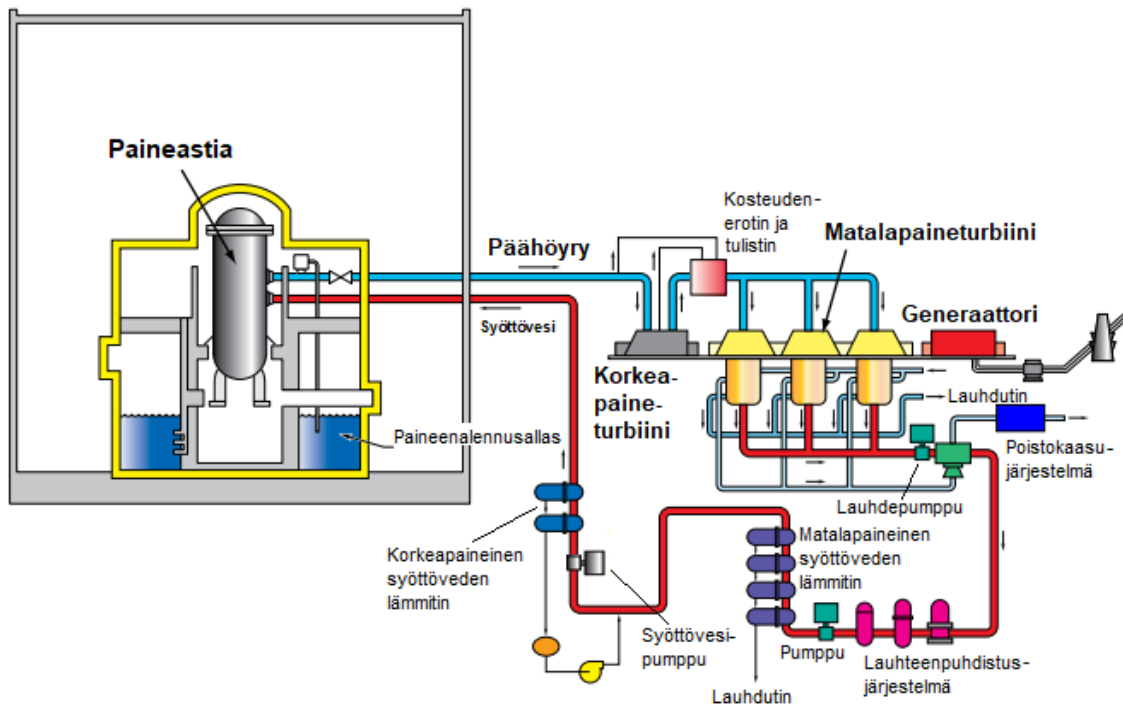
Säätösauvat ovat ristinmuotoisia ja ne ovat sijoitettu aina neljän polttoaine-elementin keskelle, kuten kuvasta 9 näkee. Säätösauvat sijaitsevat reaktorin alaosassa, joka mahdollistaa reaktorin operoinnin myös paineastian kannen ollessa auki. Säätösauvojen jokaisessa siivekkeessä on ruostumattomasta teräksestä tehdyt tuubit. Tuubit on täytetty boorikarbidilla (B_4C), joka toimii hyvänä neutroneiden absorboijana (Eurasto et al. 2004, 49). Säätösauvojen tärkeimpinä tehtävinä on tehon säätely sekä reaktiivisuuden kontrollointi. Tehon säätöön käytetyillä sauvoilla on hiukan korkeampi käyttöjakso sekä neutronialtistus kuin muilla sauvoilla, joita taas käytetään pääasiassa reaktorin alasajoon. Reaktorin nopeassa alasajossa tai reaktiivisuuden säätelyssä kuitenkin on käytettävä kaikkia sauvoja. (GE Hitachi 2007, 75; IAEA 2011, 4)

Sauvat ovat kytketty mekanismiin, jolla voidaan hienosäätää sauvojen liikettä sähköisesti. Tätä hienosäätöä käytetään lähinnä reaktiivisuuden säätelyyn reaktorissa. Mekanismi antaa myös mahdollisuuden tarvittaessa reaktorin nopeaan alasajoon hydraulisesti. (IAEA 2011, 4)

3.4 Voimalaitosprosessi

ABWR-laitoksessa kuten monissa voimalaitoksissa turbiinia pyöritetään höyryn avulla. Höyry, joka on tuotettu reaktorissa, johdetaan reaktorista suoraan korkeapaineturbiinille paisuttavaksi. Osa höyrystä johdetaan reaktorista suoraan tulistimelle nostaan höyryn lämpötilaa. Korkeapaineturbiinille viety höyry viedään seuraavaksi kosteudenerottimeen ja tulistukseen, johon jo osa tuorehöyrystä johdettiin heti reaktorin jälkeen. Kosteudenerotus ja höyryntulistus nostaa tehokkuutta sekä vähentää kosteudesta johtuvia korroosiota ja eroosiota matalapaineturbiineissa. (IAEA 2011, 3; GE Hitachi 2007, 109-112)

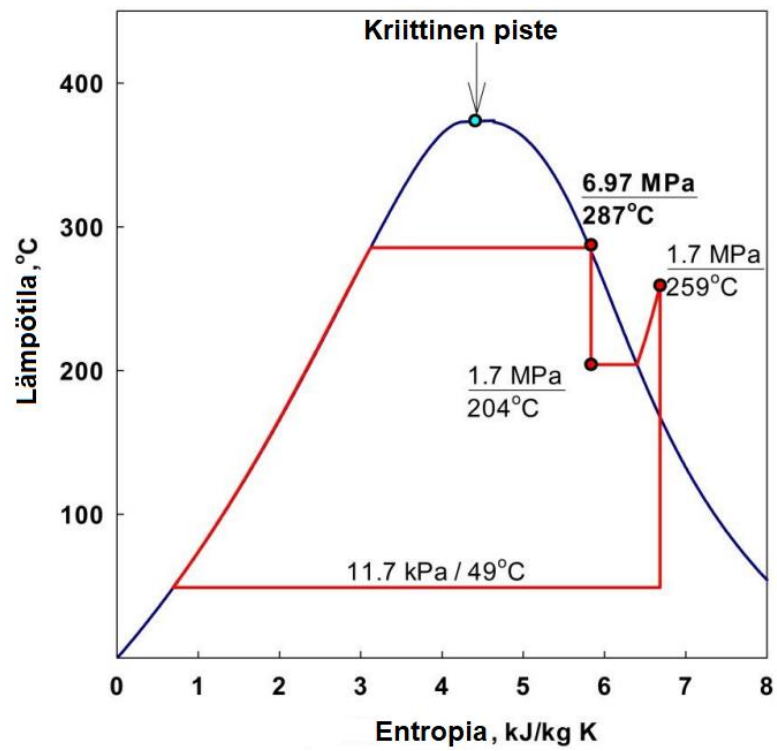
Höyryn tultua tulistuksesta se siirtyy matalapaineturbiineille, joita on kolme kappaletta. Höyryn paisuttua matalapaineturbiineissa se johdetaan lauhduttimelle, jossa höyry lauhdutetaan ja siitä erotetaan kaasut. Lauhde siirtyy seuraavaksi lauhdepumppujen avulla erilaisten suodattimien sekä demineralisoimisen jälkeen matalapaineisille syöttöveden esilämmittimille. Lopuksi vielä esilämmitetty lauhde pumpataan korkeapaineisten esilämmittimien kautta syöttövedeksi reaktoriin, jossa se pääsee uudelleen höyrystymään. Kuvassa 10 on esitetty tämä höyrykierto ABWR-laitoksessa ja kuvassa 11 on esitetty yksinkertaistettu kuva laitoksen prosessista T-S-kaaviossa. (GE Hitachi 2007, 109)



Kuva 10. ABWR-laitoksen höyrykierron prosessi. (Muokattu lähteestä GE Hitachi 2007, 110)

ABWR-laitoksen turbiini on tandemyhdistelmä, jossa kaksi akselia on yhdistetty päistä toisiinsa. Turbiini on yhdistettynä generaattoriin, joka tuottaa noin 1350 MW sähkötehon. Turbiinin pyörimisnopeus on 1500 rpm, jolloin se tuottaa tämän tehon 50 Hz:n taajuudella. Jos halutaan tuottaa tehoa 60 Hz teholla, turbiinin pyörimisnopeus on 1800 rpm. (IAEA 2011, 10)

Turbiiniin yhteyteen on asennettu myös niin kutsuttu painekontrolloitu turbiinin ohitusjärjestelmä, joka antaa mahdollisuuden ohjata päähöyryä reaktorista suoraan lauhduttimeen, jolloin voidaan minimoida kuorman alennuksesta johtuvat transienttivaikutukset. Järjestelmä antaa valmiuden ohjata ainakin 33 % prosenttia reaktorista tulevasta höyrystä suoraan lauhduttimelle. Ohitusjärjestelmää käytetään yleensä päähöyryn poistoon kuumavalmiuden ja reaktorin jäähtymisen aikana. (IAEA 2011, 10)



Kuva 11. Yksinkertaistettu T-S-kaavio ABWR laitoksen prosessista. (Muokattu lähteestä Dragunov 2013, 95)

4 TURVALLISUUSJÄRJESTELMÄT

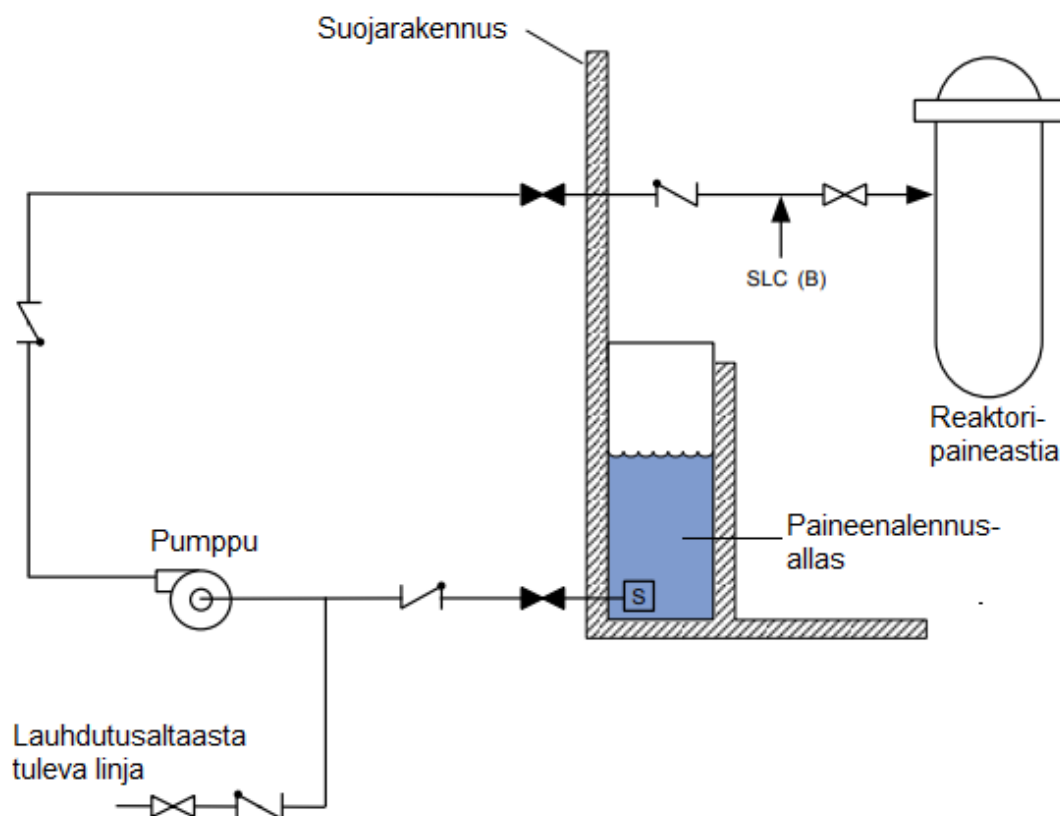
Ydinvoimalat tarvitsevat hyvät turvallisuusjärjestelmät onnettomuustilanteita varten. Järjestelmillä pyritään varmistamaan sydämen ehjänä pysyminen sekä varmistamaan, että radioaktiiviset aineet eivät pääse leviämään, jos reaktori on vaurioitunut. Ydinvoiman turvallisuustoiminnot kolmeen tärkeään osa-alueeseen. Näitä ovat reaktorin pysäyttäminen ja pitäminen alikriittisenä, jälkilämmön siirtäminen lämpönieluun pysäytetyssä reaktorissa sekä estää radioaktiivisten aineiden leviäminen. (Eurasto et al. 2004, 32-33)

Aktiiviset turvallisuusjärjestelmät ovat perusta transienttien ja suunnitteluperustaonnettomuuksien suojelulle ABWR-laitoksessa. Tämän takia tässä kappaleessa käsitellään vain tärkeimpiä aktiivisia turvallisuusjärjestelmiä. ABWR-laitoksen turvallisuusjärjestelmät koostuvat sydämen hätäjähdytysjärjestelmästä ECCS sekä suojarakennuksen lämmönpoistosta. ECCS-järjestelmä koostuu kolmesta itsenäisestä toisistaan riippumattomista yksiköistä. Jokainen näistä kolmesta yksiköstä koostuu korkea- ja matalapainejärjestelmästä. Korkeapainejärjestelmä koostuu kahdesta moottoroidusta korkeapaineisesta sydämen tulvittajasta HPCF (High Pressure Core Flooder) sekä höyrykäyttöisestä reaktorin sydämen eristysjäähdytysjärjestelmästä RCIC (Reactor Core Isolation Cooling). Matalapainejärjestelmään kuuluu kolme jälkilämmönpoistopumppua. Tilanteessa, jossa pienen kokoluokan LOCA ei matalapaineista reaktorisysteemiä sekä korkeapainejärjestelmää ei voitaisi käyttää, käytetään automaattista paineenalennusjärjestelmää ADS (Automatic Depressurization System). (IAEA 2011, 9; GE Hitachi 2007, 49, 51, 119)

4.1 Korkeapaineinen sydämen tulvittaja

HPCF:n päätehtävänä on ylläpitää paineastian jäähdytteen määrää, esimerkiksi pienimuotoisissa putkien vuodoissa, jotka eivät laske reaktorin painetta. HPCF on jaettu kahteen yksikköön ja niillä taataan tämä jäähdytteen riittävä määrä reaktorissa, jotta polttoaineen kuoren lämpötila ei nouse liikaa onnettomuustilanteissa. Nämä kaksi

yksikköä toimivat itsenäisesti eivätkä ole riippuvaisia muista järjestelmistä, ja ne ovat sijoitettuna eri puolelle reaktorirakennusta. Molemmat yksiköt ottavat vettä ensisijaisesti lauhdutusaltaasta ja toissijaisesti painealtaasta riippuen veden pinnan tasosta altaissa. Järjestelmän moottorit toimivat hätädieselgeneraattoreilla, jos tehoa ei ole saatavilla muualta. HPCF toimii RCIC-järjestelmän varalla, jos tätä ei voida käyttää. HPCF-järjestelmä on esitelty kuvassa 12. (GE Hitachi 2007, 51; IAEA, 7)



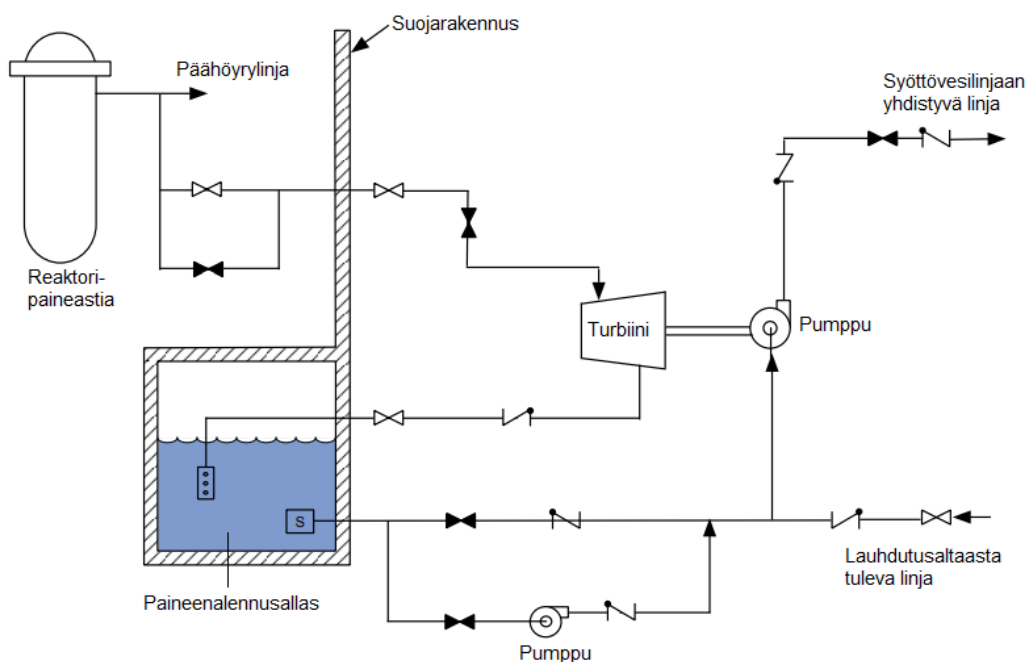
Kuva 12. HPCF-järjestelmä. (Muokattu lähteestä GE Hitachi 2007, 51)

4.2 Sydämen eristysjäähdytysjärjestelmä

RCIC-järjestelmän tarkoitus on samankaltainen kuin HPCF-järjestelmän. Järjestelmä ylläpitää veden määrää paineastian sisällä sen ollessa eristetty. Järjestelmä toimii höyrykäyttöisellä turbiini-pumppuyksiköllä ja se toimii automaattisesti riittävällä jäähdytteen virtauksella ylläpitääkseen tarpeellisen vedenpinnan paineastiassa.

Järjestelmä toimii silloin, kun paineastia on eristetty ja kuumavalmiudessa sekä, kun sähkötehoa ei ole saatavilla. Reaktoria ajettaessa alas, jos normaalin syöttöveden määrä on vähentynyt sekä paine ei ole laskenut tarpeeksi alas, ei voida käyttää alasajon jäähdytysjärjestelmää. Tällöin RCIC-järjestelmä toimii sijaisena, kunnes paine on laskenut sille tasolle, että alasajon jäähdytysjärjestelmä pystyy toimimaan. (GE Hitachi 2007, 52; IAEA, 7)

RCIC-järjestelmän turbiinia pyöritetään pähöyrylinjasta otetulla höyryllä. Turbiinin jälkeen höyry lauhdutetaan paineenalennusaltaaseen. Turbiini pyörittää pumppua, joka syöttää vettä syöttövesilinjaan. Järjestelmän syöttämä vesi otetaan lauhdutusaltaasta tai paineenalennusaltaasta kuten HPCF-järjestelmässäkin. Kuvassa 13 on esitetty RCIC -järjestelmä. (GE Hitachi 2007, 52)



Kuva 13. RCIC-järjestelmä. (Muokattu lähteestä GE Hitachi 2007, 52)

4.3 Automaattinen paineenalennusjärjestelmä

ADS:n tarkoituksena on alentaa painetta paineastiassa, jotta matalapaineinen hätäjähdytys pystyy toimimaan. ADS-järjestelmä alkaa toimimaan, kun paineestialta

tulee signaali matalasta vedenpinnasta ja kuivatilassa on noussut paine. ADS:n alkamiselle on laitettu pieni viive, jotta korkeapaineisella ECCS:llä olisi mahdollisuus palauttaa vedenpinnan normaali taso ja tällöin ei ADS:ää tarvittaisi. ADS -järjestelmällä ohjataan varoventtiileissä olevia ohjureita. Jokaisessa varoventtiilissä näitä on kaksi ja niiden avulla varoventtiiliä säätämällä voidaan painetta alentaa. (IAEA, 7; GE Hitachi 2007, 53)

4.4 Jälkilämmön poisto

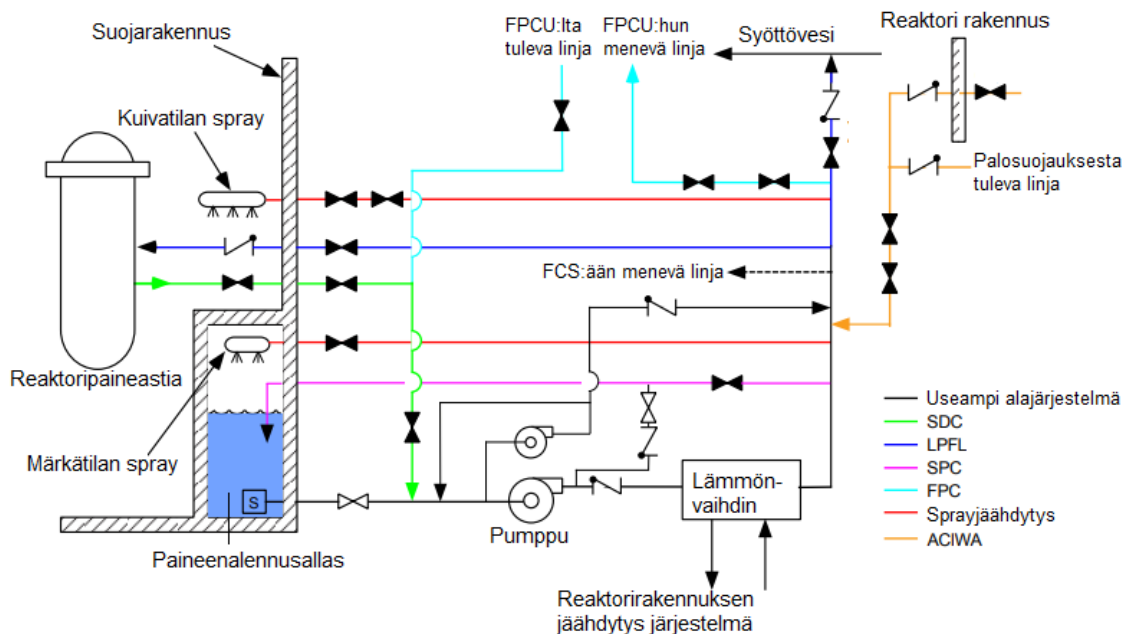
Jälkilämmönpoistojärjestelmä RHR (Residual Heat Removal) poistaa jälkilämpöä laitoksen alasajon, reaktorin eristyksen ja LOCA:n aikana. Järjestelmällä on kuusi alajärjestelmää ja jokaisella on oma tarkoituksensa. RHR-järjestelmä on esitetty kuvassa 14. Yksi näistä on matalapaineinen tulvitus LPFL (Low Pressure Flooder). Sen tehtävä on sama kuin HPCF:llä eli ylläpitää veden pinnan normaalia tasoa paineastian sisällä, mutta tässä tapauksessa matalassa paineessa. Järjestelmän paineastiaan syöttämä vesi pumpataan paineenalennusaltaasta. Altaasta se menee lämmönvaihtimeen jäähtymään ja sitten ruiskutusventtiilin kautta paineastian sisälle. Näitä LPFL -linjoja on kolme kappaletta ja ne ovat itsenäisesti toimivia ja riippumattomia toisistaan. (GE Hitachi 2007, 53; IAEA, 7)

Paineenalennusaltaan veden jäähdytyksen SPC (Suppression Pool Water Cooling) tehtävä on pitää altaan lämpötila alle 49 °C. Järjestelmä ottaa vettä altaasta ja käyttää sen lämmönvaihtimessa, jossa vesi jäähdytetään. Tämän jälkeen vesi johdetaan takaisin altaaseen. SPC -linjoja on kolme kappaletta. (GE Hitachi 2007, 53-54)

Reaktorin alasajon jäähdytysjärjestelmän SDC (Shutdown Cooling) tehtävänä on poistaa jälkilämpöä paineastiasta. Vesi on mahdollista jäähdyttää reaktorissa alle 60 °C 20 tunnin jälkeen alasajosta. Paineastian kyljestä lähtee linja, josta vettä johdetaan lämmönvaihtimeen jäähtymään. Virtaus palaa LPFL-linjaa pitkin takaisin paineastiaan. SDC -linjoja on kolme kappaletta. (GE Hitachi 2007, 54)

Suojarakennuksen sprayjäähdytyksessä kuiva- ja märkätilaan ruiskutetaan vettä LOCA:n sattuessa. Vesi otetaan paineenalennusaltaasta lämmönvaihtimeen jäähdytettäväksi ja sitä kautta ruiskutettavaksi. Ruiskutettu vesi ohjataan takaisin altaaseen, josta se voidaan uudelleen käyttää. Noin 88 % ruiskutuksista menee kuivatilaan ja loput 12 % ruiskutetaan märkätilaan. Spray-järjestelmään kuuluu kaksi erillistä linjaa. (GE Hitachi 2007, 54)

Lisäpolttoainealtaanjäähdytykseen FPCU (Fuel Pool Cooling and Cleanup) kuuluu 3 erillistä linjaa. Tätä käytetään silloin kun reaktori on ajettu alas ja lisäpolttoaineallas ei pysty pitämään lämpötilaansa alle sallitun rajan. Tässäkin järjestelmässä vettä jäähdytetään lämmönvaihtimen avulla. Viimeisenä alajärjestelmänä on sähköstä riippumaton veden lisäysjärjestelmä ACIWA (AC-Independent Water Addition). Järjestelmästä tulee yksi linja yhdistetyksi RHR -linjaan, jolla saadaan vettä RHR-järjestelmään palosuojauksesta, vaikka sähköä ei olisikaan saatavilla. Tällä pyritään ehkäisemään sydämen vahingot ja lopetetaan sydämen sulaminen, jos se on ehtinyt jo vahingoittumaan. ACIWA toimii apuna silloin, kun muut ECCS-järjestelmät on menetetty. (GE Hitachi 2007, 54-55)



Kuva 14. RHR-järjestelmä. (Muokattu lähteestä GE Hitachi 2007, 54)

5 VERTAILU MUIHIN YDINVOIMALAITOKSIIN

Tässä kappaleessa verrataan ABWR-laitosta muihin nykypäivän ydinvoimalaitoksiin. Vertailulaitoksina käytetään AP1000-, (Advanced Passive) EPR-, (European Pressurized Water Reactor) ESBWR- (Economic Simplified Boiling Water Reactor) sekä Ruotsissa käytettäviä BWR-2500- ja BWR-3000-laitoksia. BWR-2500 tiedot ovat otettu Ruotsin Forsmark 1 -laitoksen tiedoista ja BWR-3000 tiedot ovat otettu Forsmark 3 -laitoksesta. Taulukossa 3 on esitetty eri reaktoreiden sydämien tietoja.

Taulukko 3. Reaktorisydämen tietoja eri laitoksista. (GE Hitachi 2007; Westinghouse Electric Co 2003; TVO; IAEA 2011; GE Hitachi 2011; Pershagen & Bowen 1989)

	ABWR	AP1000	EPR	ESBWR	BWR- 2500	BWR- 3000
Polttoaine	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂
Polttoaineniippujen lukumäärä	872	157	241	1132	676	700
Polttoainesauvojen lukumäärä nipussa	92	264	265	92	63	63
Rikastusaste [%]	4,2	4,8	4,95	4,2	-	-
Säätösauvojen lukumäärä	205	69	89	269	161	169

Taulukon 3 arvoista huomaa selvän eron kiehutusvesi- ja painevesireaktoreissa. Taulukon laitoksista AP1000 ja EPR ovat painevesireaktoreita. Polttoaineniippujen määrä on kiehutusvesireaktoreissa huomattavasti suurempi, mutta painevesireaktoreissa polttoainesauvojen lukumäärä nipussa on paljon suurempi. Taulukossa 4 on esitetty eri laitostyyppien ominaisia arvoja.

Taulukko 4. Eri laitostyyppien ominaisia arvoja. (GE Hitachi 2007; IAEA 2011; Pershagen & Bowen 1989)

	ABWR	AP1000	EPR	ESBWR	BWR- 2500	BWR- 3000
Terminen hyötysuhde [%]	34,5	32	36	34	-	-
Sähköteho [MW]	1350	1200	1770	1600	1008	1101
Lämpöteho [MW]	3926	3400	4590	4500	2700	3000
Käyttöpaine [MPa]	7,07	15,5	15,5	7,17	7	7
Jäähdytteen sisääntulolämpötila yttimeen [°C]	278	279,4	295,2	276,2	272	272
Jäähdytteen ulosmenolämpötila ytimestä [°C]	288	324,7	330	287,7	286	286
Jäähdytteen massavirta [kg/s]	14502	14300	33978	9570	10400	11400
Syöttöveden massavirta [kg/s]	2118	1889	2630	2427	1345	1620
Syöttöveden sisääntulolämpötila [°C]	215,6	226,7	230	215,6	180	215

Termiset hyötysuhteet ovat kaikissa laitoksissa noin 32-36 % välillä, joka on hyvin ominainen arvo ydinvoimaloille. Sähkötehot ovat todella laitoskohtaisia ja vaihtelevat suuresti noin 1000 MW:sta 1800 MW:iin. Kiehusvesireaktoreiden käyttöpaine on 7 MPa luokkaa, joka eroaa selvästikin painevesireaktoreiden käyttöpaineesta, joka on noin 15,5 MPa, johtuen primääripiirin suuresta paineentarpeesta, jotta vesi ei höyrysty (Eurasto et al 2004, 23).

Jäähdytteen massavirta on jokaisessa noin 10000-14000 kg/s. EPR-laitoksessa tämä on kuitenkin noin 2-3 kertainen muihin nähden, joka osittain selittyy myös muita suuremmalla laitoksen teholla. Syöttöveden massavirta ei kuitenkaan EPR-laitoksessa eroa niin suuresti muista laitoksista. Taulukossa 5 on esitetty eri laitoksien mittoja sekä muita arvoja.

Taulukko 5. Eri laitostyyppien mittoja sekä muita arvoja. (GE Hitachi 2007; IAEA 2011; Westinghouse Electric Co 2003; Westinhouseuclear; TVO; Pershagen & Bowen 1989)

	ABWR	AP1000	EPR	ESBWR	BWR-2500	BWR-3000
Paineastian korkeus [m]	21	12,056	13,083	27,6	21,2	20,8
Paineastian sisähalkaisija [m]	7,1	4,04	4,87	7,1	6,4	6,4
Paineastian seinämäpaksuus [m]	0,19	0,203	0,25	0,182	0,154	0,15
Suojarakennuksen tilavuus [m ³]	17000	58333	80000	17000	10930	11337
päähöyrylinjojen määrä	4	2	4	4	4	4
Pääkiertopumppujen määrä	3	4	4	4	6	3
Turbiinin pyörimisnopeus [rpm]	1500	1500	1500	1500	3000	1500

Kiehutusvesireaktoreissa paineastian mitat ovat keskenään hyvin samaa luokkaa. Painevesireaktorioiden paineastian korkeus ja sisähalkaisija ovat hyvin paljon pienempiä verrattuna kiehutusvesireaktoreihin. Suojarakennuksen tilavuus on kuitenkin painevesireaktoreissa huomattavasti suurempi kuin kiehutusvesireaktoreissa, joka selittyy sillä, että niissä ei ole paineenalennusallasta, vaan painetta kontrolloidaan suuren tilavuuden avulla (Eurasto et al 2004, 23).

ABWR:n käyttäessä uudelleenkiertojärjestelmää ja pakotettua kiertoa, ESBWR käyttää luonnollista kiertoa. ABWR:ssä olevat HPCF- sekä LPFL-järjestelmät ovat korvattu ESBWR:ssä painovoimaohjatulla jäähdytysjärjestelmällä GDCS (Gravity Driven Cooling System). GDCS-järjestelmään kuuluu 4 itsenäistä yksikköä. ABWR:ssä oleva RCIC-järjestelmä on myös korvattu ESBWR:ään eristysjäähdyttimillä. ABWR:än turvallisuuden perustuessa lähinnä aktiivisiin järjestelmiin, ESBWR:n turvallisuusjärjestelmät ovat suurimmaksi osaksi passiivisia järjestelmiä. Muilta osin laitokset ovat hyvin samankaltaisia keskenään. (Suggs 2007, 9)

Ruotsalaiset BWR-2500 ja BWR-3000 ovat hyvin samankaltaisia kuin ABWR. BWR-3000 on hieman uudempi versio BWR-2500:sta ja se eroaa hieman korkeammalla teholla

sekä siinä on vain yksi turbiiniyksikkö, johon kuuluu korkeapaineturbiini ja kolme matalapaineturbiinia, niin kuin ABWR-laitoksessakin. BWR-2500:ssa on kaksi tällaista turbiiniyksikköä. Turbiinin pyörimisnopeus on ABWR:ssä ja BWR-3000:ssa 1500 rpm ja BWR-2500:ssa 3000 rpm, kuten taulukosta 5 näkee. Reaktorin sisäisiä pumppuja ABWR:ssä on 10, kun taas ruotsalaisissa malleissa niitä on 8. (Vattenfall 2011, 6)

ABWR-laitoksen ECCS-järjestelmän koostuttua kolmesta itsenäisestä yksiköstä, ruotsalaiset mallien ECCS koostuu neljästä itsenäisestä yksiköstä. ABWR:n ja ruotsalaisten laitoksien ECCS-järjestelmiin kuuluvat sekä korkea- ja matalapainejäähdytysjärjestelmät. Jälkilämmönpoistojärjestelmään kuuluu ruotsalaisissa malleissa neljä eri yksikköä, kun ABWR-laitoksessa näitä yksiköitä on kuusi. (Vattenfall 2011, 9-10)

6 JOHTOPÄÄTÖKSET

ABWR on tekniikaltaan hieman kehittyneempi versio aikaisemmista kiehtusvesireaktorimalleista. Aikaisempiin malleihin verrattuna, uuteen laitostyyppiin haluttiin saada parannuksia turvallisuuteen, laitoksen suorituskykyyn ja tehokkuuteen. Toiminnassa olevia laitoksia on tällä hetkellä 4 kappaletta. ABWR-laitosta on rakenteilla neljä ja suunnitteilla kahdeksan kappaletta. Se, että laitosmallia rakennetaan ja suunnitellaan rakentavan useita kappaleita, kertoo jo itsessään konseptin toimivuudesta.

Uudelleenkierrätysjärjestelmää pyörittävät reaktorin sisäiset pumput ovat yksi syy kompaktimpaan rakenteeseen. Pumppujen siirryttyä paineastian sisälle, kaikki ulkoiset kierrätysjärjestelmälinjat komponentteineen pystytään poistamaan ulkopuolelta. Tämä ominaisuuden ansiosta hitsisaumojen määrä paineastiassa vähenee, jolloin astia antaa turvallisemman ratkaisun paineenkestolle.

Uutena järjestelmänä ABWR-laitokseen tuli säätösauvojen hienosäätömekanismi. Mekanismin avulla sauvoja on mahdollista säätää sähköisesti sekä vaihtoehtoisesti hydraulisesti parantaen turvallisuutta. Myös suojarakennukseen tehtiin parannuksia aikaisempiin verrattuna. Suojarakennuksen kompaktimpi rakenne integroituna reaktorirakennukseen tarjoaa seismisen vakauden ja kantokyvyn dynaamisille- sekä leikkauskuormille.

Useat turvallisuusjärjestelmät pitävät huolta veden riittävästä määrästä reaktorissa sekä reaktorin lämmönpoistosta, jotta sydän ei pääse sulamaan. Tilanteessa, jossa sydän pääsisi vahingoittumaan, ECCS-järjestelmät menetetään sekä sähköä ei ole saatavilla, on sydämen sulaminen mahdollista lopettaa ACIWA-järjestelmällä. Tämän avulla vettä pystytään syöttämään paineastiaan ilman sähköä. Laitoksen moniulotteiset ja itsenäiset turvallisuusjärjestelmät takaavat varsin vakaan ja hyvän perustan laitoksen turvallisuudelle, joka on hyvin tärkeitä etenkin tiukentuneiden turvallisuusvaatimusten takia.

ABWR on hyvin samankaltainen kuin ruotsalaiset BWR-2500- ja BWR-3000-laitokset, pienin eroavaisuuksin turvallisuusjärjestelmissä ja esimerkiksi sisäisten pumppujen määrässä. ESBWR:n, turvallisuusjärjestelmät pohjautuvat suuresti passiivisiin järjestelmiin, kun taas ABWR pohjautuu päinvastoin enemmän aktiivisiin, joka tarkoittaa myös sitä, että sähköntarve on suurempi edellytys turvallisuustoiminnoille ABWR-laitoksessa kuin ESBWR-laitoksessa.

7 YHTEENVETO

Tässä työssä selvitettiin, kuinka ABWR-laitos toimii ja miten se eroaa muista nykyajan ydinvoimalaitoksista. ABWR on kolmannen sukupolven kevytvesireaktori. Se toimii samoin periaattein kuin muutkin kiehutusvesireaktorit höyrystäen reaktorin läpi virtaavaa vettä ja johtaen tämän höyryn turbiinille. Höyry pyörittää turbiinia samalla akselilla olevaa generaattoria, jolloin saadaan sähköä.

Suurimpana eroavaisuutena aikaisempiin BWR-malleihin on laitokseen suunnitellut uudelleenkierrätysjärjestelmää pyörittävät reaktorin sisäiset pumput, jotka ovat sijoitettuna paineastian sisälle. Aikaisemmissa BWR-malleissa nämä pumput ovat aina olleet ulkoisia. Tämä ominaisuus tekee paineastian rakenteesta kompaktimman ja turvallisemman, koska saumojen määrä ytimen paineastiassa vähenee. Erona aikaisempiin kiehutusvesireaktoreihin on myös ABWR-laitoksen säätösauvojen hienosäätöjärjestelmä, jonka avulla sauvoja voidaan hienosäätää sähköisesti reaktiivisuuden muokkausta varten. Järjestelmä antaa myös valmiuden ajaa reaktori nopeasti alas hydraulisesti. Lisäksi suojarakennus on uudistunut ja polttoaine-elementtien määrä lisääntynyt.

Aktiiviset turvallisuusjärjestelmät ovat ABWR-laitoksen perusta transienttien ja suunnitteluperustaonnettomuuksien suojelulle. Aktiivisista järjestelmistä ABWR-laitoksessa tärkeimpiä ovat korkeapaineinen sydämen tulvittaja, sydämen eristysjäähdytysjärjestelmä, automaattinen paineenalennusjärjestelmä sekä jälkilämmönpoisto. Nämä järjestelmät ovat hyvin samankaltaisia muissakin ydinvoimalaitoksissa.

ABWR on aktiivisesti levinnyt maailmalla, mutta käynnissä olevia laitoksia on vasta 4 maailmassa. Useampia laitoksia on kuitenkin rakenteilla ja suunnitteilla koko ajan. Tällä hetkellä laitosvalmistajia on kaksi kappaletta. Laitoksien pääpainona aikaisempiin verrattuna ovat olleet parannukset turvallisuusjärjestelmissä, suorituskyvyssä sekä tehokkuudessa.

Lähdeluettelo

Dragunov Alexey. 2013. Development of Thermodynamic Cycles for Sodium-Cooled-Fast Reactors. Viitattu 14.12.2019. Saatavilla: https://ir.library.dcuoit.ca/bitstream/10155/367/1/Dragunov_Alexey.pdf

Eurasto et al. 2004. Ydinturvallisuus. Luku 2. Ydinvoimalaitostekniikan Perusteita. Viitattu: 18.12.2019. Saatavilla: https://www.stuk.fi/documents/12547/494524/kirjasarjaV_ydinturvallisuus_2.pdf/74b3643c-419f-4381-89ff-423e406f98b1

Sokolowski Evelyn. Development of Nuclear power in Sweden. Viitattu: 18.12.2019 Saatavilla: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/25/074/25074820.pdf?r=1&r=1

Fennern Larry. 2017. Design evolution of BWRs: Dresden to generation III+. Progress in Nuclear Energy. Volume 103. Sivut 38-57. Viitattu 17.10.2019. Saatavissa: <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2017.06.020>

GE Hitachi Nuclear Energy. 2007. The ABWR Plant General Description. Viitattu: 17.11.2019. Saatavissa: https://nuclear.gepower.com/content/dam/gepower-nuclear/global/en_US/documents/ABWR%20General%20Description%20Book.pdf

GE Hitachi Nuclear Energy. 2011. The ESBWR Plant General Description. Viitattu: 13.12.2019. Saatavissa: https://nuclear.gepower.com/content/dam/gepower-nuclear/global/en_US/documents/ESBWR_General%20Description%20Book.pdf

Hitachi. 2017. UK ABWR Generic Design Assessment. Generic PCSR Chapter 28: ALARP Evaluation. Viitattu 27.11.2019. Saatavilla: <http://www.hitachi-hgne-uk-abwr.co.uk/downloads/2017-12-14/UKABWR-GA91-9101-0101-28000-RevC-PB.pdf>

IAEA. Advanced Boiling Water Reactor. Viitattu: 19.12.2019. Saatavilla: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/31/007/31007061.pdf?r=1&r=1

IAEA. 2019. Nuclear Power Reactors in the World. Viitattu: 9.12.2019. Saatavilla: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/RDS-2-39_web.pdf

IAEA ARIS. 2011. Status report 78 – The Evolutionary Power Reactor (EPR). Viitattu: 4.12.2019. Saatavissa: <https://aris.iaea.org/pdf/epr.pdf>

IAEA ARIS. 2011. Status report 81 – Advanced Passive PWR (AP 1000). Viitattu: 3.12.2019. Saatavissa: <https://aris.iaea.org/PDF/AP1000.pdf>

IAEA ARIS. 2011. Status report 97 – Advanced Boiling Water Reactor (ABWR). Viitattu: 5.4.2019. Saatavissa: <https://aris.iaea.org/PDF/ABWR.pdf>

IAEA ARIS. 2011. Status report 100 – Economic Simplified Boiling Water Reactor (ESBWR). Viitattu: 6.4.2019. Saatavissa: <https://aris.iaea.org/PDF/ESBWR.pdf>

Pershagen B. Bowen M. 1989. Light Water Reactor Safety. ISBN 978-0080359151. e-ISBN 9781483286747

Oka et al. 2003. Overview of Design Studies of High Temperature Reactor Cooled by Supercritical Light Water at the University of Tokyo. Viitattu 2.11.2019. Saatavissa: <https://www.ipen.br/biblioteca/cd/genes4/2003/papers/1168-final.pdf>

Oka et al. 2010. Super Light Water Reactors and Super Fast Reactors. Springer. ISBN 978-1-4419-6034-4. e-ISBN 978-1-4419-6035-1.

Oka Yoshiaki. 2010. Nuclear Reactor Design. Springer. ISBN 978-4-431-54897-3. e-ISBN 978-4-431-54898-0

Suggs Jeff. 2007. GE ABWR & ESBWR. Viitattu: 18.12.2019. Saatavilla: http://site.ieee.org/npec-sc2/files/2017/06/SC-2Mgt07-1_Att5-ABWR-ESBWR-EQ.pdf

Teollisuuden Voima Oyj. Ydinvoimalaitosyksikkö Olkiluoto 3. Viitattu: 13.12.2019
Saatavissa:

https://www.tvo.fi/uploads/julkaisut/tiedostot/ydinvoimalayks_OL3_ENG.pdf

United States Nuclear Regulatory Commission (U.S.NRC). 2017. The Boiling Water Reactor (BWR). Viitattu: 9.12.2019. Saatavissa: <https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/students/animated-bwr.html>

Vattenfall. 2011. Forsmark 1, 2 and 3. Summary Report. Renewed Safety Assessment of the Resistance Against Certain Events – The Stress Test. Viitattu: 18.12.2019. Saatavilla: <https://www.stralsakerhetsmyndigheten.se/contentassets/d086f05078bf4fd0b0ed69c932fc1a58/forsmark---ensreg-stress-test---summary.pdf>

Westinghouse Electric Co., LLC. 2003. The Westinghouse AP1000 Advanced Nuclear Plant: Viitattu: 3.12.2019. Saatavissa: <http://www.apcnean.org.ar/arch/3e139fc91ebe2e675db2194460badc7c.pdf>

Westinghousenuclear. AP1000 European Design Control Document. 15. Accident Analysis. Appendix 15B. Viitattu: 13.12.2019. Saatavilla: <http://www.westinghousenuclear.com/Portals/5/Documents/documentation%20pdfs/Chapter%2015%20Appendix%2015B.pdf>

World Nuclear Association. 2017. Nuclear Power Economics and Project Structuring. Viitattu 11.12.2019. Saatavissa: http://www.world-nuclear.org/getmedia/84082691-786c414f-8178-a26be866d8da/REPORT_Economics_Report_2017.pdf.aspx.

World Nuclear Association. 2019. Nuclear Power in Sweden. Viitattu: 18.12.2019. Saatavilla: <https://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-o-s/sweden.aspx>