



# 2

## YDINVOIMALAITOS- TEKNIIKAN PERUSTEITA

Tapani Eurasto, Juhani Hyvärinen<sup>1</sup>, Marja-Leena Järvinen,  
Jorma Sandberg, Kirsti-Liisa Sjöblom

### SISÄLLYSLUETTELO

|     |                                                           |    |
|-----|-----------------------------------------------------------|----|
| 2.1 | Reaktorin ydinfysikaaliset perusteet .....                | 26 |
| 2.2 | Ydinvoimalaitostyytit .....                               | 41 |
| 2.3 | Kevytvesireaktorilaitosten turvallisuusjärjestelmät ..... | 55 |
| 2.4 | Ydinvoimalaitostekniikan kehityssuuntia .....             | 69 |
| 2.5 | Ydinpolttoainekierto .....                                | 78 |

<sup>1</sup> Kohta 2.4 Ydinvoimalaitostekniikan kehityssuuntia

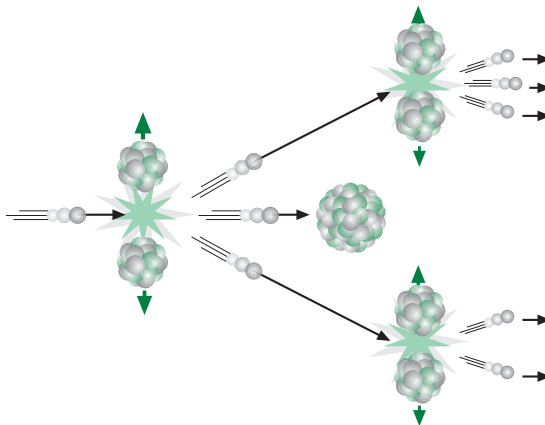
## 2.1 | Reaktorin ydinfysikaaliset perusteet

Ydinvoimalaitos on toimintaperiaatteeltaan lämpövoimalaitos, jossa vesihöyry pyörittää turbiinia ja siihen liitettyä sähkögeneraattoria. Ydinvoimalaitoksessa veden höyryttämiseen tarvittava lämpöenergia syntyy atomiytimien halkeamis- eli fissioreaktioissa, kun taas tavanomaisissa höyryvoimalaitoksissa lämpö saadaan polttoaineen, esimerkiksi öljyn tai hiilen, palamisesta.

Ydinvoimalaitoksessa lämpö tuotetaan ydinreaktorissa, jossa saadaan aikaan hallittu fissioiden ketjureaktio. Ketjureaktio tapahtuu reaktorisydämessä, joka on suljettu reaktoripainesäiliöön. Nykyisten reaktorien sydän koostuu metalliputkiin pakatusta ydinpolttoaineesta ja näitä putkia eli polttoainesauvoja ympäröivästä neutronien hidastimesta, joka usein toimii myös jäähdytteenä. Fissioreaktiossa vapautuva energia kuumentaa polttoainetta, ja lämpö siirretään pois reaktorista sen läpi virtaavan jäähdytteen avulla.

### Fissio

Eräissä raskaissa atomiytimissä, esimerkiksi  $^{235}\text{U}$  ja  $^{239}\text{Pu}$ , tapahtuu halkeamis- eli fissioreaktio, kun niitä pommitetaan neutroneilla. Neutronit ovat sähkövarauksettomia alkeishiukkasia, jotka ovat protonien ohella ytimen rakenneosasia. Fissioreaktiossa syntyy kaksi kevyemmän alkuaineen ydintä, joita sanotaan fissiotuotteiksi, kaksi tai kolme neutronia sekä gam-



**KUVA 2.1 Fissioketjureaktio**

Neutroni aiheuttaa uraaniytimen fission eli halkeamisen kahdeksi keskiruskaaksi ytimeksi. Samalla syntyy 2–3 neutronia, jotka voivat aiheuttaa uusia fissioreaktiota. Osa neutroneista kuitenkin absorboituu aiheuttamatta fissiota.

ma- ja neutriinosäteilyä. Yhdessä fissiossa vapautuu noin  $3,2 \cdot 10^{-11}$  J (200 MeV) energiaa, josta noin 83 prosenttia on fissiotuotteiden liike-energiaa. Suurin osa fissiossa vapautuvasta energiasta muuttuu lähes välittömästi lämmöksi reaktiotuotteiden ja ympäröivän aineen vuorovaikutuksissa.

Ytimiä (nuklideja), joissa voi tapahtua fissioreaktio, sanotaan halkeamiskelpoisiksi eli fissiokelpoisiksi. Niitä nuklideja, joissa hidas (terminen) neutroni voi aiheuttaa fission, sanotaan fissioituviksi tai fissiileiksi. Ydinreaktoreihin soveltuvat fissiilit nuklidit ovat luonnossa esiintyvä  $^{235}\text{U}$  ja keinotekoiset  $^{233}\text{U}$  ja  $^{239}\text{Pu}$ . Eräät muut fissiokelpoiset nuklidit, esimerkiksi  $^{238}\text{U}$ , voivat haljeta ainoastaan, jos törmäävällä neutronilla on suuri energia eli vähintään noin 1 MeV. Luonnonuraanissa on noin 0,72 prosenttia fissiiliä isotooppia  $^{235}\text{U}$  ja loput  $^{238}\text{U}$ :a. Reaktoripolttoaineena käytettävä uraani on usein väkevöity isotoopin  $^{235}\text{U}$  suhteen niin, että sen osuus on noin 2–4 prosenttia.

Ytimiä, joista saadaan neutronikaappauksen kautta fissiilejä ytimiä, sanotaan fertiileiksi eli hyötökelpoisiksi. Tärkeimpiä fertiilejä ytimiä ovat luonnonuraanin yleisin isotooppi  $^{238}\text{U}$  ja toriumin isotooppi  $^{232}\text{Th}$ , joista muodostuu neutronikaappauksen ja radioaktiivisten hajoamisten kautta vastaavasti  $^{239}\text{Pu}$ :ää ja  $^{233}\text{U}$ :a (katso kirja 1 ”Säteily ja sen havaitseminen”, luku 1). Uraanipolttoainetta käyttävissä ydinreaktoreissa muodostuu aina  $^{239}\text{Pu}$ :ää, josta osa fissioituu käytön aikana ja osa jää käytettyyn ydinpolttoaineeseen. Nykyisissä ydinvoimalaitoksissa useita prosentteja reaktorin tehon tuotosta tapahtuu käytön aikana syntyvän plutoniumin fissioissa. On myös rakennettu prototyyppisiä niin sanotuista hyötöreaktoreista, joissa fissiilin aineen tuotto on suurempi kuin sen kulutus. Jos polttoainetta kierrätys pystyttäisiin järjestämään kattavasti, voitaisiin luonnon uraania käyttää hyötöreaktoreiden avulla energian tuotantoon lähes sata kertaa tehokkaammin kuin nykyisin.

Suurin osa fissiotuotteista on radioaktiivisia ja hajoaa  $\beta$ -hajoamisen kautta. Tämä johtuu siitä, että fissiotuotteissa neutronien ja protonien lukumäärien suhde on suunnilleen sama kuin raskaassa halkeavassa ytimessä ja suhde on siten huomattavasti suurempi kuin stabiileissa keskiraskaissa ytimissä. Vajaa prosentti fissiotuotenuklideista hajoaa lähettämällä myös neutroneja. Näillä viivästyneillä neutroneilla on tärkeä merkitys reaktorin säädössä. Radioaktiivisten fissiotuotteiden hajoatessa vapautuu energiaa, jota sanotaan jälkilämmöksi. Sen tuotto jatkuu polttoaineessa reaktorin pysäytyksen (eli sammutuksen) jälkeen, vaikka fissioreaktioita ei enää tapahdukaan. Jälkilämpö kuumentaa polttoainetta ja siksi myös pysäytetty reaktori vaatii jäähdytystä. Jälkilämmön

poistamiseksi tarpeellisen jäähdytyksen varmistaminen kaikissa tilanteissa on fissioketjureaktion hallinnan ohella ydinturvallisuuden kannalta keskeinen tehtävä.

## Ketjureaktio

Yhdessä neutronin aiheuttamassa fissioreaktiossa syntyy keskimäärin noin 2,5 uutta neutronia. Osa syntyvistä neutroneista aiheuttaa uusia fissioreaktioita ja näin syntyy fissioketjureaktio. Jos fissiossa syntyvistä neutroneista keskimäärin tasan yksi aiheuttaa uuden fission, ketjureaktiossa syntyvä teho pysyy vakiona. Jos fissiossa syntyvien neutronien aiheuttamien uusien fissioiden määrä on pienempi kuin yksi, ketjureaktio pysähtyy, jos taas määrä on suurempi kuin yksi, ketjureaktion teho kasvaa jatkuvasti. Ydinreaktorissa tapahtuu hallittu ketjureaktio eli neutronien määrä ja reaktorin teho pysyvät vakiona tai ne muuttuvat hallitusti. Ydinräjähteet taas suunnitellaan niin, että neutronien määrä ja teho kasvavat mahdollisimman nopeasti voimakkaan räjähdysvaikutuksen aikaansaamiseksi.

Fissiossa syntyneet neutronit törmäävät ympärillä olevan aineen atomien ytimiin, jolloin neutronien energia ja liikesuunta muuttuvat. Useiden törmäysten jälkeen neutronit lopulta absorboituvat ympäröivän aineen ytimiin tai karkaavat ulos reaktorista. Jos absorptio johtaa fissioon, syntyy uusi neutronisukupolvi. Jos fissiota ei tapahdu, neutroni poistuu kierto-kulusta. Absorption tuloksena voi tällöin syntyä uusi radioaktiivinen ydin eli aktivoitumistuote.

Fissiossa syntyvien neutronien energia on suhteellisen suuri eli keskimäärin noin 2 MeV. Neutronien törmäillessä väliaineessa ne hidastuvat, toisin sanoen niiden nopeus ja liike-energia pienenevät. Lopulta neutronit saavuttavat termisen energian eli niiden liike-energia vastaa keskimäärin väliaineen atomien lämpöliikkeen energiaa, joka on esimerkiksi huoneenlämpötilassa noin 0,025 eV. Termisillä neutroneilla on huomattavasti suurempi todennäköisyys absorboitua  $^{235}\text{U}$ - tai  $^{239}\text{Pu}$ -ytimiin ja aiheuttaa fissio kuin nopeilla neutroneilla. Kaupallisessa käytössä olevat reaktorit ovat niin sanottuja termisiä reaktoreita, joissa neutronit tarkoituksellisesti hidastetaan termiselle energia-alueelle. Hidastaminen tapahtuu reaktorisydämessä olevan hidastin- eli moderaattorimateriaalin avulla. Hidastimina käytetään keveitä alkuaineita, koska neutronit menettävät yhdessä törmäyksessä keskimäärin sitä enemmän energiaa mitä kevyempään ytimeen ne törmäävät. Hyvä moderaattori hidastaa neutroneita tehokkaasti, mutta absorboi niitä vähän. Yleisim-

mät reaktoreissa käytettävät moderaattorit ovat vesi ( $H_2O$ ), raskas vesi ( $D_2O$ ) ja grafiitti(C). Näistä kaksi viimeksi mainittua ovat niin hyviä moderaattoreita, että niitä käytettäessä polttoaineeksi kelpaa myös väkevöimätön luonnonuraani.

## Kasvutekijä

Seuraavassa tarkastellaan neutronien määrän kehittymistä reaktorissa, jossa polttoaineena käytetään uraanidioksidia ( $UO_2$ ) ja moderaattorina kevyttä vettä. Polttoaine on väkevöity lievästi, noin 2–4 prosenttiin,  $^{235}U$ -isotoopin suhteen. Lisäksi tarkastelussa reaktori oletetaan äärettömäksi, eli käytännössä niin suureksi, että neutronien karkaamisella ulos reaktorista ei ole merkitystä.

Oletetaan, että reaktorissa syntyy tietyllä hetkellä  $N$  nopeaa neutronia termisten neutronien aiheuttamissa fissionissa. Neutronien lukumäärä kasvaa  $\varepsilon$ -kertaiseksi niiden neutronien vaikutuksesta, jotka syntyvät nopeiden neutronien  $^{235}U$ - ja  $^{238}U$ -isotoopeissa aiheuttamissa fissionissa. Kerroin  $\varepsilon$  on nopean fission tekijä. Nopeat neutronit törmäilevät lähinnä vety-ytimiin ja hidastuvat niin sanotulle resonanssialueelle (katso kirja 1, luku 1), jossa osa neutroneista absorboituu pääosin  $^{238}U$ -isotooppiin. Neutronin todennäköisyyttä välttää resonanssialueella tapahtuva absorptio sanotaan resonanssinvälttämistodennäköisyydeksi  $p$ . Resonanssialueen yli termiselle energia-alueelle pääsevien neutronien lukumäärä on  $N\varepsilon p$ . Osa neutroneista absorboituu muihin kuin fissiileihin ytimiin, esimerkiksi  $^{238}U$ -isotooppiin, moderaattoriytimiin ja reaktorin rakennemateriaaleihin. Tätä neutronien lukumäärän suhteellista vähenemistä kuvataan termisellä käyttösuhteella  $f$ , joka on fissiiliin materiaaliin absorboituvien neutronien lukumäärän suhde kaikkiin absorboituviin neutroneihin. Fiissiliin materiaaliin absorboituvien neutronien lukumäärä on siten  $N\varepsilon pf$ . Osa fissiiliin materiaaliin absorboituneista neutroneista aiheuttaa fissioreaktion, jossa syntyy uusia neutroneita, osa absorptioista ei johda fission vaan kaappausreaktioon. Yhden fissiiliin ytimeen tapahtuneen neutroniabsorption tuloksena keskimäärin syntyvien neutronien lukumäärää merkitään kertoimella  $\eta$ . Syntyvien uusien neutronien lukumäärä on siten  $N\varepsilon pf\eta$ .

Syntyvien uusien neutronien lukumäärän suhdetta alkuperäisten neutronien lukumäärään eli kahden peräkkäisen neutronisukupolven neutronien lukumäärän suhdetta sanotaan reaktorin kasvutekijäksi  $k$ . Äärettömän reaktorin kasvutekijälle  $k_\infty$  saadaan edellä esitetyn mukaisesti niin sanottu neljän tekijän kaava:

$$k_{\infty} = \varepsilon p f \eta, \quad (2.1)$$

missä  $\varepsilon$  on edellä kuvattu nopean fission tekijä,  $p$  resonanssinvälttämistodennäköisyys,  $f$  terminen käyttösuhde ja  $\eta$  on yhtä fissiiliin materiaaliin absorboituvaa neutronia kohti syntyvien neutronien lukumäärä. Kevytvesireaktorissa tyypillisesti  $\varepsilon \approx 1,02$ ,  $\eta \approx 1,8$  ja  $p$  ja  $f$  ovat jonkin verran alle 1,0, niin että niiden tulo voisi olla noin 0,65. Näillä arvoilla äärettömän reaktorin kasvutekijä olisi noin 1,2.

Todellisesta äärellisestä reaktorista tapahtuu neutronien vuotoa, joka pienentää kasvutekijää. Reaktorin äärellinen koko ja muoto otetaan huomioon vuotamattomuustekijällä  $P_{nl}$ . Peräkkäisten sukupolvien neutronien lukumäärien suhdetta äärellisessä reaktorissa kuvaa efektiivinen kasvutekijä  $k_{eff}$ , jolle saadaan lauseke:

$$k_{eff} = \varepsilon p f \eta P_{nl}. \quad (2.2)$$

## Kriittisyys

Pysyvän ketjureaktion ylläpitämisen ehtona on, että toisiaan seuraavissa neutronisukupolvissa neutronien lukumäärä on sama eli reaktorin efektiivinen kasvutekijä  $k_{eff} = 1$ . Tällöin reaktorin sanotaan olevan kriittinen. Jos neutronien lukumäärä peräkkäisissä sukupolvissa on laskeva eli  $k_{eff} < 1$ , sanotaan reaktorin olevan alikriittinen. Jos taas  $k_{eff} > 1$ , reaktori on ylikriittinen.

Kriittinen massa on pienin fissiiliin aineen massa, jolla kriittisyys voidaan saavuttaa. Fissiiliin materiaalin kriittisen massan suuruus riippuu tarkasteltavan järjestelmän koostumuksesta ja geometriasta.

## Reaktorin teho

Neutronien tiheyttä reaktorissa kuvataan yleensä käyttäen suuretta neutronivuon tiheys  $\phi$ , joka on tietyissä kohdassa vallitsevan neutronitiheyden  $n$  ( $1/m^3$ ) ja neutronien nopeuden  $v$  (m/s) tulo (suurelle käytetään usein lyhyttä nimitystä neutronivuo). Tässä oletetaan yksinkertaistaen, että kaikilla neutroneilla on sama nopeus. Tehotiheys tietyissä kohdassa reaktoria on verrannollinen neutronivuon tiheyteen. Koska yhdessä fissiossa vapautuu noin  $200 \text{ MeV} = 3,2 \cdot 10^{-11} \text{ Ws}$  energiaa, yhden watin tehon ylläpitämiseen tarvitaan  $1 \text{ W} / (3,2 \cdot 10^{-11} \text{ Ws}) = 3,1 \cdot 10^{10}$  fissiota sekunnissa. Reaktorin tehotiheys on

$$P = \varphi \Sigma_f / (3,1 \cdot 10^{10}) \text{ (W/m}^3\text{)}, \quad (2.3)$$

missä makroskooppisen fissiovaikutusalalan  $\Sigma_f$  yksikkönä on l/m ja vuontiheyden yksikkönä  $1/(\text{m}^2 \cdot \text{s})$  (katso kirja 1, luku 1).

Reaktorin kokonaisteho  $P_{\text{tot}}$  on verrannollinen keskimääräiseen neutronivuon tiheyteen  $\varphi_{\text{av}}$  ja reaktorin tilavuuteen  $V$  ( $\text{m}^3$ )

$$P_{\text{tot}} = V \varphi_{\text{av}} \Sigma_f / (3,1 \cdot 10^{10}) \quad (\text{W}). \quad (2.4)$$

## Heterogeeninen reaktorisydän

Edellä on käsitelty homogeenista reaktoria, jossa polttoaine ja moderaattori ovat tasaisesti sekoittuneina. Todellisuudessa nykyisin käytettävien reaktorien sydän on heterogeeninen, eli se koostuu polttoainesauvojen muodostamista nipuista ja moderaattorista, joka useissa reaktorityypeissä toimii myös jäähdytteenä, sekä säätösauvoista. Todellisessa reaktorissa neutronivuon paikka- ja energiariippuvuus on monimutkainen. Neutronivuon tiheyden ja tehojakauman tarkka kolmiulotteinen määrittäminen on vaativa tehtävä, joka edellyttää kehittyneitä teoreettisia malleja ja tehokkaita laskentaohjelmia.

Kolmiulotteisen tehojakauman kuvaamiseen käytetään usein niin sanottuja tehon muotokertoimia, jotka kertovat paikallisen maksimitehotiheyden suhteen reaktorin keskimääräiseen tehotiheyteen. Yleensä reaktorin tehojakauma kuvataan kolmella muotokertoimella: tehon radiaalisella (säteen suuntaisella), aksiaalisella (pystysuuntaisella) ja polttoainenipun sisäisellä muotokertoimella. Näiden tulona saadaan reaktorin tehon kokonaismuotokerroin.

## Reaktoridynamiikka

Kun reaktori on kriittinen eli  $k_{\text{eff}} = 1$ , neutronivuo ja teho eivät muutu, ja reaktorin sanotaan olevan stationaarisessa tilassa. Reaktorin neutronivuota ja tehoa voidaan säätää esimerkiksi muuttamalla neutroneja absorboivien säätösauvojen asemaa. Työntämällä säätösauvoja hieman sisäänpäin, voidaan reaktorista tehdä alikriittinen, jolloin sen neutronivuon tiheys ja teho laskevat. Tehon lasku jatkuu, kunnes vastakkaiseen suuntaan vaikuttavat fysikaaliset tekijät, esimerkiksi polttoaineen lämpötilan lasku, palauttavat reaktorin kriittiseen tilaan aikaisempaa alemmalle tehotasolle. Kun säätösauvoja vedetään hieman ulospäin, reaktorista tulee vastaavasti vähäksi aikaa ylikriittinen, kunnes sen teho kasvaa aiempaa suuremmalle vakiotasolle.



Reaktorin efektiivisen kasvutekijän muutoksia kuvataan reaktiivisuudella  $\rho$ , joka määritellään efektiivisen kasvukertoimen avulla seuraavasti

$$\rho = (k_{\text{eff}} - 1)/k_{\text{eff}} . \quad (2.5)$$

Reaktiivisuudella on läheinen yhteys reaktorin tehon muutosnopeuteen, mutta se ei vastaa mitään suoraan mitattavaa suuretta. Kun reaktori on kriittinen, sen reaktiivisuus on nolla tehotasosta riippumatta.

Ketjureaktion aikariippuvuutta koskevilla laskuilla erotetaan niin sanottujen kerkeiden ja viivästyneiden neutronien vaikutus. Yli 99 prosenttia fissioissa vapautuvista neutroneista on kerkeitä eli ne vapautuvat välittömästi atomiytimen haljetessa. Vajaa prosentti neutroneista on viivästyneitä eli ne vapautuvat vasta lyhytikäisten fissiotuotteiden radioaktiivisen hajoamisen yhteydessä. Viive vaihtelee vajaasta sekunnista useisiin minuutteihin.

Viivästyneillä neutroneilla on reaktorin säädön kannalta ratkaisevan tärkeä merkitys. Niiden merkityksen ymmärtämiseksi on hyödyllistä tarkastella aluksi tapausta, jossa viivästyneitä neutroneja ei ole otettu huomioon. Tällöin neutronivuon tiheys  $\varphi$  ja siten myös reaktorin tehon muutosnopeutta voidaan kuvata differentiaaliyhtälöllä

$$d\varphi/dt = (k\varphi - \varphi)/L = (k - 1)\varphi/L \approx \rho \varphi/L , \quad (2.6)$$

missä  $L$  = neutronien keskimääräinen elinaika (kevytvesireaktoreissa  $L \approx 100 \mu\text{s}$ ). Reaktiivisuudelle on käytetty likiarvoa  $\rho \approx k - 1$ , joka pätee kun kasvutekijä  $k \approx 1$ .

Edellä esitetyn yhtälön ratkaisuna saadaan

$$\varphi = \varphi_0 e^{(k-1) \cdot t/L} = \varphi_0 e^{t/T} , \quad (2.7)$$

missä  $T = L/(k - 1)$  on reaktorin periodi ja  $\varphi_0$  on neutronivuon tiheys hetkellä  $t = 0$ . Reaktorin periodilla tarkoitetaan aikaa, jonka kuluessa reaktorin neutronivuon tiheys ja teho kasvavat  $e$ -kertaisiksi ( $e \approx 2,71$ ).

Käyttämällä edellä mainittua reaktiivisuuden likiarvoa  $\rho \approx k - 1$  saadaan reaktorin periodille lauseke

$$T \approx L/\rho . \quad (2.8)$$

Edellä esitetyistä yhtälöistä nähdään, että pienikin reaktiivisuuden muutos aiheuttaa suuren tehon muutoksen. Jos reaktiivisuutta lisätään esimerkiksi 0,1 prosentilla, niin reaktorin teho kasvaa edellä esitettyjen yhtälöiden mukaan yhdessä sekunnissa 22 000-kertaiseksi. Ellei muita vaikuttavia tekijöitä olisi, reaktorin tehon hallittu säätö olisi mahdotonta.

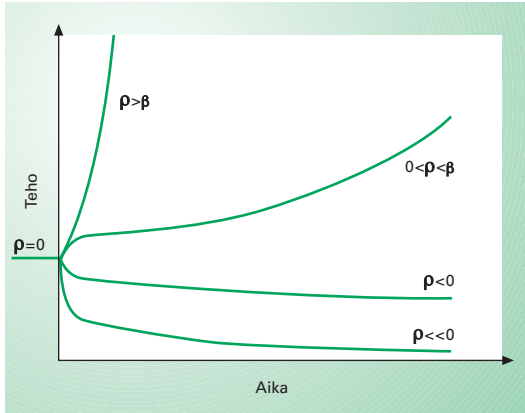
Edellisessä tarkastelussa ei ole otettu huomioon viivästyneiden neutronien vaikutusta neutronien keskimääräiseen elinikään.  $^{235}\text{U}$ -isotoopissa viivästyneiden neutronien efektiivinen osuus  $\beta_{\text{eff}} \approx 0,65$  prosenttia kaikista fissiota kohti syntyvistä neutroneista, ja ne syntyvät fissiotuotenuklidien hajotessa keskimäärin 13 sekuntia fission jälkeen. Viivästyneet neutronit pidentävät neutronien keskimääräistä elinikää seuraavasti:

$$L_1 = (1 - \beta_{\text{eff}})L + \beta_{\text{eff}}\tau, \quad (2.9)$$

missä  $\tau$  on viivästyneen neutroniemission keskimääräinen viive (noin 13 sekuntia  $^{235}\text{U}$ :ssa). Yhtälön oikean puolen ensimmäinen termi kuvaa kerkeiden ja toinen termi viivästyneiden neutronien vaikutusta keskimääräiseen elinikään. Viivästyneiden neutronien ansiosta neutronien keskimääräinen elinikä kevytvesireaktorissa on noin 0,085 sekuntia.

Jos lasketaan teho yhden sekunnin kuluttua 0,1 prosentin reaktiivisuuden lisäyksestä, havaitaan sen olevan vain 1,01 kertaa alkuperäinen teho. Viivästyneet neutronit parantavat ratkaisevasti reaktorin hallittavuutta.

Reaktorin dynaamisen käyttäytymisen selvittämiseksi tarkastellaan, miten reaktorin teho muuttuu, kun reaktiivisuutta lisätään esimerkiksi säätösauvojen avulla. Reaktorin luontaisten takaisinkytkentöjen (reaktiivisuuskertoimien) vaikutusta ei oteta tässä tarkastelussa huomioon. Jos reaktiivisuuden lisäys on pieni ( $0 < \rho < \beta_{\text{eff}}$ ), nousee reaktorin teho aluksi nopeasti, koska kerkeiden neutronien elinikä on hyvin lyhyt (n.  $10^{-4}$  s), katso kuva 2.2. Tehon nousu tapahtuu tämän jälkeen vähitellen, koska jokaisesta neutronisukupolvesta vakio-osuus  $\beta_{\text{eff}}$  syntyy viivästyneenä. Viivästyneet neutronit ikään kuin ”varastoituvat” ilman, että vastaava osuus palautuu neutronikiertoon. Tiettyjen fissiotuotteiden hajotessa viivästyneet neutronit vähitellen palaavat neutronikiertoon asteittain kiihtyvällä nopeudella, minkä seurauksena tehon aikakäyttäytyminen tulee eksponentiaalisiksi.



**KUVA 2.2 Reaktiivisuusmuutoksen vaikutus reaktorin tehoon**

Kun reaktiivisuus  $\rho = 0$ , reaktorin teho on vakio. Kun reaktiivisuutta pienennetään äkillisesti ( $\rho < 0$ ), myös reaktorin teho pienenee. Tehon lasku on aluksi nopeaa ja hidastuu ajan kuluessa. Kun reaktiivisuutta lisätään äkillisesti niin, että reaktiivisuus on suurempi kuin viivästyneiden neutronien osuus ( $\rho > \beta$ ), alkaa tehon nopea eksponentiaalinen kasvu. Tällöin sanotaan, että reaktori on kerkeästi ylikriittinen. Kun  $0 < \rho < \beta$ , teho kasvaa aluksi nopeasti (niin sanottu kerkeä hyppy) ja tämän jälkeen tehon kasvu jatkuu hitaampana eksponentiaalisena kasvuna.

Jos positiivinen reaktiivisuuden lisäys on niin suuri, että jokaista neutronisukupolvea kohti tapahtuva viivästyneiden neutronien varastoituminen korvautuu suoraan fissiossa syntyvien kerkeiden neutronien ansiosta, sanotaan, että reaktori on kerkeästi kriittinen. Kerkeästi kriittisen reaktorin teho nousee erittäin nopeasti. Reaktori on kerkeästi kriittinen, kun

$$(k - 1)\varphi = \beta_{\text{eff}}k\varphi \quad (2.10)$$

eli

$$\rho = \beta_{\text{eff}}. \quad (2.11)$$

Jos  $\rho > \beta_{\text{eff}}$  sanotaan, että reaktori on kerkeästi ylikriittinen ja sen teho nousee erittäin nopeasti. Jos reaktori on kerkeästi kriittinen tai kerkeästi ylikriittinen, viivästyneet neutronit eivät enää ”jarruta” merkittävästi tehon nousua. Jotta reaktorin tehotasoa voidaan hallita säätöjärjestelmillä, tulee reaktiivisuudelle päteä  $\rho < \beta_{\text{eff}}$ .

Negatiivisilla reaktiivisuusmuutoksilla reaktorin teho laskee aluksi nopeasti, koska kerkeät neutronit hallitsevat prosessia. Vähitellen kuitenkin viivästyneet neutronit vaimentavat tehon muutosnopeutta, ja teho laskee hitaasti viivästyneiden neutronien määrämällä aikavakiolla (kuva 2.2).

Kun kerkeiden neutronien elinikä on  $L$ , voidaan reaktorin periodin  $T$  ja reaktiivisuuden  $\rho$  välistä yhteyttä kuvata reaktiivisuusyhtälöllä

$$\rho = L/T + \beta_{\text{eff}} / (1 + T/\tau). \quad (2.12)$$

Yllä on oletettu, että kaikilla viivästyneiden neutronien emonuklideilla on sama puoliintumisaika  $(\ln(2)\tau)$ . Yksityiskohtaisemmissa tarkasteluissa viivästyneiden neutronien emonuklidit jaetaan ryhmiin niin, että kunkin ryhmän nuklidien puoliintumisaika oletetaan samaksi.

Reaktiivisuus on määritelmän mukaan laaduton suure. Tavallisesti sille käytetään yksiköitä prosentti (%), pcm (per cent mille =  $10^{-5}$ ) ja dollari (\$). Dollarilla tarkoitetaan tässä yhteydessä reaktiivisuutta, joka tekee reaktorin kerkeästi kriittiseksi eli  $1 \$ = \beta_{\text{eff}} \approx 0,65$  prosenttia.

## Reaktiivisuuskertoimet

Ydinreaktorin kasvukerroin ja reaktiivisuus määräytyvät polttoaineen, moderaattorin, jäähdytteen sekä säätö- ja rakennemateriaalien ominaisuuksien perusteella. Materiaalien lämpötila puolestaan vaikuttaa niiden ominaisuuksiin. Kun reaktorin teho on hyvin pieni, reaktiivisuuden muutokset määräytyvät pelkästään säätösauvojen tai muun absorbaattorin perusteella. Kun teho nousee muutamaan prosenttiin täydestä tehosta, alkaa polttoaineen, moderaattorin ja jäähdytteen lämpötila nousta niin paljon, että se vaikuttaa reaktiivisuuteen. Lämpötilan muutoksen aiheuttama takaisinkytkentää reaktorin tehoon kuvataan reaktiivisuuskertoimella. Reaktorin stabiilin toiminnan kannalta on välttämätöntä, että näiden takaisinkytkentöjen vaikutus kaikissa reaktorin toimintatiloissa on reaktiivisuuden kasvua hillitsevä. Reaktiivisuuskertoimien tulee siis olla negatiivisia. Yleisimmin takaisinkytkentäilmiöiden kuvaamiseen käytetään polttoaineen lämpötilan ja jäähdytteen/moderaattorin lämpötilan tai tiheyden sekä tehon reaktiivisuuskertoimia.

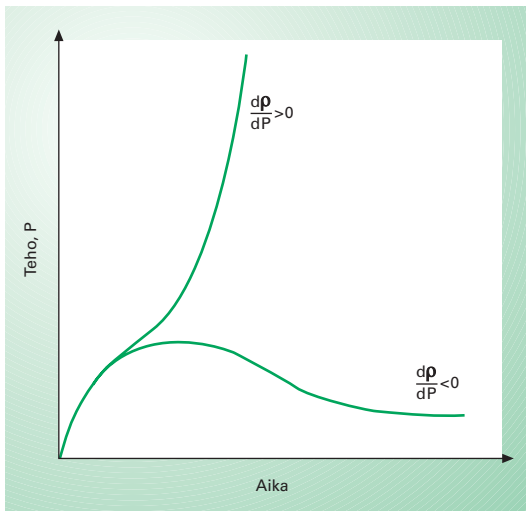
Polttoaineen lämpötilan reaktiivisuuskero (d*ρ*/d*T<sub>F</sub>*) on aina negatiivinen nykyisin käytössä olevissa termisissä reaktoreissa. Tämä johtuu siitä, että polttoaineen lämpötilan noustessa neutronien resonanssiabsorptio<sup>2</sup> polttoaineen ferteileihin isotooppeihin <sup>238</sup>U ja <sup>240</sup>Pu lisääntyy, jolloin termisten neutronien määrän vähentyminen pyrkii tehokkaasti stabiloimaan tehoa (reaktorifysikaalinen Doppler-ilmiö).

<sup>2</sup>Katso kirja 1 "Säteily ja sen havaitseminen", luku 1.6

Jäähdytteen/moderaattorin lämpötilan reaktiivisuuskertoimen ( $d\rho/dT_M$ ) on yleensä negatiivinen kahdesta syystä. Erityisesti kevytvesireaktorit on suunniteltu alimoderoiviksi siten, että jäähdytteen tiheyden pienentyessä lämpötilan nousun takia moderointi huononee ja resonanssiabsorptio isotooppeihin  $^{238}\text{U}$  ja  $^{240}\text{U}$  lisääntyy. Myös neutronien vuoto absorbaattoreihin ja ulos reaktorisydäimestä kasvaa jäähdytteen lämpötilan noustessa.

Kahden edellä esitetyn reaktiivisuuskertoimen nettovaikutusta kuvataan tehon reaktiivisuuskertoimella ( $d\rho/dP$ ). Tämän kertoimen on aina oltava negatiivinen reaktorin turvallisen käytön varmistamiseksi.

Kuvassa 2.3 on esitetty, miten stabiili ( $d\rho/dP < 0$ ) ja epästabiili ( $d\rho/dP > 0$ ) reaktori käyttäytyvät, kun säätösauvoilla aiheutetaan positiivinen reaktiivisuushäiriö. Epästabiilin reaktorin teho nousee hyvin jyrkästi, koska takaisinkytkentä kiihdyttää tehon nousua. Sen sijaan stabiilin reaktorin tehon nousu pysähtyy negatiivisen takaisinkytkennän takia.



**KUVA 2.3** Äkillisen reaktiivisuuden lisäyksen aiheuttama tehon muutos stabiilissa (reaktiivisuuden tehokerroin  $d\rho/dP < 0$ ) ja epästabiilissa ( $d\rho/dP > 0$ ) reaktorissa

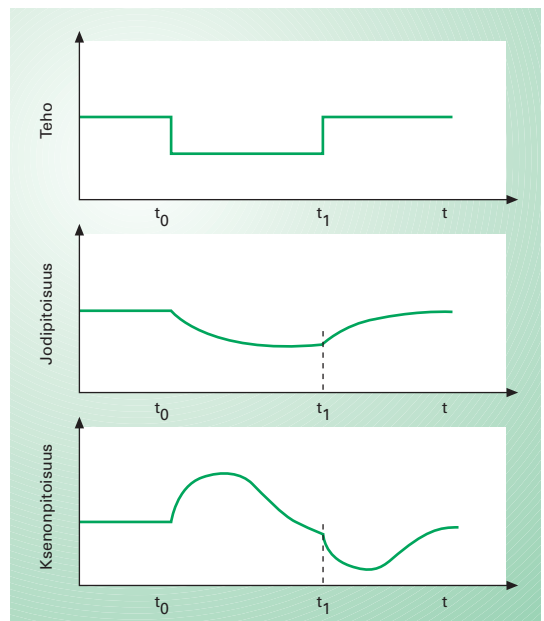
## Reaktorimyrkyt

Reaktiivisuuden käyttäytymiseen tuntien aikaskaalassa vaikuttavat merkittävästi fissiossa syntyvät niin sanotut reaktorimyrkyt, joista tärkeimmät ovat ksenon ja samarium. Reaktorimyrkyt ovat fissiotuotenuklideja, jotka absorboivat voimakkaasti termisiä neutroneja. Niiden syntyminen pie-

mentää fysiiliin isotooppiin absorboituvien neutronien osuutta eli termistä käyttösuhdetta ( $f$ ) ja siten myös reaktorin kasvutekijää. Säätoabsorbaattorien määrää on tämän takia vähennettävä pian tehonnoston jälkeen, kun ksenon- ja samariumpitoisuudet kasvavat tasapainoarvoonsa.

Reaktiivisuuteen vaikuttavaa ksenonin isotooppia syntyy suoraan fissiossa sekä epäsuorasti fissiossa syntyvän jodin hajotessa. Reaktorimyrkkyinä toimiva ksenon on radioaktiivista, ja sitä häviää spontaanin hajoamisen seurauksena. Lisäksi ksenonia häviää neutroniabsorptioissa. Jos myrkyttömän reaktorin tehotasoa nostetaan, ksenonpitoisuus kasvaa, kunnes se saavuttaa tasapainoarvonsa noin 20 tunnissa. Tasapainoarvo riippuu reaktorin tehotasosta. Suuremmalla teholla myös ksenonin tasapainopitoisuus on suurempi.

Koska ksenonin syntymiseen ja häviämiseen liittyvä aikavakio on suhteellisen pitkä (useita tunteja), syntyy tehoa nostettaessa ja laskettaessa niin sanottu ksenontransientti, jolloin ksenonpitoisuus on hetkellisesti epätasapainossa vallitsevan tehotason kanssa. Transientin ymmärtämiseksi on tarpeen tarkastella sekä jodin että ksenonin pitoisuuksia reaktorissa. Kuvassa 2.4 on esitetty jodin ja ksenonin käyttäytyminen, kun reaktorin tehoa muutetaan. Aluksi jodin ja ksenonin pitoisuudet ovat kyseistä tehotasoa vastaavissa tasapainoarvoissa, toisin sanoen niitä syntyy yhtä nopeasti kuin häviää. Kun reaktorin tehoa lasketaan, vähenee jodin tuotto fissiossa ja jodipitoisuus pienenee. Ksenonia taas syntyy reaktoriin varastoituneen jodin hajotessa aluksi tasapainotilaa vastaavalla nopeudella, mutta ksenonin poistuma neutroniabsorption kautta pienenee välittömästi tehotason laskiessa. Tämän takia reaktorin ksenonpitoisuus aluksi nousee tehon laskun jälkeen. Ajan kuluessa jodi- ja ksenonpitoisuudet lähenevät uutta tehotasoa vastaavia tasapainoarvoja. Vastaavasti reaktorin tehoa nostettaessa jodin tuotto fissiossa lisääntyy välittömästi ja jodipitoisuus kasvaa. Ksenonin poistuminen neutroniabsorption kautta lisääntyy välittömästi, mutta ksenonin tuotto jodin hajotessa kasvaa vasta jodin puoliintumisaajan mää-



**KUVA 2.4** Jodi- ja ksenonpitoisuuksien käyttäytyminen reaktorin tehoa muutettaessa

räämällä viiveellä. Tämän takia reaktorin ksenonpitoisuus pienenee hetkellisesti.

Reaktorin tehoa nostettaessa alkaa tehojakauma värähdellä, koska ksenonia syntyy reaktorin eri osissa eri nopeudella ja paikallinen tehoitiheys vaihtelee. Pienissä reaktoreissa nämä ksenonvärähtelyt vaimenevat itsestään, mutta erityisesti suurissa painevesireaktoreissa ne on vaimennettava esimerkiksi säätösauvojen avulla. Tästä syystä esimerkiksi Loviisan VVER-440-tyyppisten reaktoreiden säätö on oleellisesti yksinkertaisempaa kuin VVER-1000-tyyppisen tai muun yli 1 000 MW:n tehoisen painevesilaitoksen reaktorin säätö.

## Reaktorin säätö

Reaktorin säädön vaatimat reaktiivisuuden muutokset voidaan aiheuttaa lisäämällä tai vähentämällä absorbaattorien määrää sydämessä. Säädössä voidaan käyttää hyväksi myös sydämen luontaisia reaktorifysikaalisia takaisinkytkentöjä. Säädöllä pitää hallita normaaleja tehon nostoja ja laskuja sekä nopeita, esimerkiksi häiriötilanteisiin liittyviä, ilmiöitä samoin kuin hitaampia ksenonpitoisuuden ja polttoaineen palamiseen liittyviä reaktiivisuusmuutoksia.

Säätöön käytettävä absorbaattorimateriaali voi olla säätösauvoissa, joita voidaan työntää reaktorisydämeen reaktiivisuuden vähentämiseksi tai vetää ulos reaktiivisuuden lisäämiseksi. Säätö voi tapahtua myös lisäämällä tai vähentämällä jäähdytteeseen liuotetun absorbaattorimateriaalin pitoisuutta. Pitoisuuden muuttaminen on kuitenkin huomattavasti hitaampaa kuin säätösauvojen liikuttelu, ja sitä käytetään normaalisti polttoaineen palaman kompensointiin noin vuoden pituisen käyttöjakson aikana sekä alikriittisyyden varmentamiseen seisokitilanteissa. Palaman kompensointiin voidaan käyttää myös niin sanottua palavaa myrkkyä eli polttoainesauvoihin lisättyä kiinteää neutroniabsorbaattoria, joka häviää käytön aikana neutronien aiheuttamissa reaktioissa.

Reaktorifysikaalisiin takaisinkytkentöihin perustuva säätö voidaan toteuttaa esimerkiksi säätämällä jäähdytteen virtausnopeutta. Jäähdytevirtauksen lisääminen johtaa nopeasti lämpötilan laskuun ja moderaattorin (veden) tiheyden kasvuun ja negatiivisen lämpötilan reaktiivisuuskertoimen perusteella edelleen reaktiivisuuden kasvuun.

Reaktiivisuuden luotettava hallinta on yksi ydinturvallisuuden perusvaatimuksista. Jos reaktiivisuutta ei pystyttäisi hallitsemaan, saataisi reaktorin teho kasvaa niin nopeasti, että lämpö ei ehtisi siirtyä polttoaineesta jäähdytteeseen. Seurauksena olisi polttoaineen äkillinen ylikuumentuminen ja jopa pirstoutuminen sekä radioaktiivisten fission tuotteiden vapautuminen. Tämän estämiseksi kevytvesimoderoituidut reaktorit suunnitellaan siten, että luontaiset takaisinkytkennät hillitsevät tehokkaasti äkillistä tehon kasvua. Lisäksi säätöjärjestelmien vaikutus reaktiivisuuteen rajoitetaan niin vähäiseksi, ettei niiden virhetoimintakaan saa aikaan kovin nopeaa tehon kasvua. Hyvällä reaktorin suunnittelulla voidaan reaktorin hallinta hoitaa niin, että siihen liittyvät riskit eivät muodosta merkittävää osaa ydinvoimalaitoksen onnettomuusriskistä.

## Radioaktiiviset fission tuotteet ja jälkilämpö

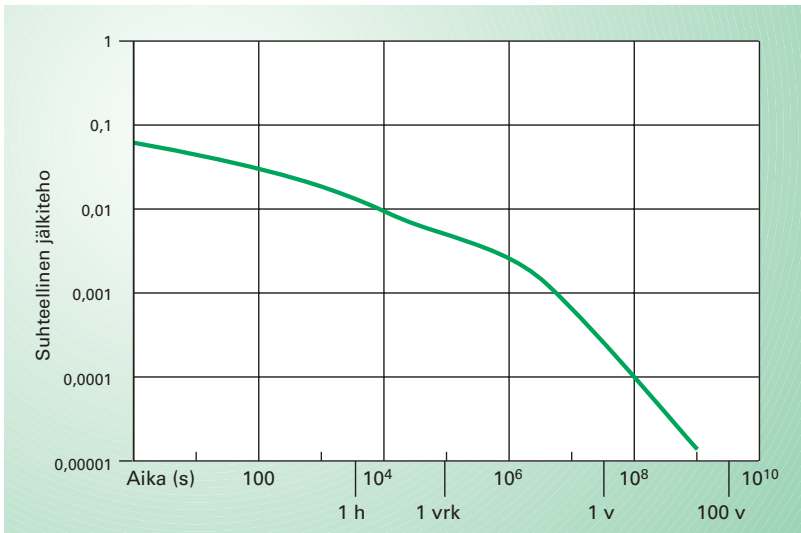
Raskaan ytimen fissio voi tapahtua useilla eri tavoilla. Reaktorissa syntyy siten useita kymmeniä eri fission tuotenuklideja. Suurin osa niistä on radioaktiivisia ja hajoaa itsestään ajan kuluessa  $\beta$ -hajoamisella. Ydinpolttoaineen aktiivisuus riippuu reaktorin tehotasosta ja ajasta, joka reaktoria on käytetty (katso kirja 1, luku 1). Reaktorin pysäytyksen jälkeen fission tuotteiden määrä ja polttoaineen aktiivisuus alkavat pienentyä radioaktiivisen hajoamisen takia.

Fission tuotteiden lisäksi ydinvoimalaitoksessa syntyy pieniä määriä radioaktiivisia aineita myös neutronien aiheuttamissa rakennemateriaalien ja jäähdytysveden sisältämien korroosiotuotteiden aktivoitumisreaktioissa. Normaalkäytön aikana aktivoitumistuotteilla on merkitystä käyttökansalokunnan säteilysuojelun kannalta, mutta ympäristöriskien kannalta niiden merkitys on vähäinen.

Ydinvoimalaitosonnettomuuksiin liittyvät riskit ympäristölle aiheutuvat käytännöllisesti katsoen kokonaan reaktoriin kertyvistä radioaktiivisista fission tuotteista. Jos reaktori vaurioituu niin, että fission tuotteita pääsee leviämään ympäristöön, niiden hajotessaan lähettämä säteily voi aiheuttaa vahinkoa ihmisille ja elolliselle luonnolle. Tämän takia radioaktiivisten aineiden vapautuminen ympäristöön pitää estää tunnistamalla ja poistamalla mahdollisimman hyvin kaikki reaktorin vaurioitumiseen johtavat onnettomuusmahdollisuudet. Reaktorista poistettava käytetty polttoaine, joka sisältää runsaasti radioaktiivisia fission tuotteita, on lisäksi eristettävä luotettavasti elollisesta luonnosta.



Radioaktiivisten aineiden hajotessa vapautuu energiaa, joka pääosin absorboituu ympäröivään väliaineeseen ja aiheuttaa sen kuumenemista. Ydinpolttoaineeseen kertyvien fissiotuotteiden hajotessa syntyvää energiaa sanotaan jälkilämmöksi. Jälkilämmön tuotto jatkuu myös reaktorin pysäytyksen jälkeen siten, että jälkiteho on suurimmillaan välittömästi pysäytyksen jälkeen. Jälkiteho pienenee ajan mukana fissiotuotteiden määrän vähentyessä radioaktiivisen hajoamisen seurauksena. Jälkilämmön tuotto riippuu ennen reaktorin pysäytystä vallinneesta tehostasosta sekä myös siitä, kuinka kauan reaktoria on käytetty ennen pysäytystä. Vuoden toimineen reaktorin jälkiteho välittömästi pysäytyksen jälkeen on noin 7 prosenttia, tunnin päästä 1,3 prosenttia ja kuukauden päästä noin 0,1 prosenttia ennen pysäytystä vallinneesta tehosta. Jälkitehon aikakäyttäytyminen on esitetty kuvassa 2.5.



**KUVA 2.5** Pitkään toimineen reaktorin jälkiteho pysäytyksen jälkeen. Jälkiteho on ilmaistu suhteellisena osuutena ennen pysäytystä vallinneesta tehosta vuoden yhtäjaksoisesti toimineelle reaktorille.

Pitkään toimineen reaktorin jälkiteho on pysäytyksen jälkeen kymmeniä megawatteja eli niin suuri, että se riittää aiheuttamaan polttoaineen sulamisen, jos polttoainetta ei jäähdytetä. Jos polttoaine alkaisi kuumentua yli suunnitellun käyttölämpötilan, pääsisivät kaasumaiset fissiotuotteet vapautumaan keraamisesta polttoainematriisista ja polttoainesauvojen metallinen suojakuori saattaisi puhjeta. Jos polttoaine kuumentuisi sulamispisteeseen, myös muita kuin kaasumaisia fissiotuotteita pääsisi vapautumaan. Jälkilämmön aiheuttaman ylikuumentumisen estämiseksi ydin-

reaktorit varustetaan jälkilämmönpoistojärjestelmillä ja onnettomuustilanteita ajatellen hätäjähdytysjärjestelmillä. Jälkilämmön poiston varmistaminen on reaktiivisuuden hallinnan ohella toinen ydinturvallisuuden perusvaatimuksista. Turvallisuusvaatimuksia ja varautumista onnettomuuksiin käsitellään luvuissa 3 ja 5.

## 2.2 | Ydinvoimalaitostyypit

### Reaktorien luokittelu

Hallittu ketjureaktio saatiin ensimmäisen kerran aikaan vuonna 1942 ydinreaktorissa, joka rakennettiin Enrico Fermi johdolla Chicagon yliopiston stadionille. Sen jälkeen rakennettiin nopeassa tahdissa useita reaktoreita, joiden ainoa tarkoitus oli tuottaa  $^{238}\text{U}$ -isotoopista atomipommiin tarvittavaa fissiiliä  $^{239}\text{Pu}$ -isotooppia. Vuosina 1951–1953 kehitettiin Yhdysvalloissa sukellusveneissä käytettävän reaktorin prototyyppi. 1950-luvulla rakennettiin myös ensimmäiset sähköntuotantoon tarkoitetut ydinvoimalaitokset.

Viimeisen puolen vuosisadan aikana on kehitetty useita erilaisia reaktortyyppejä eri tarkoituksiin. Tärkeimmät perusratkaisut kehitettiin 1950- ja 1960-luvuilla. Reaktorit voidaan luokitella esimerkiksi käyttötarkoituksen mukaan:

- Tehoreaktorit, joiden tarkoituksena on tuottaa energiaa. Voimalaitosreaktorit on yleensä tarkoitettu sähkön tuottoon, mutta joitain reaktortyyppejä on suunniteltu myös kaukolämmön tai teollisuuden prosessilämmön tuotantoon sekä makean veden valmistukseen merivedestä. Reaktoreita käytetään lisäksi sotalaivojen, sukellusveneiden ja jäänmurtaajien voimanlähteenä.
- Tutkimusreaktorit, joita käytetään muun muassa reaktorifysiikan, ydinfysiikan ja materiaalfysiikan perustutkimukseen ja soveltavaan tutkimukseen. Ydinreaktoreissa käytettäviä materiaaleja ja polttoainetyyppejä tutkitaan ja koestetaan erityisesti näihin tarkoituksiin suunnitelluissa reaktoreissa.
- Isotooppituotantoreaktorit, joilla tuotetaan alkuaineiden radioaktiivisia isotooppeja tutkimuksen, lääketieteen ja teollisuuden tarpeisiin. Useita tutkimusreaktoreita voidaan käyttää myös isotooppituotantoon.

- Plutoniumintuottoreaktorit, jotka on tarkoitettu yksinomaan fissiilin plutoniumin tuottamiseen lähinnä ydinaseteollisuuden tarpeisiin. Useimmat erityiset plutoniumintuottoreaktorit on viime aikoina suljettu.

Reaktorifysikaalisten ominaisuuksien mukaan reaktorit luokitellaan termisiin reaktoreihin ja nopeisiin reaktoreihin. Termisissä reaktoreissa neutronit hidastetaan moderaattorin eli hidastimen avulla termiselle energia-alueelle, jolloin neutronien energia vastaa suunnilleen väliaineen atomien lämpöliikkeen energiaa. Neutronit siis absorboituvat polttoaineeseen ja aiheuttavat fissioita pääosin termisillä energioilla.

Nopeissa reaktoreissa ei ole hidastinta, ja neutronit absorboituvat polttoaineeseen ennen, kuin ne ehtivät menettää törmäyksissä merkittävästi energiaa. Nopeat reaktorit voivat toimia niin sanottuina hyötöreaktoreina, joissa syntyy absorptioreaktioiden kautta enemmän fissiilejä ytimiä kuin fissioissa kuluu. Reaktorifysikaalisista syistä käytännössä vain nopeasta reaktorista voidaan tehdä hyötöreaktori. Toisaalta teknisesti vaativa nopea reaktori on taloudellisesti järkevää toteuttaa vain hyötöreaktorikäyttöön. Hyötöreaktorien avulla voidaan käyttää hyväksi luonnonuraanin pääasiallista isotooppia  $^{238}\text{U}$  ja siten tehostaa ratkaisevasti uraanivarojen käyttöä. Hyötöreaktorit voisivat perustua myös toriumin käyttöön. Maailmassa on rakennettu kuusi nopean hyötöreaktorin prototyyppiä, joista kaksi on vielä käytössä Ranskassa ja Venäjällä. Japanissa, Venäjällä ja Kiinassa on edelleen suunnitelmia uusien nopeiden hyötöreaktoreiden rakentamiseksi. Koska useimmissa maissa ydinenergiaohjelmat ovat jääneet 1960–1970-luvulla kaavailtua suppeammiksi, ei ole ollut tarvetta uraanivarojen käytön tehostamiseen, ja toisaalta hyötöreaktoritekniikan kehittäminen on osoittautunut erittäin vaativaksi.

Reaktoreiden suunnittelussa ratkaisevia valintoja ovat muun muassa käytettävän moderaattorin ja jäähdytteen valinta. Hyvä moderaattorimateriaali hidastaa tehokkaasti neutroneja, mutta neutronien absorptio siihen on vähäistä. Moderaattoriin tapahtuva absorptio poistaa neutroneja ketjureaktiosta ja siten pienentää reaktorin kasvutekijää. Mahdollisia moderaattorimateriaaleja ovat tavallinen eli kevyt vesi ( $\text{H}_2\text{O}$ ), raskas vesi ( $\text{D}_2\text{O}$ ) ja grafiitti (C). Kevyt vesi on tehokas hidastin, mutta sen sisältämä vety absorboi neutroneja. Raskas vesi ja grafiitti absorboivat neutroneja hyvin vähän, mutta ne eivät ole yhtä tehokkaita hidastimia kuin kevyt vesi. Kevytvesimoderoitu reaktori tarvitsee  $^{235}\text{U}$ :n suhteen väkeväitä polttoainetta, mutta se saadaan kooltaan pienemmäksi kuin raskasvesi- tai grafiittimoderoidut reaktorit, joissa taas voidaan käyttää luonnonuraania polttoaineena.

Ydinenergian käytön alkuvaiheessa tehokasta plutoniumin tuottoa ydinaseita tai suunniteltuja hyötöreaktoreita varten pidettiin etuna. Plutoniumin tuotto on tehokkainta luonnonuraania tai hyvin lievästi väkevoityä uraania käytettäessä. Tämä saattoi olla yhtenä syynä raskasvesimoderoitujen ja grafiittimoderoitujen tehoreaktoryyppien kehittämiseen.

Reaktorin jäähdytteenä voidaan käyttää vettä, kaasua tai sulaa metallia, esimerkiksi natriumia tai lyijyä. Vesi ja kaasut ovat teollisuuden perinteisiä jäähdytysaineita, joiden käsittelystä on pitkäaikaiset kokemukset. Sulan metallin etuna ovat sen hyvät lämmönsiirto-ominaisuudet, mutta sen käsittely on teknisesti hankalaa. Nopeissa hyötöreaktoreissa on kuitenkin tarpeen käyttää jäähdytteenä sulaa metallia, sillä muut jäähdytteet aiheuttaisivat liikaa neutronien hidastumista.

Tehoreaktoreita on tapana luokitella seuraavasti moderaattorin ja jäähdytteen mukaan:

- Kevytvesireaktoreissa moderaattorina käytetään tavallista vettä, joka toimii myös jäähdytteenä. Valtaosassa maailman ydinvoimalaitoksista on kevytvesireaktori. Kevytvesireaktoreita on kahta tyyppiä: painevesireaktoreita ja kiehutusvesireaktoreita. Painevesireaktorissa reaktorisydäntä jäähdyttävän primaaripiirin vesi pidetään niin suurella paineella, että se ei kiehu sydämen läpi virratessaan. Primaaripiiristä lämpö siirretään sekundaaripiiriin erityisissä höyrystimissä, joissa syntyvä höyry johdetaan turbiineille. Kiehutusvesireaktorissa osa jäähdytteenä käytettävästä vedestä höyrystyy reaktorissa ja syntyvä höyry johdetaan suoraan turbiiniin, joten erillisiä höyrystimiä ei tarvita.
- Moderaattorin mukaan voidaan puhua myös grafiittireaktoreista. Niitä ovat esimerkiksi venäläiset vesijäähdytteiset RBMK-reaktorit sekä Englannissa käytössä olevat kaasujäähdytteiset reaktorit.
- Raskasvesireaktoreissa moderaattorina ja primaarijäähdytteenä käytetään raskasta vettä. Yleisin raskasvesireaktori on kanadalainen CANDU, jota on rakennettu Kanadan lisäksi kuuteen muuhun maahan. Myös tavallista vettä jäähdytteenä käyttäviä raskasvesimoderoituja reaktoreita on suunniteltu ja pari prototyyppilaitosta on rakennetukin, mutta ratkaisusta on luovuttu.
- Kaasujäähdytteisissä reaktoreissa jäähdytteenä käytetään hiilidioksi-

dia tai heliumia ja sulametallijäähdytteisissä sulaa natriumia tai lyijy-  
vismutti-seosta.

Tehoreaktorit jaetaan usein myös painesäiliöreaktoreihin ja kanavareaktoreihin (paineputkireaktoreihin). Painesäiliöreaktoreissa koko sydän on suljettu yhtenäiseen suureen painesäiliöön. Kanavareaktoreissa taas on suuri määrä erillisiä rinnakkaisia virtauskanavia, joista kussakin on peräkkäin muutama polttoaineniippu. Käytössä olevat kevytvesireaktorityypit ja kaasujäähdytteiset reaktorit ovat painesäiliöreaktoreita. Kanavareaktoreita ovat venäläinen RBMK ja kanadalainen CANDU. Painesäiliöreaktorit pysäytetään yleensä noin kerran vuodessa polttoaineen vaihtoa varten. Latausseisokin aikana painesäiliö avataan, osa polttoaineniipuista poistetaan ja tilalle ladataan tuoreita polttoaineniippuja. Kanavareaktoreiden polttoainetta voidaan vaihtaa käytön aikana.

## Painevesireaktori

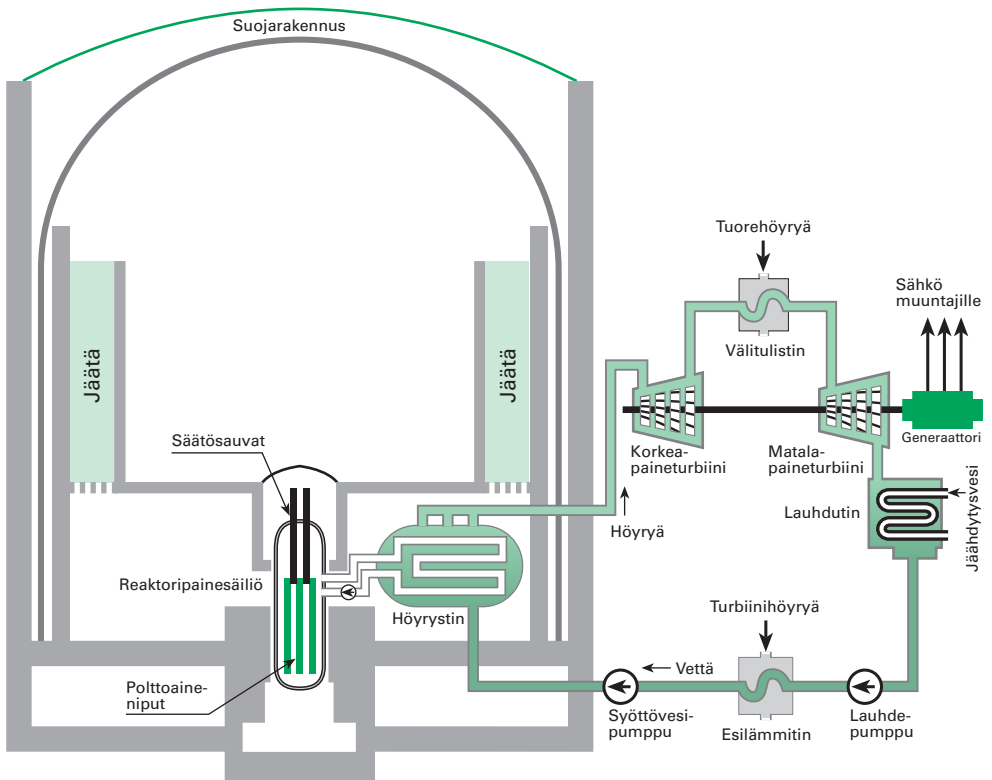
Tavallisin tehoreaktorityyppi maailmanlaajuisesti on painevesireaktori (pressurized water reactor, PWR). Muun muassa Loviisan ydinvoimalaitoksessa on painevesireaktorit. Venäläistä suunnittelua oleville painevesireaktoreille käytetään myös venäläisperäistä lyhennettä VVER.

Painevesilaitoksessa moderaattorina on tavallista vettä, joka toimii myös jäähdytteenä. Veden sisältämän vedyn ytimet ovat erittäin tehokkaita neutronien hidastajia. Toisaalta vety myös absorboi jonkin verran neutroneja, mikä vaikuttaa reaktorin kasvukerrointa pienentävästi. Tämän takia polttoaineena on käytettävä väkevöityä uraania.  $^{235}\text{U}$ -isotoopin osuus on kevytvesireaktorin polttoaineessa noin 3–5 prosenttia. Joissakin reaktoreissa on käytetty  $^{235}\text{U}$ -isotoopin tilalla fissiilinä aineena myös plutoniumia, jota saadaan käytetyn polttoaineen jälleenkäsittelylaitoksilta tai ydinaseista niitä purettaessa.

Polttoaine on uraanidioksidia  $\text{UO}_2$ , jonka säteilyn ja lämmönkestävyys on erinomainen ja sulamispiste on korkea. Uraanidioksidipulverista puristetaan pieniä, noin yhden senttimetrin läpimittaisia keraamisia tabletteja, jotka sijoitetaan kaasutiiviisti suljettujen 2,5–4 metrin pituisten polttoainesauvojen sisälle. Polttoainesauvat on koottu yhtenä kokonaisuutena käsiteltäviksi polttoaineniipuiksi. Polttoainesauvojen kuoriin ja eräisiin muihin niippujen rakenteisiin käytetään neutroneja heikosti absorboivia zirkonium-pohjaisia metalliseoksia. Länsimaisessa PWR-polttoaineniipussa on tyypillisesti noin 250 sauvaa neliömäisessä hilassa. Loviisa-

tyyppisten venäläisten VVER-440-reaktorien kuusikulmaisessa polttoainepussissa on 126 sauvaa ja nippu on ympäröity virtauskanavalla. Polttoainenippujen määrä painevesilaitoksessa on yleensä noin 150–300.

Painevesireaktorilla varustetussa ydinvoimalaitoksessa (painevesilaitoksessa) on kaksi jäähdytyspiiriä: primaaripiiri ja sekundaaripiiri. Primaaripiiri, joka käsittää kahdesta kuuteen pääkiertopiiriä, siirtää lämpöä reaktorisydäimestä höyrystimiin pääkiertopumppujen kierrättämän jäähdytysveden avulla. Höyrystymissä lämpö siirtyy lämmönsiirtoputkien läpi sekundaaripiiriin. Koska sekundaaripiirin paine on pienempi kuin primaaripiirissä, sekundaaripiirin vesi kiehuu höyrystimissä. Syntyvä höyry johdetaan turbiinille, jossa laajenevan höyryn lämpöenergia muutetaan turbiinin liike-energiaksi ja edelleen turbiiniin kytketyn generaattorin avulla sähköksi. Turbiinista höyry johdetaan lauhduttimeen, jossa se tiivistyy jälleen vedeksi ja pumpataan syöttövesisäiliöön ja edelleen syöttövesipumpulla takaisin höyrystimiin. Lauhdutinta jäähdytetään rannikolla sijaitsevilla voimalaitoksissa merivedellä ja muualla käytetään yleensä



**KUVA 2.6** Loviisan ydinvoimalaitoksen periaatekaavio, laitoksessa on venäläinen VVER-440-painevesireaktori.

| Laitosyksiköt                             | Loviisa 1 ja 2                                             | Olkiluoto 1 ja 2                               |
|-------------------------------------------|------------------------------------------------------------|------------------------------------------------|
| Sijaintipaikka                            | Loviisa, Hästholmen                                        | Eurajoki, Olkiluoto                            |
| Luvanhaltija                              | Fortum Power and Heat Oy<br>(aikaisemmin Imatran Voima Oy) | Teollisuuden Voima Oy                          |
| Käynnistys/kaupallinen käyttö             | 1977/1977 (1-yksikkö)<br>1980 /1981 (2-yksikkö)            | 1978/1979 (1-yksikkö)<br>1980/1982 (2-yksikkö) |
| Laitostoimittaja                          | Atomenergoexport,<br>Neuvostoliitto                        | Asea-Atom, Ruotsi                              |
| Reaktorityyppi                            | Painevesireaktori (VVER)                                   | Kiehumusvesireaktori (BWR)                     |
| Lämpöteho                                 | 1500 MW                                                    | 2500 MW                                        |
| Sähköteho (netto)                         | 488 MW                                                     | 840 MW                                         |
| Polttoaineen määrä                        | 37,4 tonnia uraania                                        | 89 tonnia uraania                              |
| Polttoaineenippujen lukumäärä             | 313                                                        | 500                                            |
| Reaktorisydämen korkeus                   | 2,42 m                                                     | 3,68 m                                         |
| halkaisija                                | 2,73 m                                                     | 3,88 m                                         |
| Höyrystimien lukumäärä / laitosyksikkö    | 6                                                          | -                                              |
| Turbogeneraattoreiden lukumäärä / yksikkö | 2                                                          | 1                                              |

**TAULUKKO 2.1 Tietoja Suomen ydinvoimalaitoksista**

sä jäähdytystorneja. Loviisan voimalaitoksen periaatekaavio on esitetty kuvassa 2.6. ja taulukossa 2.1 on perustietoja Suomen ydinvoimalaitoksista. Länsimaiset painevesilaitokset poikkeavat Loviisan laitoksesta siten, että höyrystimet ovat pystysuorassa asennossa.

Painevesireaktorissa jäähdytteen kiehuminen primaaripiirissä on estetty pitämällä jäähdyte lämpötilaan nähden riittävän suuressa paineessa. Esimerkiksi Loviisan voimalaitoksessa primaaripiirin paine on noin 12,3 MPa (n. 123 ilmakehää)<sup>3</sup>. Länsimaisissa painevesilaitoksissa käytetään noin 15 MPa:n painetta. Paineen säätöön käytetään primaaripiiriin liitettyä paineistinta. Paineistin on osittain veden, osittain höyryn täyttämä. Kun primaaripiirin painetta halutaan nostaa, paineistimen vettä lämmitetään sähkövastuksilla. Paineen alentamiseksi lauhdutetaan paineistimen sisältämää höyryä ruiskutusjärjestelmän avulla vedeksi. Paineistimeen liitetyt varoventtiilit suojaavat primaaripiiriä liian suurelta paineelta. Varoventtiilien auetessa höyry virtaa aluksi puhallussäiliöön, josta se tarvittaessa purkautuu reaktorin suojarakennukseen.

Painevesireaktorin tehon säätö tapahtuu pääasiassa säätösauvojen ja jäähdytteen liuotetun boorin avulla. Polttoaineen palaman kompensointiin sekä alikriittisyyden varmistamiseen seisokkien yhteydessä käytetään boorisäätöä eli muutetaan jäähdytteen liuotetun neutroneja voimakkaasti absorboivan boorin pitoisuutta. Pyrittäessä tehokkaaseen polttoaineen käyttöön (suureen

<sup>3</sup> Voimalaitostekniikassa käytettäviä paineen yksiköjä ovat megapascal (1 MPa = 1 MN/m<sup>2</sup>) ja baari (1 bar = 0,1 MPa). Normaali-ilmakehän paine on 1,013 bar.

palamaan) voidaan palaman kompensointiin käyttää myös sydämeen sijoitettua kiinteää palavaa absorbaattoria, esimerkiksi booria tai gadoliniumia, jotta boorin määrä jäähdytteessä ei latauksen jälkeen olisi turvallisuusominaisuuksien kannalta haitallisen suuri. Polttoainenipun käytön alkuvaiheessa sen sisältämä palava absorbaattori absorboi neutroneja voimakkaasti, mutta samalla absorbaattorin määrä vähenee ("palaminen") ja palavan myrkyllisen reaktiivisuutta alentava vaikutus vähenee.

Tehon säätöön ja lyhytaikaisiin pysäytyksiin käytetään säätösauvoja. Länsimaissa ja uudemmissa venäläisissä painevesilaitoksissa säätösauvat ovat usean sauvan ryhmiksi koottuja polttoainenippujen sisään meneviä ohuita sauvoja (sormisäätösauvoja), joissa absorboivana aineen on indium-kadmium-hopea-seos. Vanhemmissa venäläisissä VVER-440-reaktoreissa, esimerkiksi Loviisassa, säätösauvat ovat polttoainenippujen kokoisia booriterästangoista koostuvia säätöelementtejä, joiden alapäähän on liitetty tavallisten polttoainenippujen tapaiset polttoainejatkeet. Työnnettäessä säätösauvaa reaktorisydämeen osa polttoaineesta korvautuu siten absorbaattorilla. Säätösauvoja käytetään myös reaktorin nopeaan pysäyttämiseen erilaisissa häiriö- ja onnettomuustilanteissa. Kun sauvoja kannattelevilta sähkömagneeteilta katkaistaan virta, sauvat putoavat painovoiman avulla reaktoriin.

Painevesilaitoksia on käytössä lähes kaikissa ydinenergiaa tuottavissa maissa. Alun perin painevesireaktori kehitettiin sotilaallisiin tarkoituksiin erityisesti sukellusveneiden voimanlähteeksi, mutta siitä kehittyi myös siviilipuolen yleisin tehoreaktoryyppi. Painevesilaitosten tehot vaihtelevat vajaasta 500 MW:sta noin 1 400 MW:iin. Yleisenä suuntauksena on ollut pyrkimys suurempaan yksikkökokoon. Vuoden 2000 lopussa maailman 438:stä toimi-

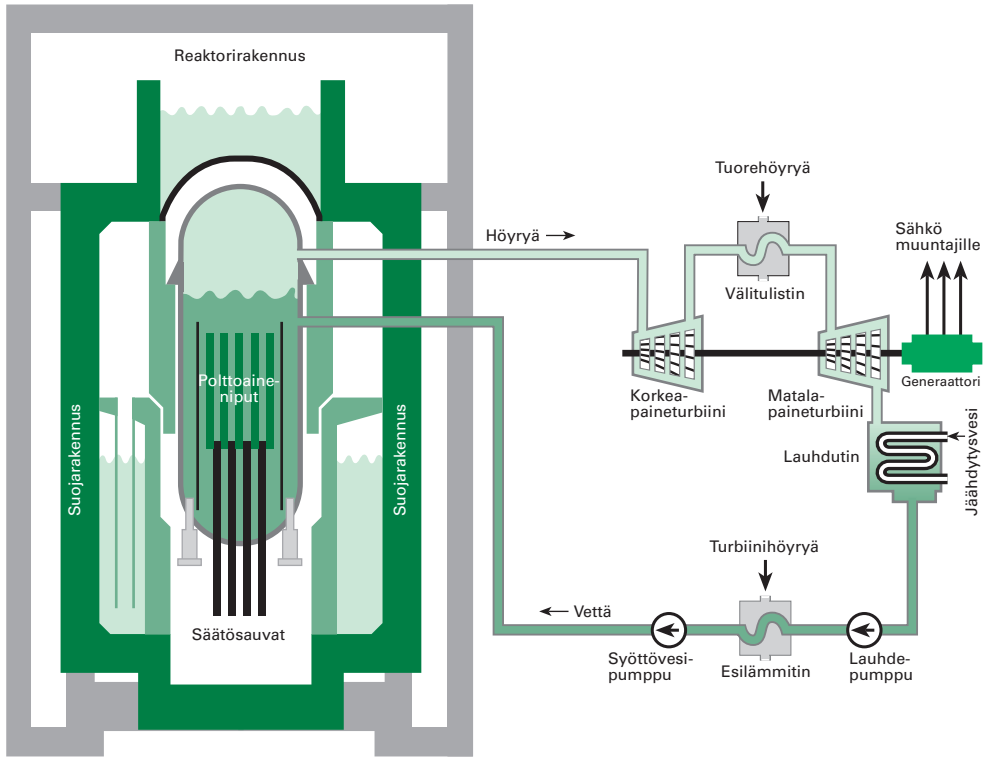
| Reaktoryyppi                        | Yksiköiden lukumäärä | Nettosähköteho yhteensä (MW) | Yksiköiden lukumäärä     | Nettosähköteho yhteensä (MW) |
|-------------------------------------|----------------------|------------------------------|--------------------------|------------------------------|
|                                     | Käytössä             |                              | Rakenteilla <sup>1</sup> |                              |
| PWR                                 | 256                  | 227 690                      | 21                       | 31 802                       |
| BWR                                 | 92                   | 79 774                       | 6                        | 7 092                        |
| Kaasujäähdytteiset reaktorit        | 32                   | 10 850                       | -                        | -                            |
| Raskasvesireaktorit                 | 43                   | 21 839                       | 3                        | 5 402                        |
| RBMK                                | 13                   | 12 545                       | 1                        | 925                          |
| Metallijäähdytteiset hyötöreaktorit | 2                    | 793                          | 3 <sup>2</sup>           | 1 780                        |
| <b>Yhteensä</b>                     | <b>438</b>           | <b>353 491</b>               | <b>34</b>                | <b>47 001</b>                |

<sup>1</sup> Rakenteilla olevien ydinvoimalaitosten lukumäärästä on jonkin verran vaihtelevia tietoja. Taulukossa esitettyjen lisäksi maailmassa on muutamia laitoksia, joiden rakennustyöt on keskeytetty.

<sup>2</sup> Luvussa on mukana japanilainen Monju-hyötöreaktori, joka on ollut suljettuna vuonna 1995 tapahtuneen natriumpalon seurauksena, mutta jonka uudelleenkäynnistystä on suunniteltu.

## TAULUKKO 2.2 Maailman käytössä olevat ja tilatut ydinvoimalaitokset reaktoryypeittäin vuoden 2000 lopussa





**KUVA 2.7 Kiehuvesityyppisen ydinvoimalaitoksen periaatekuva (Olkiluodon voimalaitos)**

vasta ydinvoimalaitoksesta 256 oli painevesilaitoksia (taulukko 2.2). Niistä 69 oli Yhdysvalloissa, 56 Ranskassa, 23 Japanissa, 14 Saksassa ja 13 Venäjällä. Painevesilaitosten toimittajista tunnetuimpia ovat yhdysvaltalaiset, Westinghouse Electric Company ja Combustion Engineerin, joiden ydinvoimalaitosliiketoiminta on siirtynyt englantilaisen BNFL:n (British Nuclear Fuels Limited) omistukseen, japanilainen Mitsubishi Heavy Industries sekä ranskalainen Framatome ja saksalainen Siemens, joiden ydinvoimalaitosliiketoiminta on yhdistetty Framatome ANP -nimiseen yhtiöön.

### Kiehuvesireaktori

Toiseksi yleisin reaktorityyppi on kiehuvesireaktori (boiling water reactor, BWR). Se eroaa painevesireaktorista siten, että osa jäähdytteestä kiehuu virratessaan reaktorisydämen läpi. Kiehuvesireaktorin käyttöpaine on tyypillisesti noin 70 bar eli samaa suuruusluokkaa kuin länsimaisen painevesilaitoksen sekundaaripiirin paine. Reaktorissa tuotettu höyry johdetaan suoraan turbiinille, eikä kiehuvesireaktorissa ole erillistä höyrystin-

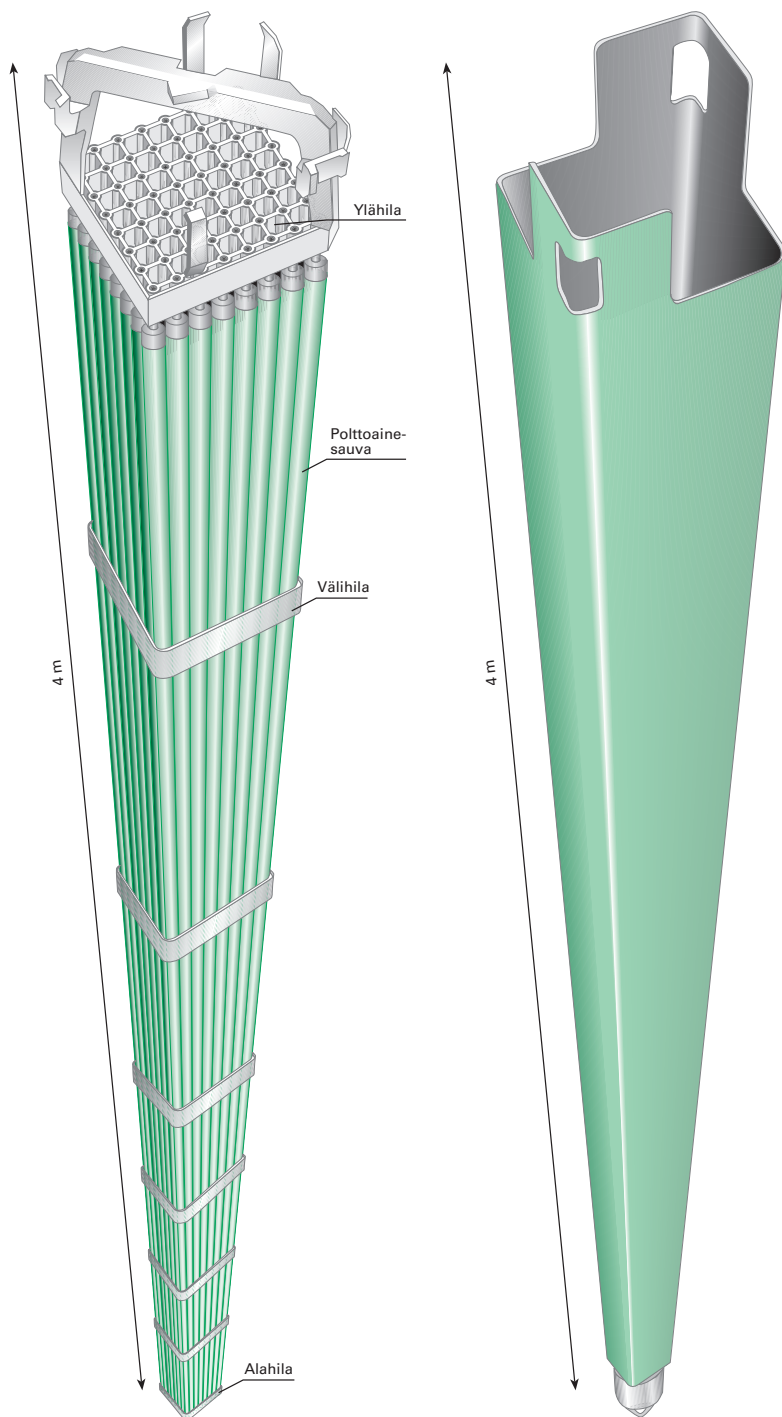
tä tai sekundaaripiiriä. Reaktoripaineastian sisällä on kuitenkin höyrynerottimet ja -kuivaimet, joissa höyryn mukaan reaktorista tempautunut vesi erotetaan höyrystä ja palautetaan jäähdytysveden sekaan.

Kiehutusvesireaktorissa syöttövesipumpuilla pumpataan vettä syöttövesisäiliöstä reaktoripaineastiaan. Reaktorisydämen läpi tulevan veden paluukierto sekoittuu syöttövesivirtaukseen reaktorisydämen ympärillä olevassa rengastilassa, josta vesi johdetaan sydämeen pääkiertopumppujen avulla. Höyryputkiin liitetyt reaktorin varoventtiilit suojaavat reaktoripaineastiaa ylipaineelta ja päästävät tarvittaessa höyryä suojarakennuksen sisällä olevaan suureen vesitäytteiseen lauhdutusaltaaseen. Kuvassa 2.7 on periaatekaavio kiehutusvesireaktorilla varustetusta ydinvoimalaitoksesta (kiehutusvesilaitoksesta).

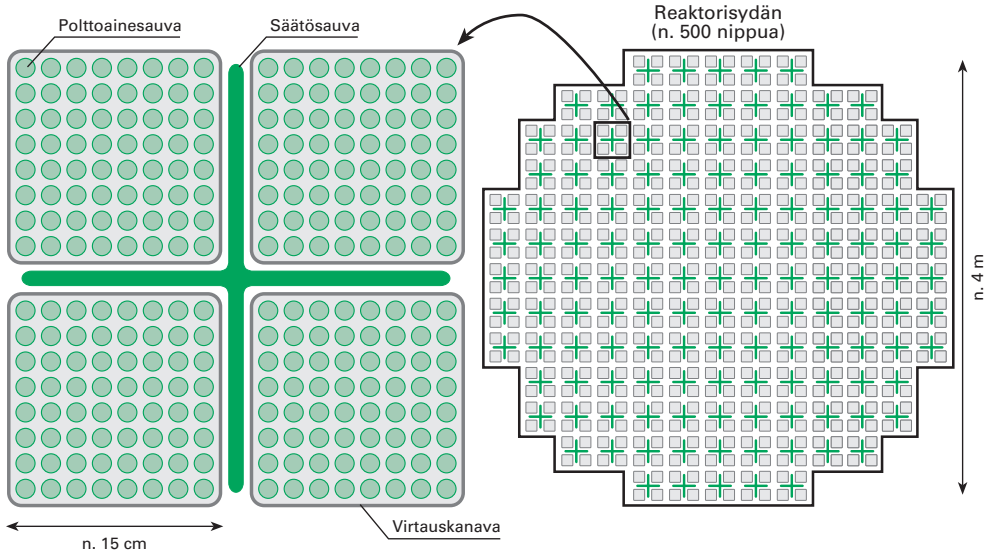
Kiehutusvesireaktorin polttoaineniiput poikkeavat jonkin verran painevesilaitoksen niipuista. Niipuissa on noin 60–100 polttoainesauvaa ja nipun ympärillä on nelikulmainen virtauskanava (kuva 2.8a). Polttoaineniippujen lukumäärä on yleensä 500–700 eli suurempi kuin painevesireaktoreissa. Polttoaineen palaman kompensoimiseksi kiehutusvesireaktorin polttoaineniipuissa on yleensä palavana absorbaattorina toimivaa gadoliniumia sisältäviä sauvoja.

Kiehutusvesireaktorin säätösauvat tulevat reaktoriin alhaalta. Reaktorisydämen yläosassa tapahtuva höyrymuodostus pyrkii painottamaan tehon reaktorisydämen alaosaan, joten tehojakauman kannalta on edullista, että säätösauvat ovat reaktorin alaosassa pienentämässä tehoa. Häiriö- ja onnettomuustilanteissa reaktorin nopea pysäytys saadaan aikaan laukaisemalla säätösauvat hydraulisen pikasulkujärjestelmän avulla nopeasti sydämeen. Kiehutusvesireaktorin säätösauvat ovat poikkileikkaukseltaan ristin muotoisia, niin että sauvat menevät neljän polttoaineniipun väliseen vesitilaan (kuva 2.8b). Säätösauvojen ulkokuori on yleensä ruostumatonta terästä ja sen sisällä on absorbaattorina esimerkiksi boorikarbidi ( $B_4C$ ) jauhemaisessa muodossa.

Säätösauvojen lisäksi kiehutusvesireaktorissa reaktiivisuuden säätöön käytetään pääkiertopumppuja. Kun pääkiertovirtausta pienennetään, höyrypitoisuus sydämessä kasvaa, neutronien moderointi huononee ja reaktiivisuus laskee. Vastaavasti pääkiertovirtauksen kasvattaminen lisää reaktiivisuutta. Painevesireaktoreissa käytettävä boorisäätö ei sovellu normaaliin tehosäätöön kiehutusvesireaktorissa, koska boori ei kulkeudu höyryn mukana pois reaktorista. Veden kiehuessa reaktorissa boori vähitellen väkevoityisi ja aiheuttaisi ketjureaktion pysähtymisen. Kiehutusvesireaktoreissa on kuitenkin boorijärjestelmä, jota voidaan käyttää reaktorin pysäyttämiseen normaalin pikasulun



**KUVA 2.8 a)** Kiehumavesireaktorin polttoainepussissa on 64–100 polttoainesauvaa neliömäisessä hilassa. Savojen pituus on yleensä noin 4 m ja halkaisija noin 10 mm. Nippujen ympärillä on neliömäinen virtauskanava.



**KUVA 2.8 b)** Kiehausvesireaktorin säätösauvat ovat poikkileikkaukseltaan ristimäisiä ja ne liikkuvat polttoainenippujen välisessä vesitilassa. Neljää polttoainenippua kohti on yksi säätösauva.

epäonnistuu. Järjestelmä on tarkoitettu vain säätösauvoihin perustuvan pikasulkujärjestelmän varmentamiseen. Boorijärjestelmää ei tietävästi vielä koskaan ole tarvinnut käyttää millään kiehausvesilaitoksella.

Kiehausvesilaitoksia on käytössä muun muassa Yhdysvalloissa (35 yksikköä vuonna 2000), Japanissa (28), Ruotsissa (9), Saksassa (6) ja Suomessa (2). Kiehausvesilaitosten toimittajia ovat yhdysvaltalainen General Electric, saksalainen Siemens (ydinvoimalaitosliiketoiminta siirtynyt Framatome ANP:lle), japanilaiset Hitachi ja Toshiba sekä englantilaisessa omistuksessa oleva Westinghouse, johon on sulautettu alkujaan ruotsalainen ABB-Atom.

## CANDU

Kanadassa kehitetty CANDU (Canadian Deuterium Uranium Reactor) on ainut laajassa käytössä oleva kaupallinen raskasvesireaktori. Tämän tyyppinen reaktori voi toimia luonnonuraanilla. Moderaattorina käytettävä raskas vesi sisältää deuteriumia, jonka termisten neutronien absorptiovaikutusala on erittäin pieni, paljon pienempi kuin tavallisella vedyllä. Polttoaineniput on sijoitettu vaakasuoriin paineputkiin, joita on 380–480 kappaletta. Paineputket kulkevat raskaalla vedellä täytetyn suuren moderaattorisäiliön läpi. Myös paineputkien sisällä virtaava primaarijäähdyte on raskasta vettä.

Paineputkirakenne tekee mahdolliseksi jatkuvan latauksen eli reaktorin polttoaineen vaihtamisen tehokäytön aikana. Polttoaineniput ovat lyhyitä ja niitä on useita peräkkäin jokaisessa paineputkessa. Latauksen yhteydessä poistetaan kanavasta vain yksi polttoainenippu, ja toiseen päähän lisättävä uusi nippu työntää muut niput edellään uuteen asemaan. Jatkuva lataus on tarpeen luonnonuraanireaktoreissa, sillä luonnonuraanipolttoaineessa fissiilin  $^{235}\text{U}$ :n osuus on pieni. Koska  $^{235}\text{U}$ :tta kuluu käytön aikana, sydämen kriittisyyttä voitaisiin ylläpitää vain lyhyen aikaa, ellei polttoainetta jatkuvasti vaihdettaisi tuoreeseen.

CANDU-laitosten rakenne ja toimintaperiaate on reaktoria lukuunottamatta samantyyppinen kuin painevesilaitosten. CANDU-laitoksen reaktorisydän ei kuitenkaan ole kaikissa tilanteissa luontaisesti stabili, koska jäähdytteen tiheyden reaktiivisuuskerroin on positiivinen. Tämä tarkoittaa, että esimerkiksi jäähdytteenmenetysonnettomuudessa reaktorin teho pyrkisi aluksi nousemaan. Tästä syystä reaktorin suojauksesta huolehtivan pikasulkujärjestelmän suunnittelussa on pyritty erittäin suureen luotettavuuteen. Järjestelmä koostuu kahdesta riippumattomasta erillisestä osasta, joista kumpikin pystyy erikseen pysäyttämään reaktorin kaikissa tilanteissa riittävän nopeasti.

CANDU-laitos kehitettiin alun perin Kanadan olosuhteita ajatellen. Maalla on runsaat uraanivarat, joita haluttiin käyttää hyväksi itsenäisesti ilman suuria investointeja edellyttäviä uraanin väkevöintilaitoksia. CANDU-laitoksissa on mahdollista käyttää myös hyvin lievästi väkevöityä uraania. Useimpien CANDU-laitosten sähkötehot ovat 500–900 MW. Vuonna 2000 maailmassa oli 43 raskasvesireaktoria, joista suurin osa on Atomic Energy of Canada (AECL) -yhtiön toimittamia CANDU-reaktoreita. Näistä 22 oli Kanadassa ja 4 Etelä-Koreassa. Intiassa on 12 kanavatyypistä raskasvesireaktoria, joista AECL on toimittanut kaksi. Muita CANDU-laitoksen käyttäjiä ovat Argentiina, Pakistan ja Romania, ja myös Kiinassa on rakenteilla kaksi CANDU-laitosta.

## Kaasujäähdytteiset reaktorit

Kaasujäähdytteisistä reaktoreista ainoat laajaan kaupalliseen käyttöön päässeet tyypit ovat englantilainen MAGNOX ja siitä edelleen kehitetty AGR (advanced gas cooled reactor). Näissä reaktorityypeissä moderaattorina on grafiitti ja jäähdytteenä hiilidioksidi. Alkuperäisissä MAGNOX-reaktoreissa käytettiin polttoaineena metallista luonnonuraania ja polttoainesauvojen suojakuorimateriaalina oli magnesiumseos, josta reaktori-

tyyppi on saanut nimensä. Reaktorin suunnittelussa käytettiin hyväksi plutoniumintuottoreaktoreista saatuja kokemuksia ja laitostyyppin valintaan vaikutti reaktorin soveltuvuus sähköntuoton ohella plutoniumin tuotantoon. Myöhemmissä tyypeissä otettiin käyttöön lievästi väkevöity uraanidioksidipolttoaine ja ruostumattomasta teräksestä valmistettu suoja-kuori. MAGNOX- ja AGR-laitoksissa sydän on suljettu suurikokoiseen esijännitetystä betonista valmistettuun painesäiliöön.

Vuoden 2000 lopussa kaikki käytössä olevat 34 kaasujäähdytteistä reaktoria olivat Englannissa. Käytössä on vielä muutamia 1950–60-luvuilla rakennettuja MAGNOX-laitoksia, joiden sähköteho on 50–123 MW. Uusimpien AGR-laitosten sähköteho on noin 600–700 MW.

Ydinenergian käytön alkuvaiheessa kaasujäähdytteinen luonnonuraani-reaktori oli melko suosittu tyyppi. Erilaisia pienitehoisia kaasujäähdytteisiä laitoksia rakennettiin 1950-luvun lopulta 1970-luvun alkuun myös Ranskaan, Saksaan, Italiaan, Espanjaan, Tshekkoslovakiaan ja Japaniin, mutta Englantia lukuunottamatta nämä laitokset suljettiin viimeistään 1990-luvulla. Myöhemmin rakennettiin Saksaan ja Yhdysvaltoihin eräitä kehittyneempiä kaasujäähdytteisiä korkealämpötilareaktoreita (HTGR), mutta ne suljettiin koekäytön jälkeen. Viime aikoina kiinnostus tätä reaktortyyppiä kohtaan on jälleen lisääntynyt (katso kohta 2.4).

## RBMK

RBMK on Neuvostoliitossa kehitetty paineputkityyppinen grafiittimode-roitu kiehausvesireaktori. Siinä polttoaineniput on sijoitettu pystysuoriin paineputkiin, joissa polttoainetta jäähdytetään tavallisella vedellä. Neutronit hidastuvat grafiitissa paineputkien ulkopuolella. Periaatteessa kanavatyyppisen reaktorin etuna on, että siinä ei tarvita isokokoista painesäiliötä, jonka valmistaminen on pitkäaikainen ja erikoistuneet tuotantotilat vaativa projekti. Suuret, sähköteholtaan noin 900–1 500 MW:n RBMK-reaktorit on mahdollista rakentaa suhteellisen nopeasti. Käytännössä RBMK-reaktorin yhtenä teknillisenä ongelmana on poikkeuksellisen suuri määrä erilaisia liitoksia ja venttiileitä, joiden luotettava valmistaminen ja tarkastaminen on osoittautunut vaikeaksi.

Reaktortyyppillä on eräitä turvallisuuden kannalta haitallisia reaktorifysikaalisia erityispiirteitä. Se ei ole kaikissa tilanteissa luontaisesti stabiili, vaan sillä on joissain olosuhteissa positiivinen reaktiivisuuden tehokerroin. Tämä oli yhtenä syynä Tshernobylin onnettomuuteen. On

nettomuuden jälkeen RBMK-reaktoreiden turvallisuuspuutteita on pyritty korjaamaan. Onnettomuutta ja RBMK-laitosten turvallisuuskykyä käsitellään tarkemmin luvussa 6. RBMK-reaktoreita on käytössä entisen Neuvostoliiton alueella Venäjällä (11 yksikköä) ja Liettuassa (2). Ukraina sulki viimeisenkin neljästä RBMK-laitosyksiköstään vuoden 2000 lopussa.

## Tutkimusreaktorit

Maailmassa on rakennettu useita satoja erityyppisiä ja erikokoisia tutkimusreaktoreita. Tutkimusreaktoreita on erityisissä ydintekniikan tutkimuskeskuksissa sekä yliopistojen ja sairaaloiden yhteydessä. Ydinenergiamaiden lisäksi tutkimusreaktoreita on lähes kaikissa teollisuusmaissa ja lisäksi useissa kehitysmaissa. Tavanomaisten pienten tutkimusreaktoreiden käyttötarkoituksia ovat ydintekniikan koulutus ja radioisotooppien tuotanto ydinfysiikan ja radiokemian tutkimukseen sekä teollisuuden ja lääketieteen käyttöön. Reaktoreiden avulla voidaan tehdä myös kemiallista aktiivointianalyysia, joka perustuu neutronisäteilytyksen tuloksena eri alkuaineiden ytimissä syntyvien aktiivointituotteiden havaitsemiseen niiden lähettämän säteilyn perusteella. Viime vuosina uusia tutkimusreaktoreita ei ole juurikaan rakennettu ja vanhoja on suljettu muun muassa korkeiden käyttökustannusten takia. Pienten tutkimusreaktoreiden mahdollisuudet perustutkimuksessa on jo käytetty hyväksi, ja toisaalta neutronisäteilytykseen ja radioaktiivisiin aineisiin perustuville menetelmille on kehitetty helppokäyttöisempiä vaihtoehtoja.

Tutkimusreaktoreita voidaan käyttää myös materiaalien säteilyvaurioiden tutkimukseen sekä materiaalfysiikan perustutkimukseen, esimerkiksi kiderakenteen tutkimiseen neutronidiffraktion avulla. Näitä tarkoituksia varten on rakennettu muutamia erityisiä materiaalitestaustusreaktoreita ja suurvuoreaktoreita. Muutamia tutkimusreaktoreita on varustettu erityisillä koelaitteistoilla ydinpolttoaineen käyttäytymisen tutkimiseksi häiriö- ja onnettomuustilanteita jäljittelevissä olosuhteissa.

Suomessa Valtion teknillisellä tutkimuskeskuksella on Espoon Otaniemessä vuonna 1961 valmistunut FiR 1 -reaktori. Yhdysvaltalaisen General Atomic -yhtiön toimittama reaktori on maailmalla laajasti käytettyä TRIGA-tyyppiä (Training, Research, Isotopes, General Atomic). Reaktorin jatkuva teho on 250 kW, mutta sydämen fysiikaalisten ominaisuuksien ansiosta sillä on voitu tuottaa jopa 250 MW:n lyhytaikaisia tehopulsseja. Reaktorin sydän on sijoitettu avoimeen vesialtaaseen, jossa

useiden metrien syvyinen vesikerros toimii säteilysuojana. Reaktorin käytön painotus on muuttunut selvästi vuosikymmenien kuluessa. Kun mahdollisuudet perustutkimukseen on hyödynnetty jokseenkin loppuun, on pyritty löytämään uusia mahdollisuuksia käytännön sovellutusten piiristä. Viimeisimpänä hankkeena voidaan mainita uraauurtava työ pahanlaatuisen aivokasvaintyyppin (gliooma) sädehoitoon tarkoitetun boori-neutroniterapian kehittämisessä.

### 2.3 | Kevytvesireaktorilaitosten turvallisuusjärjestelmät

Häiriö- ja onnettomuustilanteiden varalta ydinvoimalaitoksessa on turvallisuusjärjestelmiä. Niiden tehtävänä on varmistaa reaktorisydämen säilyminen ehjänä tai ainakin pidättää vaurioituneesta reaktorista vapautuneet radioaktiiviset aineet laitoksen sisälle.

Ydinvoimalaitoksen sisältämistä radioaktiivisista aineista ylivoimaisesti suurin osa on polttoaineeseen sitoutuneena. Laajamittaisten ympäristövaikutusten edellytyksenä on reaktorin polttoaineen vakava vaurioituminen ja sen sisältämien radioaktiivisten fissiotuotteiden vapautuminen.

Polttoaineen vaurioitumiseen voi olla erilaisia syitä. Niin sanotussa reaktiivisuusonnettomuudessa menetetään reaktiivisuuden hallinta siten, että reaktorin teho kasvaa äkillisesti. Tällöin polttoaineen kuumeneminen voi johtaa sen nopeaan vaurioitumiseen ja pahimmassa tapauksessa jopa täydelliseen pirstoutumiseen. Hyvin suunnitellussa reaktorissa reaktiivisuusonnettomuuden riski on kuitenkin äärimmäisen pieni ja tällöinkin seuraukset rajoittuvat vain pieneen osaan reaktoria. Suuremmat riskit liittyvät polttoaineen jäähtyksen heikkenemiseen. Fissiotuotteiden tuottama jälkilämpö voi tällöin johtaa polttoaineen liialliseen kuumenemiseen, vaikka reaktori pysäytettäisiin. Polttoaineen jäähtyksen heikkenemiseen voi olla erilaisia syitä, jotka voidaan kuitenkin pelkistää kahteen perustapaukseen: jäähdytteen menetys primaaripiirin vuodossa esimerkiksi putkimurtuman seurauksena tai jälkilämmön poiston menetys, jossa lämmönsiirto primaaripiiristä ei toimi ja jälkilämmön vaikutuksesta primaaripiiri vähitellen kiehuu kuiviin varoventtiilien kautta. On syytä huomata, että pelkkä ydinvoimalaitoksen jäähdytevuo ei sinänsä aiheuta suurta säteilyvaaraa, ellei siihen liity polttoaineen jäähtyksen menetystä ja sitä seuraavaa reaktorin vaurioitumista.

Ydinvoimalaitosten turvallisuuden varmistamiseen tarkoitettut turvallisuusjärjestelmät voivat olla onnettomuutta ehkäiseviä tai sen seu-



rauksia lieventäviä. Ne voivat olla toimintaperiaatteeltaan passiivisia tai aktiivisia. Turvallisuusjärjestelmien suorituskyvyn arvioinnin perustana käytetään suunnittelun perustana olevia onnettomuuksia (DBA, design basis accident), joista laitoksen tulee selviytyä turvallisuusjärjestelmien avulla ilman reaktorin vaurioita. Yksi tärkeä suunnittelun perustana oleva onnettomuus on primaaripiirin suurimman putken päättäinen katkeaminen. Turvallisuusjärjestelmien suunnittelussa otetaan lisäksi huomioon erilaisia häiriöitä laitoksen toiminnassa. Turvallisuusjärjestelmien yleisiä suunnitteluperiaatteita käsitellään kohdissa 3.3 ja 3.4.

Turvallisuusjärjestelmissä on useita toisiaan korvaavia osajärjestelmiä. Suomen ydinvoimalaitosten turvallisuusjärjestelmissä on yleensä neljä toisiaan korvaavaa osajärjestelmää, mutta eräissä tapauksissa vain kaksi.

Turvallisuusjärjestelmät vaativat toimiakseen erilaisia apu- ja tukijärjestelmiä. Tärkeimpiä niistä ovat sähkönsyötöt sekä mittaus- ja automaatiojärjestelmät. Mekaanisissa laitteissa on usein voitelu- ja jäähdytysjärjestelmiä, ja eräät laitteet tarvitsevat käyttövoimakseen paineilmaa tai -tyyppiä. Laitteiden toimiessa syntyy hukkalämpöä, jonka poistaminen vaatii huonetilojen ilmastointi- ja jäähdytysjärjestelmiä. Monet tukijärjestelmistä voidaan katsoa turvallisuusjärjestelmiksi.

## Turvallisuustoiminnot ja turvallisuusluokitus

Ydinenergian käytön riskit johtuvat ydinlaitoksilla olevista radioaktiivisista aineista. Ydinturvallisuuden päätavoite on radioaktiivisten aineiden aiheuttaman säteilyaltistuksen rajoittaminen ja estäminen sekä laitoksen normaalin käytön aikana että häiriö- ja onnettomuustilanteissa. Turvallisuustoiminnoilla tarkoitetaan tämän tavoitteen saavuttamiseksi tarvittavia toimintoja ydinvoimalaitoksella.

Tärkeimmät turvallisuustoiminnot ovat:

- reaktorin pysäyttäminen ja alikriittisenä pitäminen
- pysäytetyssä reaktorissa kehittyvän jälkilämmön siirtäminen lopulliseen lämpönieluun (mereen)
- radioaktiivisten aineiden leviämisen estäminen.

Ydinvoimalaitosten tärkeimpien turvallisuustoimintojen luettelo on käytännön syistä edellä esitettyä hienojakoisempi, koska yksi turvallisuustoiminto koostuu monista erilaisista toiminnoista.

Tärkeimpien turvallisuustoimintojen ohella ydinturvallisuuden varmistamiseksi tarvitaan myös muita turvallisuustoiminnoiksi luokiteltavia toimintoja. Tyypillisiä alemman turvallisuusluokan toimintoja ovat erilaiset turvallisuustoimintojen aputoimintoja toteuttavat toiminnot (sähkönsyöttö, paineilma, ilmastointi). Turvallisuustoiminnot luokitellaan niiden ydinturvallisuusmerkityksen perusteella. Luokitusta tehtäessä otetaan huomioon muun muassa turvallisuustoiminnon menetyksen seuraukset, toiminnon käyttötarpeen todennäköisyys, toiminnon korvausmahdollisuudet. Turvallisuusluokitusta tehdään sekä toiminnallisin että rakenteellisin perustein.

Erityisesti turvallisuustoimintojen suorittamiseen tarkoitettuja järjestelmiä, kuten hätäjähdytysjärjestelmät, kutsutaan turvallisuusjärjestelmiksi. Turvallisuusjärjestelmät voivat olla passiivisia rakenteita (esimerkiksi suojarakennus), prosessijärjestelmiä, ilmastointijärjestelmiä sekä automaatio- ja sähköjärjestelmiä. Turvallisuusjärjestelmä voi suorittaa turvallisuustoiminnon ohella muitakin tehtäviä, esimerkiksi hätälämmönsiirto- ketjuun kuuluva merivesijärjestelmä voi normaalisti jäähdyttää tavanomaisessa käytössä tarvittavia järjestelmiä. Toisaalta normaalikäyttöön tarkoitettujen järjestelmät voivat osallistua turvallisuustoimintoihin.

Ydinvoimalaitoksen järjestelmät, rakenteet ja laitteet luokitellaan turvallisuusluokkiin siten, että niiden turvallisuusluokka vastaa sen toiminnon turvallisuusmerkitystä, jonka toteuttamiseen ne osallistuvat. Turvallisuustoimintojen määrittely ja siitä seuraava ydinvoimalaitoksen eri osien turvallisuusluokitus ovat sikäli merkityksellisiä, että ydinvoimalaitoksen kunkin kohteen turvallisuusluokitus on lähtökohtana sen suunnittelussa, rakentamisessa, käytössä ja valvonnassa noudatettavalle vaatimustasolle (vertaa kohta 10.3).

| Turvallisuustoiminto                                                                  | Turvallisuusjärjestelmä                                                                                                                                                                |
|---------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| Reaktorin pysäyttäminen ja alikriittisenä pitäminen                                   | Reaktorin pikasulkujärjestelmä, boorinsyöttöjärjestelmä                                                                                                                                |
| Reaktorin jälkilämmön poisto normaaleissa käyttötilanteissa ja onnettomuustilanteissa | Jälkilämmönpoistojärjestelmät ja niihin liittyvien jäähdytysketjujen prosessijärjestelmät                                                                                              |
| Suojarakennuksen eheyden varmistaminen ja päästöjen rajoittaminen                     | Suojarakennus ja sen eristys- ja ruiskutusjärjestelmät, palavien kaasujen käsittelyjärjestelmät suojarakennuksessa, suodatettu alipaineilmastointi, suodatettu ulospuhallusjärjestelmä |
| Sähkönsyötön varmistaminen turvallisuusjärjestelmille                                 | Diesel- ja akustovarmennetut sähköjärjestelmät                                                                                                                                         |
| Primaaripiirin eheyden turvaaminen                                                    | Ylipainesuojausjärjestelmä                                                                                                                                                             |

**TAULUKKO 2.3 Tärkeimmät turvallisuustoiminnot ja niitä toteuttavat turvallisuusjärjestelmät kevytvesireaktorilla varustetussa ydinvoimalaitoksessa**

Taulukossa 2.3 esitetään eräitä tärkeitä turvallisuustoimintoja ja turvallisuusjärjestelmiä, joilla turvallisuustoimintoja toteutetaan nykyisissä kevytvesireaktoreissa.

## Reaktorin pysäytysjärjestelmät

Reaktorin nopeaa pysäyttämistä varten reaktorissa on pikasulkujärjestelmä ja sitä varmentava boorausjärjestelmä. Reaktorin pikasulku eli nopea pysäyttäminen säätösauvojen avulla käynnistetään, kun reaktorisuojausjärjestelmän välityksellä valvottavat suureet ylittävät ennalta asetetut raja-arvot.

Valvottavat suureet on valittu siten, että niiden perusteella voidaan havaita reaktorin liian suuri teho, liian nopea tehon nousu, primaaripiirin vuodot sekä häiriöt, jotka estävät lämpötehon siirron turbiinille.

Pysäytysjärjestelmään kuuluu valvottavia suureita mittaavia antureita, pikasulun laukaiseva suojauslogiikka sekä pikasulkujärjestelmä, jonka avulla säätösauvat saadaan nopeasti reaktorisydämeen. Painevesireaktoreissa pikasulku saadaan aikaan pudottamalla säätösauvat sydämeen ylhäältä päin. Pudotus tapahtuu katkaisemalla sauvoja kannattelevien sähkömagneettien virta. Kiehutusvesireaktorissa säätösauvat taas laukaistaan reaktoriin alhaalta päin hydraulisen pikasulkujärjestelmän avulla. Säätösauvojen juuttumisen varalta molemmat reaktorityypit voidaan pysäyttää syöttämällä reaktoriin neutroneja absorboivaa booriliuosta.

## Jälkilämmön poisto ja hätäjähdytys

Käytön aikana ydinpolttoaineeseen kertyy radioaktiivisia fissiotuotteita, joiden hajotessa vapautuvaa energiaa sanotaan jälkilämmöksi. Polttoaineen eheyden säilyttämiseksi jälkilämpö on välttämätöntä poistaa reaktorista. Jälkilämpö voidaan poistaa useilla eri tavoilla. Normaalin pysäytyksen jälkeen käytetään erityistä jälkilämmönpoistojärjestelmää ja siihen liittyvää jäähdytysketjua. Jäähdytysketjun muodostavat jälkilämmönpoistojärjestelmä, välijäähdytysjärjestelmä ja merivesijärjestelmä sekä niiden väliset lämmönsiirtimet. Primaaripiirin vuodon tapauksessa jälkilämpö voidaan poistaa myös hätäjähdytysjärjestelmien avulla.

Painevesireaktorissa jälkilämpö poistetaan normaalin pysäytyksen jälkeen aluksi höyrystimien kautta sekundaaripiiriin ja edelleen turbiinin lauhduttimeen käyttäen vastaavia järjestelmiä kuin laitoksen tuottaessa

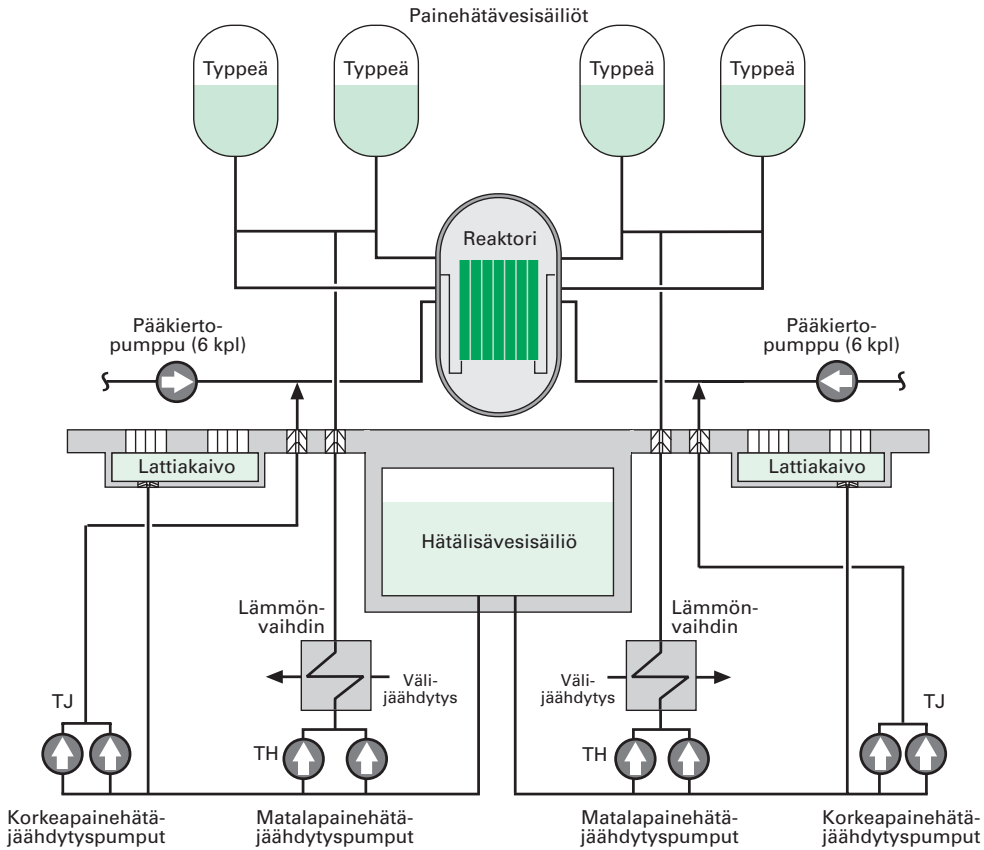
sähköä. Myöhemmässä vaiheessa käytetään erityistä jälkilämmönpoistojärjestelmää, joka on liitetty joko primaaripiiriin tai sekundaaripiiriin. Kiehutusvesireaktorissa voidaan jälkilämmön poistoon käyttää normaalin järjestelmän lisäksi reaktorin paineenalennusjärjestelmää ja lauhdutusaltaasta lämpöä poistavia järjestelmiä.

Jälkilämmön poiston turvaaminen häiriö- ja onnettomuustilanteissa on keskeinen osa ydinvoimalaitoksen turvallisuuden varmistamista. Esimerkiksi Loviisan ydinvoimalaitoksessa jälkilämmön poisto primaaripiiristä tapahtuu kuuden höyrystimen kautta sekundaaripiiriin. Normaalin tehokäytön aikana primaaripiiriin vettä kierrätetään pääkiertopumppujen avulla. Jälkilämmön poistoon riittää lämpötilaerojen primaaripiirissä aiheuttama luonnollinen kierto, kun höyrystimien sekundaaripuolelle pumpataan syöttövedtä. Tehoajon aikana syöttöveden pumppaus höyrystimiin tapahtuu Loviisan laitoksella neljällä pääsyöttövesipumpulla, lisäksi varalla on yksi pääsyöttövesipumppu. Reaktorin käynnistystä ja pysäytystä sekä häiriö- ja onnettomuustilanteita varten on dieselvarmennettuun sähköverkkoon kytketyt apusyöttövesipumput (1-yksiköllä kaksi ja 2-yksiköllä neljä kappaletta) ja pitkäaikaista seisokkia varten erilliset jälkijäähdytyspumput. Lisäksi laitoksella on kaksi muista järjestelmistä riippumatonta dieselmootorien suoraan käyttämää varahätäsyöttövesipumppua. Yhdenkin hätä- tai varahätäsyöttövesipumpun kapasiteetti riittää jälkilämmön poistoon.

Reaktorin jäähdytteen vuodon varalta ydinvoimalaitoksissa on hätäjäähdytysjärjestelmät. Hätäjäähdytyksen tehtävänä on lisätä reaktoripainesäiliöön niin paljon vettä, että reaktori pysyy veden peitossa, tai ainakin rajoittaa polttoaineen ylikuumentumista. Hätäjäähdytysjärjestelmiin liittyy myös lämmönsiirtoketju, jonka avulla jälkilämpö siirretään lopulta ulos voimalaitokselta esimerkiksi meriveteen.

Suurissa vuotoissa on pystyttävä toimittamaan lisävedtä paljon ja nopeasti. Pienissä vuotoissa on puolestaan kyettävä lisäämään jäähdytysvettä primaaripiiriin silloin, kun sen paine on vielä korkea. Hätäjäähdytysjärjestelmissä on tämän vuoksi normaalisti korkeapaine- ja matalapaineosa. Painevesireaktoreissa käytetään lisäksi passiivista hätäjäähdytysjärjestelmää, jossa hätäjäähdytysvettä on varastoitu tyypellä paineistettuihin hätävesisäiliöihin. Vesi purkautuu näistä säiliöistä automaattisesti reaktoriin, kun reaktorin paine alittaa säiliöiden paineen (kuva 2.9).

Hätäjäähdytysjärjestelmien pumppujen ja venttiilien sähkönsyöttö on varmistettu dieselgeneraattoreilla. Hätäjäähdytysjärjestelmien käynnistys tapahtuu erityisen laitossuojausjärjestelmän välityksellä, kun



**KUVA 2.9 Loviisan ydinvoimalaitoksen hätäjäähdytysjärjestelmä**

Järjestelmä on suunniteltu varmistamaan reaktorisydämen jäähdytys primaaripiirin vuotoissa, mukaan lukien suurimman putken katkeaminen. Vuodoissa käynnistyy ensimmäisenä pienikapasitetin korkeapaineinen hätäjäähdytysjärjestelmä (TJ). Se jäähdyttää reaktoria pienissä vuotoissa, joissa reaktorin paine laskee hitaasti. Suurissa vuotoissa paine laskee nopeasti. Tällöin käynnistyvät suurikapasiteettiset matalapaineiset hätäjäähdytyspumput (TH) ja lisäksi typpikaasulla paineistetut painehätävesisäiliöt purkautuvat reaktoriin. Hätäjäähdytyspumput ottavat vettä aluksi hätälisävesisäiliöstä. Kun säiliö tyhjenee, hätäjäähdytyspumput kierrättävät suojarakennuksen lattiakaivoihin kertynyttä vuotovettä takaisin reaktoriin. Jälkilämpö poistetaan hätäjäähdytyskierrosta lämmönvaihtimien kautta välijäähdytyspiiriin ja edelleen merivesipiiriin. Hätäjäähdytysjärjestelmässä on kaksi rinnakaista osajärjestelmää, joissa kummassakin aktiiviset komponentit kuten pumput on kahdennettu. Järjestelmän toiminnan kannalta riittää toisen osajärjestelmän yhden pumpun toiminta. Kuvaan on piirretty vain kaksi kuudesta pääkiertopiiristä.

valvottavat suureet ylittävät ennalta asetetut raja-arvot. Hätäjäähdytysjärjestelmät on tavallisesti mitoitettu riittäväksi kaikkiin muihin tilanteisiin paitsi reaktoripainesäiliön suureen murtumaan. Primaaripiirin vuodossa vapautuva vesi sisältää aina vähintään pieniä määriä radioaktiivisia aineita. Suojarakennuksen tehtävänä on estää niiden vapautuminen ympäristöön.

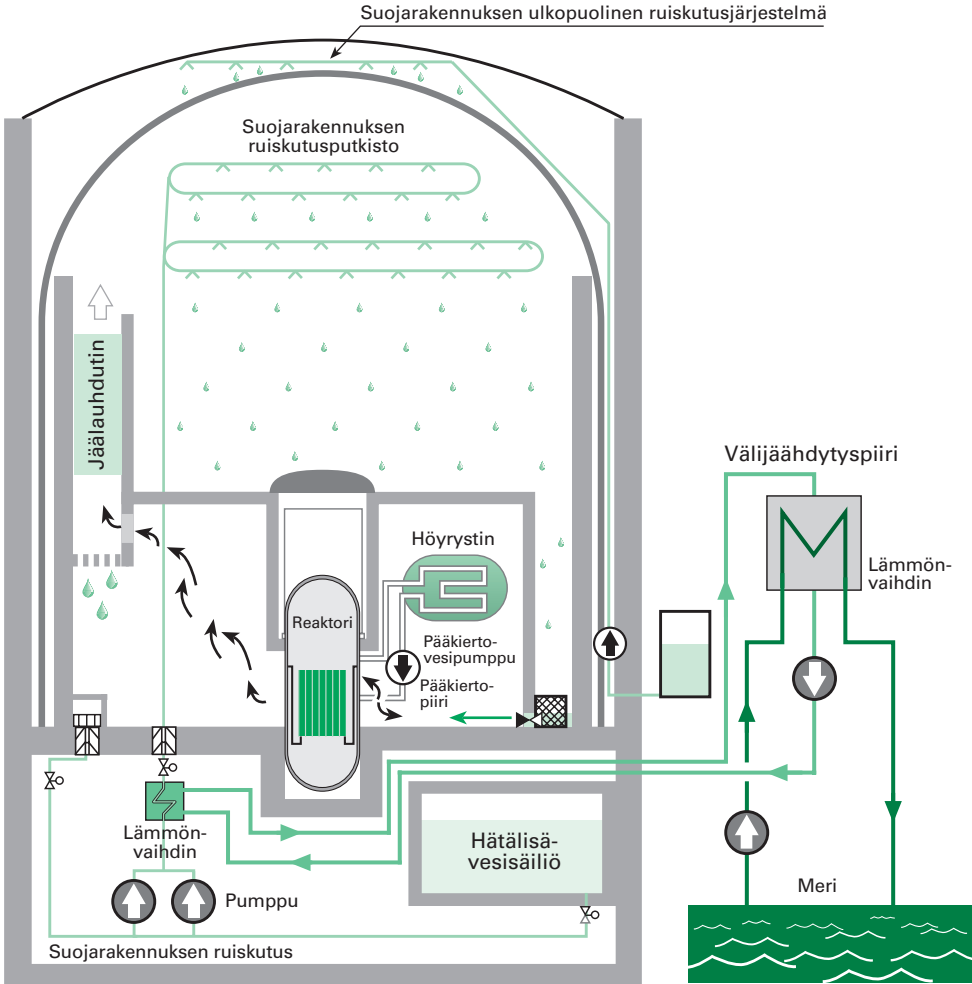
Hätäjäähdytysjärjestelmissä ja muissa turvallisuusjärjestelmissä on useita rinnakkaisia toisiaan korvaavia osajärjestelmiä. Esimerkiksi Loviisan voimalaitoksen hätäjäähdytysjärjestelmissä on kaksi rinnakkaista osajärjestelmää, joista kummassakin pumppuja ja muita aktiivisia laitteita on kaksi rinnakkain. Yhden osajärjestelmän ja yhden pumpun toiminta riittää reaktorin hätäjäähdytykseen. Olkiluodon voimalaitoksessa on käytetty niin sanottua  $4 \times 50\%$  -ratkaisua. Turvallisuusjärjestelmissä on neljä rinnakkaista osajärjestelmää, joista kahden toiminta riittää turvaamaan laitoksen hätäjäähdytyksen suurissa putkikatkoissa. Pienten vuotojen korvaamiseen ja jälkilämmön poistoon riittää yhdenkin osajärjestelmän toiminta.

Jos jälkilämmön poisto ei toimi tarvittaessa tai jos onnettomuustilanteessa hätäjäähdytysjärjestelmät eivät toimi tai eivät riitä korvaamaan vuotoa, reaktorin polttoaine ylikuumenee. Tällöin vaurioituu ensin polttoainesauvojen suojakuori, ja sen sisällä olevat kaasumaiset tai helposti höyrystyvät fissiotuotteet, kuten jalokaasut, jodi ja cesium, voivat vapautua. Jos kuumeneminen jatkuu pidempään, keraamiset polttoainetabletit sulavat ja myös niihin sitoutuneita vaikeasti höyrystyviä fissiotuotteita vapautuu suuria määriä. Tällaista tilannetta sanotaan yleensä vakavaksi reaktorionnettomuudeksi. Ympäristöön tapahtuvan radioaktiivisten aineiden päästön esteenä on kuitenkin vielä reaktorin suojarakennus.

## Suojarakennus

Suojarakennuksen tehtävänä on estää onnettomuustilanteessa reaktorista vapautuvien radioaktiivisten aineiden pääsy ympäristöön. Suojarakennuksella voidaan ratkaisevasti lieventää onnettomuuden seurauksia, ja suojarakennuksen säilyminen eheänä onnettomuustilanteessa on erityisen tärkeää. Suojarakennuksen eheyttä voi uhata muun muassa putkikatkon yhteydessä höyrystyvän veden aiheuttama paineen nousu tai onnettomuuksien yhteydessä syntyvän vedyn palaminen tai räjähtäminen. Vakavissa onnettomuuksissa voi syntyä suuria määriä vetyä ylikuumenneen polttoaineen suojakuoren ja veden kemiallisen reaktion seurauksena. Pienempiä määriä vetyä syntyy säteilyn hajottaessa vesimolekyyliä.

Suojarakennuksen ja muiden turvallisuusjärjestelmiä sisältävien rakennusten tehtävänä on lisäksi suojata reaktoria ja turvallisuusjärjestelmiä ulkoisilta uhkatekijöiltä kuten äärimmäisiltä sääolosuhteilta, räjähdyksiltä, lentäviltä esineiltä ja tahalliselta vahingoittamiselta. Ulkoisia uhkatekijöitä käsitellään kohdassa 3.4.



**KUVA 2.10** Loviisan voimalaitosyksikköjen jäälauhdutinsuojarakennus

Reaktoripaineastia, primääripiirin putket ja höyrystimet sijaitsevat suojarakennuksen alatilassa. Vuodon tapahtuessa vapautuva höyry kulkee jäälauhduttimen kautta suojarakennuksen ylätilaan. Suuri osa höyrystä tiivistyy tiivistyy tällöin vedeksi ja suojarakennuksen paineen nousu jää suhteellisen pieneksi. Paineen rajoittamiseksi ja radioaktiivisten aineiden poistamiseksi suojarakennuksen ilmatilasta suojarakennuksessa on myös sisäpuolinen vesiruiskutusjärjestelmä. Lisäksi vakavassa onnettomuudessa reaktorin jälkilämpö voidaan poistaa ja suojarakennuksen paineen nousua rajoittaa ruiskuttamalla vettä terässuojarakennuksen päälle kaikista muista turvallisuusjärjestelmistä riippumattoman ulkopuolisen ruiskutusjärjestelmän avulla. Suojarakennuksen tilavuus on noin 60 000 m<sup>3</sup> ja suunnitellupaine 0,17 MPa (0,7 ilmakehän ylipaine).

Suojarakennuksia on useita eri tyyppisiä, joiden valinta riippuu muun muassa reaktorin ja primääripiirin laitteiden koosta ja sijoittelusta. Esimerkiksi Loviisan reaktoreiden suojarakennus (kuva 2.10) on kaksois-suojarakennus, jonka sisempi osa on terästä ja ulompi betonia. Betoni-

seinäinen ja teräskattoinen ulompi suojarakennus suojaa varsinaista teräsuojarakennusta ulkoisilta vaikutuksilta ja toimii onnettomuustilanteissa säteilysuojana. Sisemmän ja ulomman osan välinen tila pidetään laitoksen normaalin käytön aikana alipaineisena ja mahdolliset pienet vuodot voidaan kerätä välitilasta ja johtaa suodattimien ja ilmastointipiipun kautta ulkoilmaan. Paineen rajoittamiseksi onnettomuustilanteessa suojarakennuksessa on jäälauhdutin, joka onnettomuuden alkuvaiheessa lauhduttaa vuodosta vapautuvan höyryn. Onnettomuustilanteessa kehittyvän vedyn käsittelyä varten Loviisan laitoksella on rekombinaattorit. Vakavissa onnettomuuksissa tapahtuvan runsaan vedynkehityksen varalta suojarakennuksen eri osiin on sijoitettu hehkutulppia vedyn polttamiseksi hallitusti.

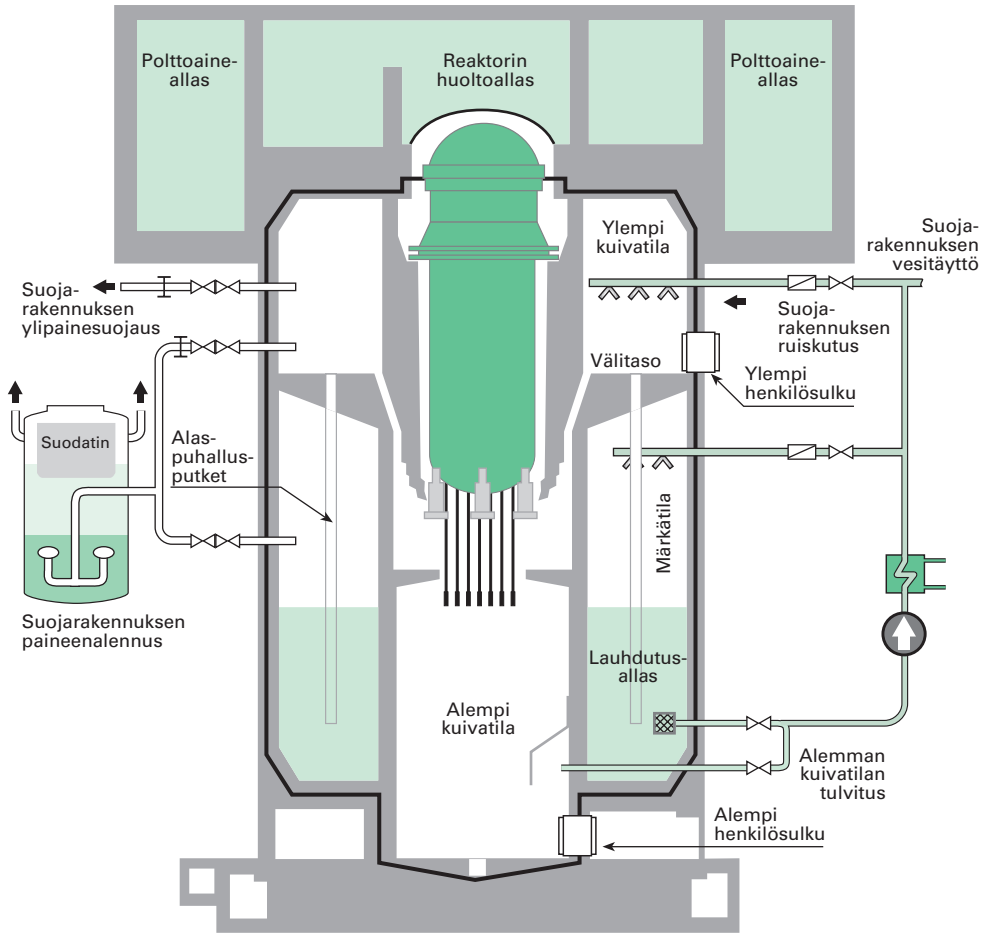
Loviisassa käytettävä jäälauhdutintratkaisu on yhdysvaltalaisen Westinghousen kehittämä. Jäälauhdutinsuojarakennuksen etuna on, että paine jäädytteenmenetysonnettomuudessa jää suhteellisen pieneksi, mikä helpottaa suojarakennuksen rakennusteknistä toteutusta. Loviisassa tähän ratkaisuun päädyttiin siksi, että VVER-laitoksen primaaripiirin geometriset mitat edellyttävät hyvin suurta suojarakennusta. Niin suuren rakennuksen mitoitus korkeaan paineeseen olisi vaatinut ratkaisuja, joista Suomessa ei ollut kokemusta. Vastaavaa jäälauhdutintrakaisua on käytetty muutamissa yhdysvaltalaisissa ja japanilaisissa painevesilaitoksissa.

Useimmissa painevesilaitoksissa on kuitenkin täyspainesuojarakennus, joka on mitoitettu kestäämään primaaripiirin vuodossa purkautuvan höyryn paine ilman lauhdutusta. Periaatteeltaan yksinkertaisena ja rakenteeltaan järeänä täyspainesuojarakennus sietää hyvin erityyppisiä onnettomuustilanteita.

Olkiluodon laitosyksiköiden suojarakennus on kiehutusvesireaktoreissa yleisesti käytetty paineenalennustyyppinen esijännitetty betonisuojarakennus, kuva 2.11. Korkeapaineista vettä ja höyryä sisältävät järjestelmät ovat suojarakennuksen kuivatilassa. Jos korkeapaineista höyryä vuotaa kuivatilaan, se purkautuu alemmassa paineessa olevaan märkätilaan. Tällöin höyry joutuu kulkemaan suuren vesialtaan (lauhdukseltaan) läpi ja lauhtuu vedeksi.

Olkiluodon ja useimpien muiden kiehutusvesilaitosten suojarakennus on käytön aikana täytetty typpellä (inertoitu) palovaaran ja onnettomuustilanteessa kehittyvän vedyn räjähdysvaaran eliminoinemiseksi. Painevesilaitosten suojarakennuksissa typpitäyttöä ei käytetä, sillä niissä on tarpeen työskennellä käytön aikana. Onnettomuustilanteessa myös kiehutusvesireaktorin suojarakennukseen voi syntyä hapetta radioaktiivisten aineiden





**KUVA 2.11** Olkiluodon kiehutusvesireaktoreiden suojarakennus

Reaktoripaineastia ja primaaripiirin putket sijaitsevat suojarakennuksen kuivatilassa. Vuodon sattuessa vapautuva höyry purkautuu välitason läpi menevien putkien kautta suojarakennuksen märkätilän vesialtaaseen. Höyryn lauhtuminen vedeksi rajoittaa suojarakennuksen paineen nousua. Paineen rajoittamiseksi ja radioaktiivisten aineiden poistamiseksi suojarakennuksen ilmatilasta, suojarakennuksessa on myös vesiruiskutusjärjestelmä. Vakavassa onnettomuudessa suojarakennuksen painetta voidaan rajoittaa suodattimen kautta tapahtuvan ulospuhalluksen avulla. Suojarakennuksen kaasutilavuus on 7 300 m<sup>3</sup> ja suunnittelupaine 0,47 MPa (3,7 ilmakehän ylipaine).

säteilyn hajottaessa vettä vedyksi ja hapeksi. Happi voidaan tällöin poistaa suojarakennuksesta rekombinaattoreissa, joissa tapahtuu käänteinen vedyn ja hapen yhtymisreaktio. Kaksoissuojarakennuksen periaate toteutetaan kiehutusvesilaitoksella pitämällä varsinaista suojarakennusta ympäröivä reaktorirakennus alipaineisena.

Sekä Olkiluodon että Loviisan voimalaitoksissa on suojarakennuksen il-

matilan ruiskutusjärjestelmä paineen rajoittamiseksi onnettomuustilanteissa. Ruiskutusjärjestelmän sähkönsyöttö on varmennettu dieselgeneraattoreilla, ja käynnistys tapahtuu laitossuojausjärjestelmän välityksellä.

Onnettomuustilanteissa painevesilaitoksen suojarakennuksen pohjalle tai kiehutusvesilaitoksen lauhdutusaltaaseen saattaa kerääntyä runsaasti jäähdytyspiiristä vuotanutta vettä. Vuodosta suojarakennukseen tuleva vesi voidaan käyttää uudelleen jäähdytykseen, kun se kierrätetään takaisin reaktorin hätäjäähdytysjärjestelmään ja suojarakennuksen ruiskutusjärjestelmään (kuvat 2.9 ja 2.10). Tämä mahdollistaa onnettomuustilanteen pitkäaikaisen hallinnan.

Suojarakennukset on alun perin mitoitettu siten, että ne kestävät luotettavasti suurimmasta mahdollisesta jäähdytysjärjestelmän putkimurtumasta aiheutuvan ylipaineen ja lämpötilan. Molemmilla laitoksilla on suojarakennusjärjestelmiä myöhemmin täydennetty niin, että ne säilyttävät eheydensä myös useimmissa kuviteltavissa olevissa sydämen sulamiseen johtavissa onnettomuuksissa. Suomeen mahdollisesti rakennettavien uusien ydinvoimalaitosten suojarakennuksen osalta on suunnitteluperusteena pidettävä myös reaktorin sulamiseen johtavaa vakavaa onnettomuutta.

## Sähkö- ja automaatiojärjestelmät

Nykyisten ydinvoimalaitosten turvallisuusjärjestelmät vaativat toimiakseen käyttövoimaa ja ohjauksia. Lisäksi ydinvoimalaitoksen käyttöhenkilökunta tarvitsee toimintansa perustaksi tietoa laitoksen eri prosessien tilasta. Tämän takia sähkö-, automaatio- ja mittausjärjestelmillä on merkittävä osuus onnettomuuksien estämisessä ja niiden seurausten hallinnassa.

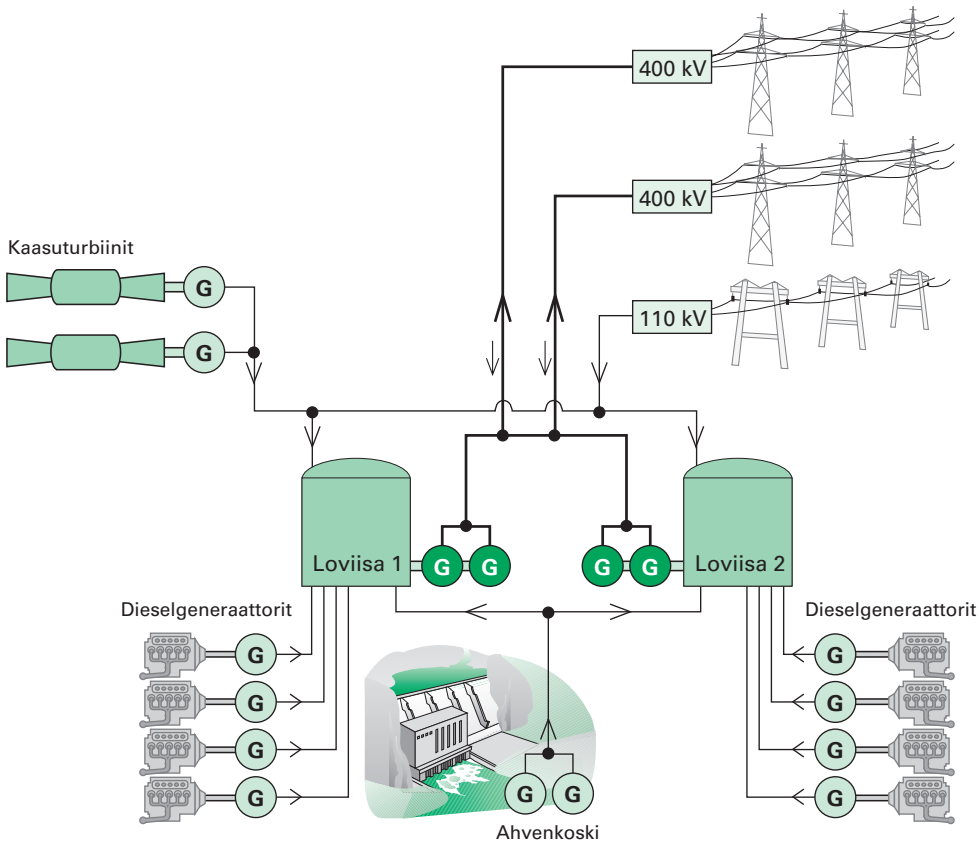
### Sähköjärjestelmät

Ydinvoimalaitoksen sähkölaitteita ja -järjestelmiä käytetään sähkötehon tuottamiseen ja syöttämiseen ulkoiseen voimansiirtoverkkoon. Lisäksi niiden avulla syötetään sähkötehoa laitoksen omille järjestelmille ulkoisesta sähköverkosta, sisäisistä sähköteholähteistä ja laitoksen omalta päägeneraattorilta. Laitoksen tärkeimmät turvallisuustoiminnot voidaan toteuttaa mitä tahansa edellä mainittua sähkötehon syöttötapaa käyttämällä.

Ydinvoimalaitoksella on vähintään kaksi erillistä yhteyttä ulkoisiin voimansiirtoverkkoihin. Tämän lisäksi ydinvoimalaitoksen turvallisuuden kannalta tärkeiden sähkölaitteiden sähkötehojen syötöt varmennetaan riit-

tävän tehokkailla ja toisistaan riippumattomilla sisäisillä varasähkötehon syöttöjärjestelmillä. Varasähkötehon syöttölähteinä käytetään yleensä dieselgeneraattoreita ja akustoja. Ydinvoimalaitoksen sähköjärjestelmien rakenne vastaa varmuuden osalta turvallisuusjärjestelmien varmuudesta.

Esimerkiksi Loviisan ydinvoimalaitos on liitetty kahden 400 kV:n voimajohdon ja yhden 110 kV:n voimajohdon välityksellä valtakunnalliseen voimansiirtoverkkoon. Laitoksen tuottama sähköteho siirretään siirtoverkkoon 400 kV:n kytkinlaitoksen kautta (kuva 2.12).



**KUVA 2.12 Sähkön syötön varmistaminen Loviisan ydinvoimalaitoksella**

Laitoksella on kaksi yhteyttä valtakunnalliseen 400 kV:n sähköverkkoon ja yksi yhteys 110 kV:n sähköverkkoon. Kummallakin laitosyksiköllä on neljä dieselgeneraattoria, joista yksikin riittää turvallisuusjärjestelmien käyttämiseen. Laitoksella on lisäksi suora yhteys Ahvenkosken vesivoimalaitokselle. Laitosalueella on myös kaksi kaasuturbiinilaitosta, joita ei kuitenkaan ole luokiteltu turvallisuusjärjestelmiksi. Tasavirran syöttö mittaus- ja automaatiojärjestelmille häiriötilanteissa varmistetaan akustojen avulla. Sähkökäyttöisten turvallisuusjärjestelmien lisäksi laitosella on dieselmoottorikäyttöiset varahätäsyöttövesipumput.

Normaalisti laitosyksiköiden tarvitsema omakäyttösähköteho syötetään joko omilta päägeneraattoreilta tai ulkoisista voimansiirtoverkoista. Nämä normaalit sähkönsyötöt saatetaan joskus menettää siirtoverkossa tai laitoksen sisällä esiintyvien häiriöiden ja vikojen seurauksena. Tällaisia tilanteita varten suomalaisilla ydinvoimalaitoksilla sähkötehojen syötöt on varmennettu neljällä varavoimadieselgeneraattorilla ja lukuisilla akustoilla. Dieselgeneraattorit ovat koko ajan käynnistysvalmiudessa. Operaattori voi käynnistää ne valvomosta, ja ne käynnistyvät myös automaattisesti suojausjärjestelmien käskystä.

Jos yhteys voimansiirtoverkkoon menetetään ulkoisesta syystä laitosyksikön ollessa toimintakuntoinen, laitosyksikkö voi toimia omakäytöllä eli tuottaa sähkötehoa ainoastaan omia järjestelmiään varten. Omakäytölle siirtyminen on kuitenkin poikkeuksellinen tilanne eikä siitä ole paljon käytännön kokemuksia.

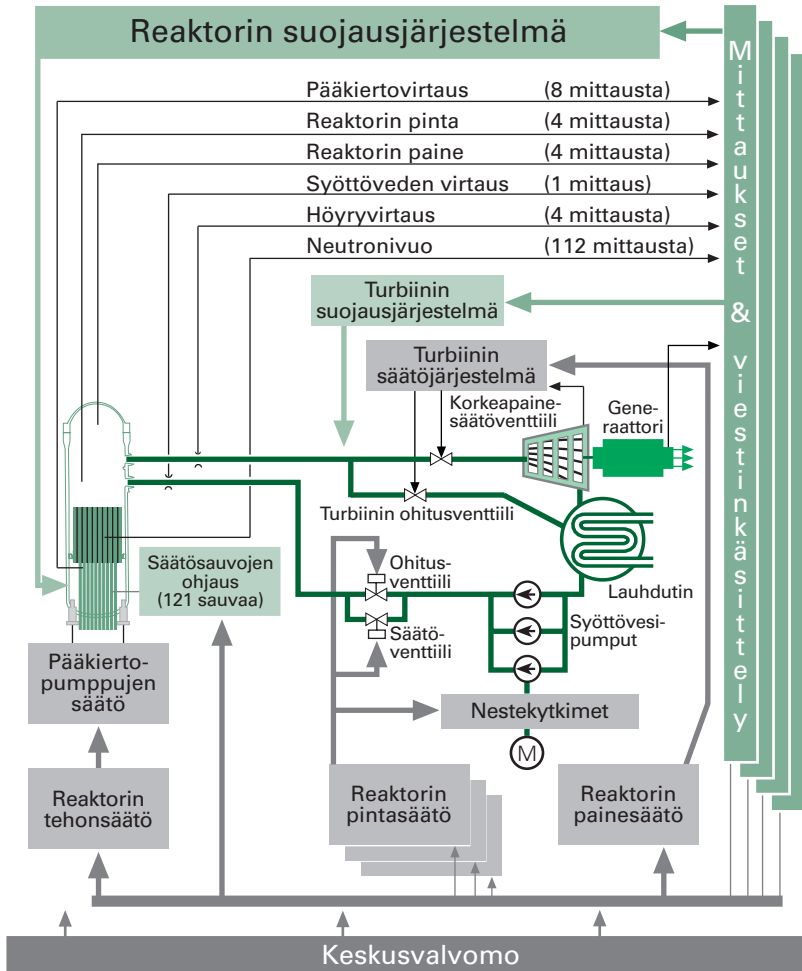
Vakavan pitkäaikaisen valtakunnallisen voimansiirtoverkon häiriön tai alueellisen suurhäiriön varalta suomalaisten laitosten sähkötehon saanti on varmistettu vielä suorilla etuoikeutetuilla siirtoyhteyksillä läheisille vesivoimalaitoksille.

Ydinvoimalaitoksilla tarvitaan useita vaihto- ja tasavirran jännitetasoja. Esimerkiksi Olkiluodon voimalaitoksella vaihtovirtajärjestelmien jännitetasot ovat 6,6 kV, 660 V ja 400/230 V. Tasavirran jännitetasot ovat 440 V, 110 V, 48 V ja  $\pm 24$  V. Laitoksen suuret sähkömoottorit toimivat 6,6 kV:n tai 660 V:n jännitteellä. Jännitetasoa 400/230 V käytetään lähinnä pienille moottoreille, venttiilitoimilaitteille, valaistukseen ja lämmitykseen. Tärkeimpien 400/230 V:n vaihtovirralla toimivien venttiilitoimilaitteiden, tietokoneiden ja ohjausjärjestelmien toiminnot on varmistettu akustovarmennettujen vaihtovirtajärjestelmien avulla. Apujännitesyötöissä sekä automaatio- ja mittausjärjestelmissä laitoksella käytetään pääsääntöisesti edellä mainittuja akustovarmennettuja tasavirtajärjestelmiä ja 230 V:n vaihtovirtaa. Kukin turvallisuuden kannalta tärkeä sähköjärjestelmä on pääsääntöisesti jaettu neljään lähes identtiseen osajärjestelmään, jotka on erotettu toisistaan sähköisesti ja fyysisesti sekä tärkeimmiltä osiltaan sijoitettu myös eri palotiloihin.

### **Automaatio- ja mittausjärjestelmät**

Ydinvoimalaitoksen automaatio- ja mittausjärjestelmien avulla valvotaan, ohjataan ja suojataan laitoksen reaktoria ja järjestelmien toimintaa.

Automaatiojärjestelmät jakaantuvat reaktoria suojaavaan automaatioon sekä käyttöautomaatioon. Suojautomaation tehtävänä on havaita automaattisesti ydinreaktorin ja järjestelmien epänormaalit toimintatilat. Se muodostaa automaattisesti turvallisuustoimintojen käynnistämiseksi ja ylläpitämiseksi tarvittavat signaalit. Käyttöautomaation tehtävänä on ydinvoimalaitoksen reaktorin ja prosessijärjestelmien valvonta, ohjaus, säätö sekä laitteiden suojausten varmentaminen. Mittausjärjestelmillä valvotaan muun muassa reaktorin sydämen, primaaripiirin ja suojarakennuksen toimintaa sekä radioaktiivisia päästöjä ympäristöön. Esimerkkejä reaktoriin liittyvistä valvottavista suureista ovat reaktorin neutroniteho ja terminen teho, reaktorin paine, reaktorin pinnan korkeus, reaktorin pääkiertovirtaus, lämpötila primaaripiirin eri osissa, paineistimen pinnan



KUVA 2.13 Oikiluodon voimalaitoksen automaatio- ja mittausjärjestelmien periaatekaavio

korkeus ja paine, primaaripiiriin syötettävät ja uloslaskettavat virtaukset, höyrystimien pinnan korkeus ja paine, primaaripiiriin booripitoisuus sekä säätösauvojen asento. Kuvassa 2.13 on esitetty kaavio Olkiluodon voimalaitoksen automaatio- ja mittausjärjestelmistä.

Ydinvoimalaitoksen suojausautomaatio pidetään erillään laitoksen muista järjestelmistä siten, että muissa järjestelmissä oleva vika ei estä suojaustoimintojen toteuttamista. Lisäksi suojausautomaatio toteutetaan siten, että samaa tehtävää hoitavat useat rinnakkaiset osajärjestelmät, jotka on erotettu toisistaan. Näin varmistetaan, ettei yhden osajärjestelmän vikaantumisen estä suojaustoiminnon toteuttamista tarvittaessa. Suojausautomaatio suunnitellaan siten, että järjestelmät menevät vikaantuessaan laitoksen kannalta turvalliseen tilaan.

Ydinvoimalaitoksen valvomossa ohjaajilla on jatkuvasti tieto laitoksen ja sen järjestelmien tilasta. Ydinvoimalaitosten valvomot on suunniteltu siten, että siellä voidaan tehdä laitoksen hallitsemiseksi tarvittavat toimenpiteet turvallisesti myös onnettomuuksien aikana. Valvomon turvalliset työskentelyolosuhteet varmistetaan muun muassa erikoisilmastoinnilla, jolla estetään radioaktiivisten aineiden ja myrkyllisten kaasujen pääsy ulkomaailmaan. Onnettomuustilanteita varten ydinvoimalaitoksella on erillinen onnettomuuden seuranta ja hallintaa varten suunniteltu mittaus- ja valvonta-instrumentointi, jonka avulla käyttöhenkilökunta saa havainnollisessa muodossa koottua tietoa turvallisuusjärjestelmien toiminnasta. Järjestelmä antaa tietoa myös radioaktiivisten aineiden leviämistä estävien teknisten esteiden eheydestä ja radioaktiivisten aineiden päästöistä.

Suomessa Olkiluodon laitokselle on jo 1980-luvun lopulla lisätty vakavien onnettomuuksien valvontaan tarkoitettu instrumentointi. Myös Loviisan voimalaitoksella vastaavat valvontajärjestelmät on toteutettu 2000-luvun alussa.

## 2.4 | Ydinvoimalaitostekniikan kehityssuuntia

Ydinvoimalaitosten tämänhetkisestä vähäisestä kysynnästä huolimatta laitostoimittajat kehittävät tekniikkaansa ja ovat tuoneet markkinoille uusia laitosratkaisuja, kehittyneitä ydinvoimalaitostyyppisiä (advanced designs), joissa ydinvoimalaitokselle asetettavat turvallisuus- ja taloudellisuusvaatimukset yritetään täyttää entistä paremmin.

Ydinenergian rauhanomaisen käytön alkuvaiheessa 1950- ja 1960-luvuilla kehitettiin lukuisia erilaisia perusideoita sähköä tuottavaksi ydin-

voimalaitokseksi. Toimivan prototyypin asteelle vietiin kymmenkunta perusratkaisua, jotka erosivat toisistaan jäähdytteen, neutronihidastimen tai polttoaineen suhteen. Vähitellen rakentaminen on keskittynyt muutamaaan päätyyppiin ja itsenäisten laitostoimittajien lukumäärä on pienentynyt. 1990-luvun alusta lähtien kaikki käyttöön otetut kaupalliset ydinvoimalaitokset ovat olleet painevesilaitoksia (PWR, VVER), kiehutusvesilaitoksia (BWR) tai CANDU-laitoksia.

Useimmat ydinvoimalaitoksen toimintaperiaatteita koskevat fysikaaliset ja teknilliset perusedat esitettiin jo ydinenergian käytön alkuvaiheessa. Uusien ydinvoimalaitostyyppien kehittämisessä on yleensä kyse vanhojen ideoiden uudelleenarvioinnista ja edelleen kehittämisestä.

2000-luvun alussa ajankohtaiset kehittyneet laitosratkaisut voidaan jakaa karkeasti kahteen ryhmään:

- Evoluutiolaitokset (evolutionary designs) pohjautuvat vahvasti nykyisten laitosten tekniikkaan ja muistuttavat suuresti nykyisiä laitoksia kaikilta keskeisiltä teknisiltä ratkaisuiltaan. Esimerkiksi turvallisuusjärjestelmät perustuvat etupäässä aktiivisten laitteiden käyttöön. Evoluutiolaitoksissa on yritetty suunnittelun avulla poistaa nykyisissä laitoksissa havaittuja käytettävyy- ja turvallisuuspuutteita.
- Innovatiiviset laitostyytit (innovative designs, revolutionary designs) pohjautuvat osin nykyisten laitosten tekniikkaan, mutta niissä on ehkä useampiakin kokonaan uudenlaisia teknisiä ratkaisuja. Kypsimpiä näistä ovat niin sanotut passiiviset laitokset, joiden turvallisuusjärjestelmät on suunniteltu toimimaan ilman ulkoista käyttövoimaa.

Suunnitellut innovatiiviset laitokset perustuvat nykyisin käytössä olevaan kevytvesireaktoritekniikkaan. Evoluutiolaitoksia kehitetään kevytvesireaktoreiden lisäksi myös CANDU-ratkaisun pohjalta.

Evoluutiolaitosten ja innovatiivisten laitosten lisäksi kehitetään myös tulevaisuuden laitosratkaisuja (future designs), joissa yritetään keksiä kokonaan uusia ratkaisuja tai herättää henkiin vanhoja jo ehkä kerran kehitettyjä ideoita. Kun esimerkiksi materiaali- ja valmistustekniikka kehittyvät, saattavat aikanaan hylätyt periaateratkaisut tulla uudelleen kiinnostaviksi.

Joitain evoluutiolaitoksia on jo rakennettu Japaniin ja on rakenteilla Taiwanissa. Erityisesti eurooppalaiset laitostoimittajat valmistautuvat evoluutiolaitosten ja passiivisten laitosten kehittämisen tilanteeseen, jossa lukuisat nyt käytössä olevat reaktorit lähestyvät käyttöikänsä loppua. Ydinsähköstä riippuvaiset maat kuten Ranska joutuvat viimeistään 2010-luvulla ratkaisemaan, miten käytöstä poistuvien ydinvoimalaitoksien energiantuotanto korvataan.

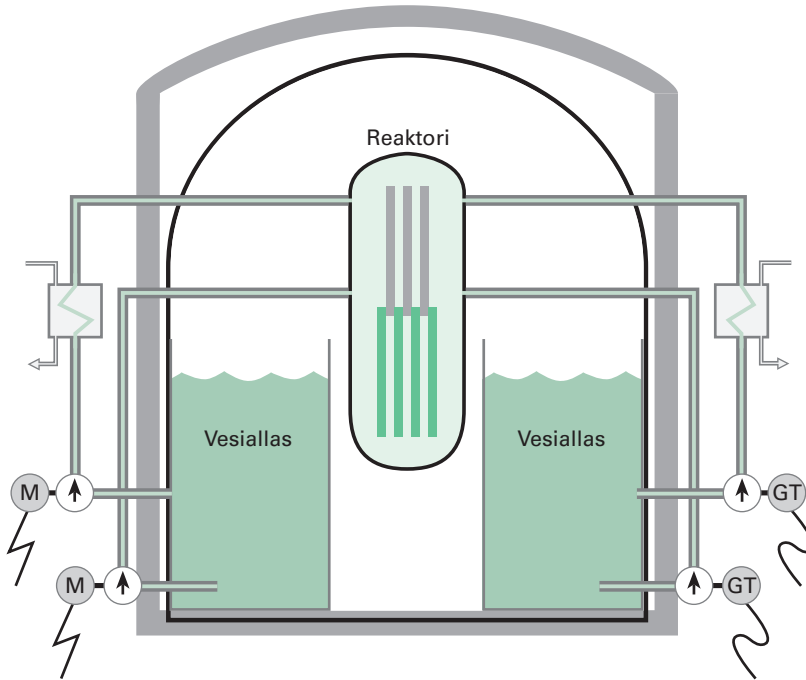
## Evoluutiolaitokset

Evoluutiolaitosten perusajatuksena on korjata nykylaitosten suunnittelun ilmeisiä heikkouksia, mutta samalla säilyttää mahdollisimman paljon jo käytössä olevia teknisiä ratkaisuja.

Reaktorisydänsuunnittelun osalta evoluutiolaitokset vastaavat kaikilta oleellisilta osin täysin nykyisiä laitoksia. Myös muut laitosten pääkomponentit ovat kaikki oleellisesti samanlaisia. Turvallisuusmarginaalit ovat uusimpia käyviä laitoksia vastaavia tai joissain kohdin mahdollisesti vähän suurempia. Evoluutiolaitosten sähköteho vaihtelee välillä 1 000–1 700 MW eli on samaa luokkaa tai suurempi kuin uusimmissa perinteisissä laitoksissa.

Evoluutiolaitosten turvallisuusjärjestelmät ovat perusrakenteeltaan pääosin aktiivisia, eli tarvitsevat toimiakseen ulkoista käyttövoimaa: sähköä, paineilmaa, höyryä tai dieselmootoreita. Usein turvallisuusjärjestelmät vaatiivat myös tukijärjestelmien toimintaa, esimerkiksi automaatiota, jäähdytystä ja voitelua. Turvallisuusjärjestelmien suunnitteluperusteita on evoluutiolaitoksissa yleensä muokattu siten, että suunnittelussa mitoitettavina huomioon otettavat tapahtumaketjut on ryhmitelty tarkemmin ja pienempiin ryhmiin kuin nykylaitoksilla. Käytännössä tämä merkitsee muun muassa sitä, että eräät nykylaitosten turvallisuussuunnittelussa keskeisinä huomioon otetut, vaikkakin hyvin harvinaisiksi arvioidut tapahtumat, esimerkiksi primaaripiirin suurten putkien yhtäkkinen katkeaminen, saavat suunnittelussa vähemmän painoa. Toisaalta evoluutiolaitoksissa otetaan huomioon eräitä nykylaitosten suunnitteluvaiheessa laiminlyötyjä ja myöhemmin hankalasti korjattuja tapahtumaketjuja. Näin suunnittelun perusta saadaan aiempaa johdonmukaisemmaksi. Lisäksi turvallisuusjärjestelmien vikasietoisuutta on pyritty parantamaan ja järjestelmien luotettavuutta muutenkin nostamaan yksinkertaistamalla laitoksen ja järjestelmien rakennetta. Yksinkertaistamalla järjestelmäkokonaisuuksia saadaan myös investointikustannuksia pieneneään.





**KUVA 2.14** Evoluutiolaitoksen hätäjähdytys toteutetaan aktiivisilla järjestelmillä.

Jäähdytysveden toimittaminen sydämeen mahdollisissa onnettomuustilanteissa tapahtuu pumpuilla, joita käyttää joko sähkömoottori (M) tai kaasuturbiini (GT). Suojausautomaatio ohjaa järjestelmien toimintaa. Sähkömoottorit saavat käyttövoimansa varavoimanlähteestä, kaasuturbiinit tarvitsevat oman polttoaineensa.

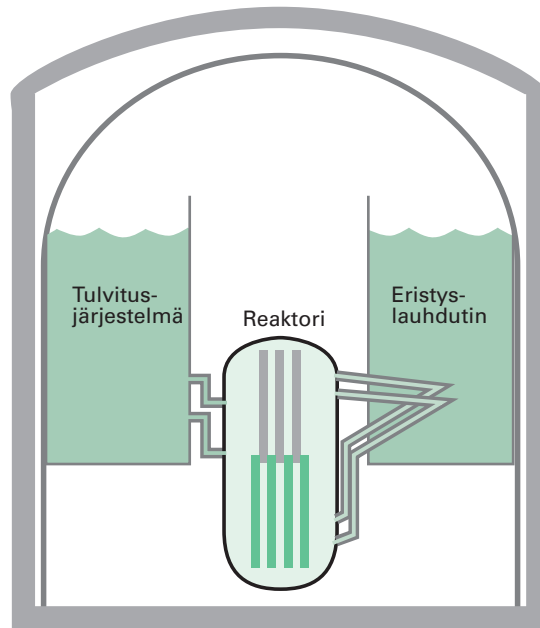
Markkinoilla olevien eri evoluutioreaktoreiden välillä ei ole mainittavia periaatteellisia eroja turvallisuusjärjestelmien suunnittelun suhteen.

Evoluutiolaitoksissa pyritään suunnittelussa ottamaan huomioon myös sydämensulamisonnettomuudet (vakavat reaktorionnettomuudet). Tämä vaikuttaa lähinnä suojarakennuksen suunnitteluun; periaatteessa sydämensulamisonnettomuuden varalta on ensin suunniteltava hallintastrategia, ja sitten laitos suunniteltava ja varusteltava siten, että valittu strategia voidaan toteuttaa.

Markkinoilla olevien eri evoluutioreaktoreiden välillä on suuria eroja vakaviin reaktorionnettomuuksiin varautumisen suhteen. Joissakin reaktoriyypeissä hallintastrategia on huolellisesti suunniteltu ja suojarakennuksen yleissuunnittelu (etenkin tilavuusjako ja tilojen sijoittelu) tehty strategian mukaisiksi, joissakin taas oleellisesti muin perustein mitoitettuun suojarakennukseen on yritetty sovittaa myös vakavan onnettomuu-

den hallintaa. Jälkimmäisessä tapauksessa vakavan onnettomuuden hallinnan toimivuuden perusteleminen vakuuttavasti on vaikeampaa kuin edellisessä.

Hyvänä esimerkkinä kiehutusvesityyppisestä evoluutiolaitoksesta voidaan mainita Westinghousen markkinoima (aikaisemman ABB-Atomin suunnittelema) BWR 90+. Varhaisempi evoluutiolaitos on 1 300 MW:n ABWR (advanced boiling water reactor), jonka yhdysvaltalainen General Electric on kehittänyt yhteistyössä japanilaisten kanssa. ABWR-laitoksia on jo toiminnassa Japanissa ja rakenteilla Taiwanissa. Painevesityyppisiä evoluutiolaitoksia ovat ranskalais-saksalaisena yhteistyönä suunniteltu Framatome APN:n EPR (European Pressurised Water Reactor), sähköteholtaan noin 1 600 MW, Westinghousen (aikaisemmin Combustion Engineeringin) suunnittelema CE80+ (1 350 MW) ja venäläinen VVER 91/99 (1 000 MW). VVER-91/99-laitoksia on rakenteilla Kiinassa.



**KUVA 2.15** Passiivisen laitoksen hätäjäähdytys tapahtuu luonnonkierrolla toimivalla eristyslauhduttimella ja tulvitusjärjestelmällä.

Eristyslauhdutin ei toimiakseen vaadi mitään ohjauksia tai ulkoista käyttövoimaa, tulvitusjärjestelmän käynnistäminen vaatii venttiilin avaamisen automaation ohjaamana. Venttiiliohjaus voidaan järjestää myös suoraan reaktorin vedenpinnan korkeudesta tapahtuvalla laukaisulla.

## Passiiviset laitokset

Passiiviset laitokset (eli innovatiiviset kevytvesireaktorit) eroavat evoluutio- ja nykylaitoksista lähinnä siinä, että niiden varsinaiset turvallisuusjärjestelmät toimivat ilman ulkoista käyttövoimaa. Myös sydämensulamisonnettomuuksien hallinta on passiivisissa laitoksissa yleensä selvemmin lähtökohtainen suunnittelun perusta suojarakennukselle. Passiivisissa laitoksissa turvallisuus sisältyy suurelta osin suoraan laitoksen rakenteeseen, jotta häiriöissä ja onnettomuuksissa tarpeellisten turvatoimien toteuttaminen voidaan toteuttaa ja ylläpitää ilman ulkoista käyttövoimaa.

Käytännössä passiiviset laitokset ovat reaktoriteholtaan evoluutiolaitoksia pienempiä. Tällä hetkellä passiivisten laitosten suunnitellut sähkötehot ovat tyypillisesti 600–1 300 MW ja aktiivisten laitosten 1 000–1 700 MW. Jäähdytveden määrän ja muiden turvallisuustekijöiden osalta passiiviset laitokset on yleensä suunniteltu suuremmin turvallisuusmarginaalein kuin aktiiviset laitokset. Tämä tekee niistä luontaisesti aktiivilaitoksia turvallisempia. Taloudelliset seikat kuitenkin aiheuttavat painetta suureen yksikkötehoon, mikä saattaa vaikuttaa laitossuunnitteluun turvallisuusmarginaaleja pienentävästi.

Kaupallisesti kypsimmille passiivisille laitoksille on tyypillistä, että niissä on myös aktiivisia järjestelmiä, joiden päätehtävät liittyvät laitoksen normaaliin käyttöön, mutta jotka voivat suorittaa myös turvallisuusjärjestelmien tehtävät (ellei esimerkiksi vikaantuminen sitä estä). Tällaisia aktiivisia järjestelmiä ei kuitenkaan aina luokitella turvallisuusjärjestelmiksi, eikä niitä silloin myöskään suunnitella samalla tavoin kuin varsinaiset turvallisuusjärjestelmät suunnitellaan. Tällöin varsinaisina turvallisuusjärjestelminä, ja siten yhtenä keskeisistä turvallisuusperusteluista, toimivat ainoastaan passiiviset järjestelmät.

Passiivisten järjestelmien käyttövoimana voi toimia varastoidun kaasun paine tai painovoima. Painovoimainen jäähdytysjärjestelmä perustuu yleensä joko veden valuttamiseen korkealla olevasta altaasta jäähdytettävään kohteeseen tai sitten luonnonkiertoon, jossa lämmönlähteessä lämmennyt vesi kiertää korkeammalla olevaan lämpönieluun lämpötilaerosta johtuvan tiheyseron synnyttämän ajavan voiman avulla (nesteet ja kaasut laajenevat lämmitessään). Myös olomuodon muutokseen, kuten höyrystymiseen ja lauhtumiseen, liittyvä tiheysero voi olla ajava voima. Lämmönsiirrossa olomuodonmuutos on edullinen, koska massayksikköä kohti siirtyvä lämpömäärä on tyypillisesti suuri verrattuna yhdessä olomuodossa tapahtuvaan lämmönsiirtoon.

Passiivisten järjestelmien luotettavuuden oletetaan yleensä olevan aktiivisia järjestelmiä oleellisesti parempi, koska passiiviset järjestelmät eivät ole riippuvaisia ulkoisesta käyttövoimasta tai muista tukijärjestelmistä, joita molempia pidetään verrattain epäluotettavina. Määritelmän mukaisesti passiivisissa järjestelmissä on yleensä hyvin vähän, jos ollenkaan, liikkuvia osia. Passiiviset laitteet ovat muutenkin rakenteeltaan aktiivisia laitteita yksinkertaisempia, ja siksi niissä katsotaan olevan vähemmän vikaantumismahdollisuuksia kuin aktiivisissa laitteissa. Toisaalta kokemustaustaa passiivisten järjestelmien käyttäytymisestä on toistaiseksi vähän. Käytettävissä oleva pienimittakavaisilla koelaitteistoilla hankittu tutkimustieto viittaa siihen, että passiivisilla järjestelmillä voi olla omia luontaisia vikaantumis- tai virhetoimintotapoja. Niiden tarkempi selvittäminen ja ehkäiseminen jo suunnitteluvaiheessa on tarpeen, jos passiivisia järjestelmiä aiotaan laajemmin käyttää.

Passiiviset turvajärjestelmät voidaan jakaa puolipassiivisiin ja täysin passiivisiin. Puolipassiiviset järjestelmät tarvitsevat ulkoisen käynnistyssignaalin, mutta käyttövoimana on luonnonvoima. Käynnistyssignaalin antaa laitoksen tilaa valvova instrumentointi ja automaatio, joka alkutapahtuman jälkeen toteaa järjestelmän toimintatarpeen ja käynnistää järjestelmän aktiivisilla ohjaustoimenpiteillä, kuten venttiilitoiminnoilla. Täysin passiiviset järjestelmät puolestaan käynnistyvät onnettomuustilanteen edetessä suoraan laitoksella tapahtuvien fysikaalisten muutosten perusteella, tarvitsematta instrumentointia tai automaation kautta tulevia laukaisuja tai käyttövoimaa. Puolipassiivinen järjestelmä on luonnollisesti helpompi suunnitella kuin täysin passiivinen. Markkinoilla on myös täysin passiivisesti toimivia laukaisulaitteita, mutta niiden toiminnan luotettavuus on kokemusten vähäisyyden vuoksi toistaiseksi vaikeasti arvioitavissa.

Vakavien onnettomuuksien hallinta on yleensä helpompi järjestää passiivisiin laitoksiin kuin aktiivisiin. Passiivisissa laitoksissa tyypillisillä pääparametreilla (pieni reaktorin teho, väljät painesäiliön mitat, suojarakennuksen tilojen sijoittelu) on usein helpompi osoittaa vakuuttavasti, että sydänsula voidaan suoraviivaisin, luontaisesti toimivin jäähdytysjärjestelyin pidättää reaktoripaineastian sisällä, mikä yksinkertaistaa vakavan onnettomuuden hallintaa huomattavasti. Sydänsulan pidättäminen painesäiliössä onkin kaikkien tällä hetkellä markkinoilla olevien passiivisten laitosten vakavan reaktorionnettomuuden hallintastrategian oleellinen osa. Muiltakin osin vakavan onnettomuuden hallinta on yleensä helpompi perustella vakuuttavasti passiivisissa laitoksissa, joissa on myös pieni tehoteiheys, kuin kehittyneissä aktiivisissa laitoksissa.

Westinghouse on kehittänyt kolme painevesiraktoria käyttävää passiivis-

ta laitosratkaisua: sähköteholtaan 600 MW:n AP600 ja noin 1 000 MW:n tehoiset AP1000 ja EP1000. Westinghouse on keskittänyt jatkokehityksen AP1000-tyyppiin. Muita passiivisia laitostyyppisiä ovat Framatome ANP:n, alkujaan Siemensin, SWR-1000 (kiehutusvesireaktori) ja venäläinen VVER-640 (painevesireaktori). VVER-640-laitoksia on alettu rakentaa Kuolaan ja Sosnovyi Boriin Pietarin lähelle, mutta viimeaikaisten tietojen mukaan hankkeet on keskeytetty ja VVER-640-reaktorin kehitys on lopetettu. Muista passiivisista laitostyypeistä ei ole tehty rakentamispäätöksiä vuoden 2003 alkuun mennessä.

## Tulevaisuuden laitosratkaisut

Esimerkkejä mahdollisista tulevaisuuden laitosratkaisuista ovat erilaiset pienikokoiset (modulaariset) kaasujäähdytteiset reaktorit, ylikriittiset kevytvesireaktorit, hyötöreaktorit ja kiihdytinpohjaiset reaktorit.

Tällä hetkellä yhtenä lupaavimmista (modulaarisista) kaasujäähdytteisistä reaktoreista pidetään eteläafrikkalaisen Eskomin suunnittelema kuulapetireaktoria PBMR (Pebble Bed Modular Reactor). PBMR:n uraanipolttoaine on sidottu tennispallon kokoiisiin grafiittipohjaisiin kuuliin, ja palloista muodostuu sylinterinmuotoinen reaktorisydän, jota jäähdytetään heliumilla. Reaktori on suunniteltu jatkuvasti ladattavaksi. Polttoainekuulat valuvat sydänalueen läpi ja poistetaan loppuun käytettyinä reaktorin pohjalta. Reaktorin tuottama lämpö muutetaan sähköksi suljetussa kaasuturbiiniprosessissa: reaktorissa kuumennettu helium pyörittää kaasuturbiinia ja siihen kytkettyä sähkögeneraattoria. Kaasuturbiinista poistuva helium jäähdytetään ja pumpataan takaisin reaktoriin uudelleen lämmitettäväksi. Laitosyksikön suunniteltu sähköteho olisi 110–170 MW. Tavoitteena on, että yksinkertaisen rakenteen ansiosta laitoksen rakentamiskustannukset saataisiin selvästi kevytvesireaktoreita edullisemmiksi.

Kuulapetireaktorin turvallisuus muodostuisi ensi sijassa sen luontaisista ominaisuuksista: tehohäiriöt olisivat lieviä, koska reaktorisydämeen ei tarvitse ladata ylijäämäreaktiivisuutta (vertaa kohta 2.1) ja jäähdytyshäiriöt jäisivät lieviksi, koska polttoainekuulien sisältämän suuren grafiittimäärän takia myös lämpötilanmuutokset olisivat hitaita. Teoriassa jälkilämmön poistaminen voisi tapahtua jopa reaktorin seinien läpi johtumalla. Toisaalta tämän laitoksenkonseptin turvallisuuden luontaisista heikkouksista on toistaiseksi puutteellinen käsitys, koska syvällisiä turvallisuusanalyyskejä ei ole tehty. Kilpailukykyisen kuulapetireaktorin kehittäminen vaatii vielä ratkai-

sua moniin teknillisiin kysymyksiin kuten painesäiliön suojaaminen kuumalta heliumilta ja polttoainekuulien syöttö ja poisto reaktorista. Myöskään tarvittavan turbiinitekniikan toimivuutta ei ole käytännössä osoitettu.

Viime aikoina on tehty alustavia tarkasteluja reaktorista, joka toimisi kuten nykyiset kiehutusvesireaktorit, mutta niin korkeassa paineessa, että vesi ei enää esiinny nesteenä ja höyrynä vaan lämmitessään jatkuvasti harvenevana (hyvin tiheänä) kaasuna. Tällaisessa termodynaamisesti ylikriittisessä reaktorissa saavutettaisiin nykyaikaiselle lämpövoimalaitokselle tyypillinen paine- ja lämpötilataso (25 MPa, 550°C) ja siten nykyisiä ydinvoimalaitoksia paljon parempi prosessihyötysuhde. Ylikriittisen reaktorin suunnittelu on toistaiseksi niin aikaisessa luonnosvaiheessa, että niiden turvallisuusominaisuuksien ja taloudellisuuden arviointi on vaikeaa.

Aikaisempina vuosikymmeninä metallijäähdytteisiin nopeisiin hyötöreaktoreihin kohdistui suuria odotuksia muun muassa siksi, että niiden avulla voidaan tuottaa sellaisenaan ydinpolttoaineeksi kelpaamattomasta luonnon  $^{238}\text{U}$ :sta halkeamiskelpoista  $^{239}\text{Pu}$ :ää, ja siten hyödyntää tehokkaammin rajallista uraanivaroja. Hyötöreaktoreiden prototyyppijä on rakennettu ja käytetty useissa maissa, joissakin jopa muutama kymmenen vuotta. Kaupallista menestystä hyötöreaktoreista ei kuitenkaan ole tullut. Tekniset vaikeudet, niistä johtuvat suuret kehitys- ja käyttökustannukset, ja toisaalta ydinpolttoaineresurssien ennakoitua paljon parempi riittoisuus ovat toistaiseksi poistaneet nopeiden reaktoreiden tekniikan tarpeen. Lisäksi eräät maat, erityisesti Yhdysvallat, ovat jo 1970-luvulta alkaen olleet huolestuneita plutoniumin käytön aiheuttamasta ydinaseiden leviämisen riskin kasvusta ja suhtautuneet kielteisesti polttoaineen jälleenkäsittelyyn, joka liittyy nopeiden hyötöreaktoreiden käyttöön.

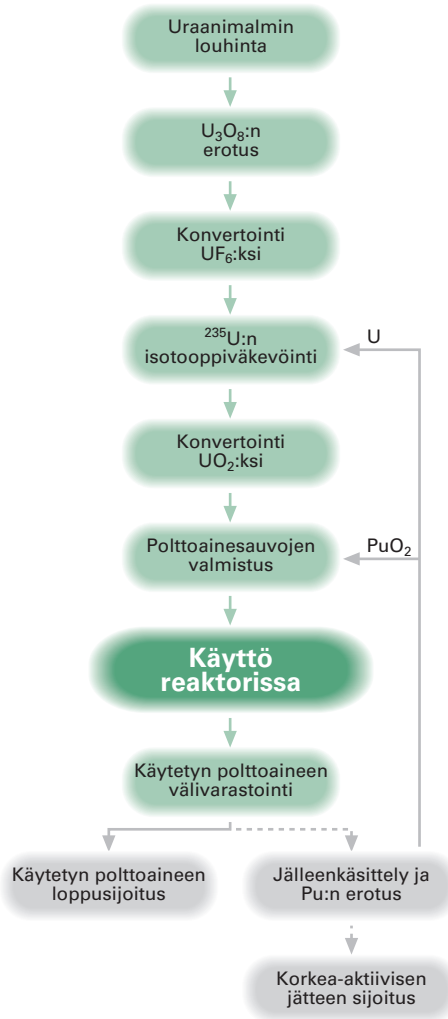
Nopeita reaktoreita voitaisiin teoriassa ajatella käytettävän pitkäikäistä radioaktiivisuutta sisältävän ydinjätteen käsittelyyn, jossa pitkäikäisiä isotooppeja nopeilla neutroneilla pommitamalla saadaan ne muuttumaan lyhytikäisiksi. Tällaisen menettelyn tarve, tekniset mahdollisuudet ja yhteiskunnallinen hyväksyttävyyys ovat tällä hetkellä kaikki erittäin epäselviä.

Aivan oman tyyppinsä muodostavat kiihdytinpohjaiset reaktorijärjestelmät, joissa suuritehoisella hiukkaskiihdyttimellä tuotettu hiukkassuihku ammuttaisiin sinänsä alikriittiseen reaktorisydämeen. Vaikka ajatus sinänsä on vanha, kiihdytinpohjaiset järjestelmät ovat viime vuosina saaneet jonkin verran julkisuutta, sillä tunnettu Nobel-palkittu fyysikko Carlo Rubbia on ajanut koelaitoksen rakentamista esimerkiksi EU-yhteistyö-

nä. Periaatteessa kiihdytinpohjaisia järjestelmiä voitaisiin käyttää samanaikaisesti energian tuottoon ja ydinjätteiden tuhoamiseen, mutta käytännön toteutettavuudesta on vaihtelevia näkemyksiä (vertaa luku 7).

## 2.5 | Ydinpolttoainekierto

Ydinpolttoainehuoltoon kuuluu uraanin hankinta, polttoaineen valmistus, käyttö reaktorissa ja käytetyn polttoaineen huolto. Eri toimenpiteet muodostavat monivaiheisen ketjun, jota sanotaan ydinpolttoainekierroksi.



Ydinpolttoainekierron vaiheita on esitetty kuvassa 2.16. Polttoaineen reaktorissa käyttöä edeltäviä vaiheita sanotaan usein polttoainekierron alkupääksi ja polttoaineen reaktorista poistoa seuraavia vaiheita vastaavasti polttoainekierron loppupääksi. Suomessa on ydinvoimalaitosten lisäksi kummallakin laitospaikalla käytetyn polttoaineen välivarasto. Käytetyn ydinpolttoaineen loppusijoituslaitos on suunnitteilla. Polttoainekierron alkupäähän liittyviä laitoksia Suomessa ei ole.

Ydinpolttoainehuollossa on kaksi päävaihtoehtoa. Uraani voidaan käyttää kertaalleen, jolloin käytetty ydinpolttoaine varastoidaan ja loppusijoitetaan myöhemmin sellaisenaan. Tällöin puhutaan avoimesta polttoainekierrosta. Vaihto-

**KUVA 2.16 Ydinpolttoainekierron vaiheet**

Käytetyn polttoaineen huollon vaihtoehtoja ovat suora loppusijoitus ja jälleenkäsittely. Jälleenkäsittelyssä erotettavaa urania ja plutoniumia voidaan käyttää uudelleen reaktorissa ja korkea-aktiiviset jälleenkäsittelyjätteet loppusijoitetaan.

ehtona on suljettu polttoainekierto, jossa polttoaine jälleenkäsitellään ja jälleenkäsittelyssä talteenotettua uraania ja plutoniumia käytetään polttoaineen valmistukseen. Ydinpolttoainekierron vaihtoehtoja on käsitelty tarkemmin luvussa 7.

Plutoniumista valmistetaan niin sanottua sekaoksidi- eli MOX-polttoainetta (mixed oxide) sekoittamalla sitä uraanin väkevöinnissä tähteksi jäävään köyhdytettyyn uraaniin. MOX-polttoainetta käytetään nykyisin jonkin verran eräissä kevytvesireaktoreissa. Kevytvesireaktoreissa polttoainetta kierretään vain kerran eikä MOX-polttoainetta jälleenkäsitellä. Moninkertainen kierrätys tulisi vaihtoehdoksi, jos hyötöreaktorit otettaisiin laajassa mitassa osaksi polttoainekiertoa.

Jälleenkäsittelyn merkitys polttoainetaloudessa on jäänyt pienemmäksi kuin ydinenergiateollisuuden alkuaikoina ennakoitiin. Tähän vaikuttaa se, että ydinenergiaohjelmat ovat jääneet ennakoitua suppeammiksi ja tuoreen uraanin hinta ennustettua alhaisemmaksi.

## Uraanin tuotanto

Maailman uraanituotanto oli 1990-luvun loppupuolella noin 35 000 tU (tonnia uraania) vuodessa. Suurimpia tuottajia ovat Kanada, Australia, Niger, Namibia ja Yhdysvallat, kaikkiaan tuottajamaita on yli 20. Uraanin kulutus vastaavana aikana oli noin 50 000 tU vuodessa. Tuotannon ylittänyt kulutus on katettu aikaisemmin kertyneistä varastoista. 1980-luvulle asti tuotanto ylitti kulutuksen ja maailmaan kertyi runsaasti uraanivarastoja ydinenergian tuotannon kasvun jäätyä selvästi ennustettua hitaammaksi. Entisen Neuvostoliiton alueen uraanituotannon uudelleenjärjestely on viime aikoina vaikuttanut tuotannon vähenemiseen. Maailman tunnetut kevytvesireaktoreissa taloudellisesti hyödynnettävät uraanivarat ovat noin 4 miljoonaa tonnia. Määrä vastaisi noin 80 vuoden kulutusta nykyisellä tasolla. Tunnettujen varojen lisäksi hyödyntämiskelpoisia uraanivaroja arvioidaan maailmassa olevan jopa noin 13 miljoonaa tonnia. Suurimmat tunnetut uraanivarat omaavia maita ovat Australia, Kazakstan, Kanada, Yhdysvallat, Etelä-Afrikka ja Namibia.

Jos ydinenergiaa alettaisiin tuottaa laajalti hyötöreaktoreissa, uraanin hyödynnettävyys lisääntyisi monikymmenkertaiseksi, ja lisäksi myös köyhempiä esiintymiä kannattaisi hyödyntää.



Uraania esiintyy erilaisissa geologisissa muodostelmissa sekä kovissa kivilajeissa että kerrostuneissa kivilajeissa. Sitä on yleensä kannattavaa louhia sellaisista malmiesiintymistä, joiden uraanipitoisuus on vähintään 0,05 prosenttia. Eräissä uusissa esiintymissä Kanadassa uraanipitoisuus voi olla jopa 15 prosenttia. Rikasta uraania louhitaan maanalaisissa kaivoksissa, kun taas uraanipitoisuudeltaan köyhää malmia kannattaa louhia vain avolouhoksissa. Louhinnan jälkeen uraanimalmi hienonnetaan ja siitä erotetaan uraani sopivan happoliuoksen avulla. Eräissä tapauksissa on mahdollista uuttaa uraani poranreikien kautta suoraan maanalaisesta kerrostumasta kemiallisesti huuhtelevalla nesteellä, esimerkiksi laimealla hiilihapolla tai jopa vedellä. Tällainen toiminta on kaupallisesti kannattavaa jopa 150–200 metrin syvyydessä. Uraania saadaan myös kupari- ja kultakaivostoiminnan sivutuotteena.

Uraanisulaliuos puhdistetaan ioninvaihtojärjestelmässä ja rikastetaan kemiallisesti. Lopputuloksena on yleensä niin sanottu ”yellow cake”, jossa uraani on  $U_3O_8$ -muodossa. Se sisältää yli 60 prosenttia luonnon uraanisotopien seosta.

## Puhdistus ja konversio

Kaivoksista peräisin oleva uraanirikaste muunnetaan erittäin puhtaaksi kemiallisessa puhdistus- ja konversioprosessissa. Epäpuhtauksien osuus lopputuotteessa on tyypillisesti alle miljoonasosa. Lopputuotteena saadaan helposti kaasuntuuvaa uraaniheksafluoridia ( $UF_6$ ) väkevöintiä varten tai uraanidioksidia ( $UO_2$ ) luonnonuraanireaktoreita varten. Ennen käyttöä reaktorissa uraani on vain hyvin lievästi radioaktiivista eikä säteilyvaikeuta sen käsittelyä ja kuljetusta. Jälleenkäsitelty uraani on voimakkaammin radioaktiivista, ja sen konversiota vaikeuttaa alfasäteilyn lisäksi läpätunkeva gammasäteily.

## Väkevöinti

Isotooppiväkevöinnin (eli rikastuksen) tarkoituksena on lisätä uraanin isotoopin  $^{235}U$  osuutta polttoaineessa. Luonnonuraanin  $^{235}U$ -pitoisuus on 0,72 prosenttia. Väkevöinti tehostaa fissiilin isotoopin käyttöä ja lisää reaktorin käytön joustavuutta. Kevytvesireaktorin toiminta ei ole mahdollista ilman uraanin väkevöintiä. Kevytvesireaktoreissa käytetään yleensä 3–4 prosentin väkevointiasetetta. Koska uraanin isotoopit eivät eroa toisistaan kemiallisesti, väkevöinnin on perustuttava fysikaalisiin ilmiöihin –

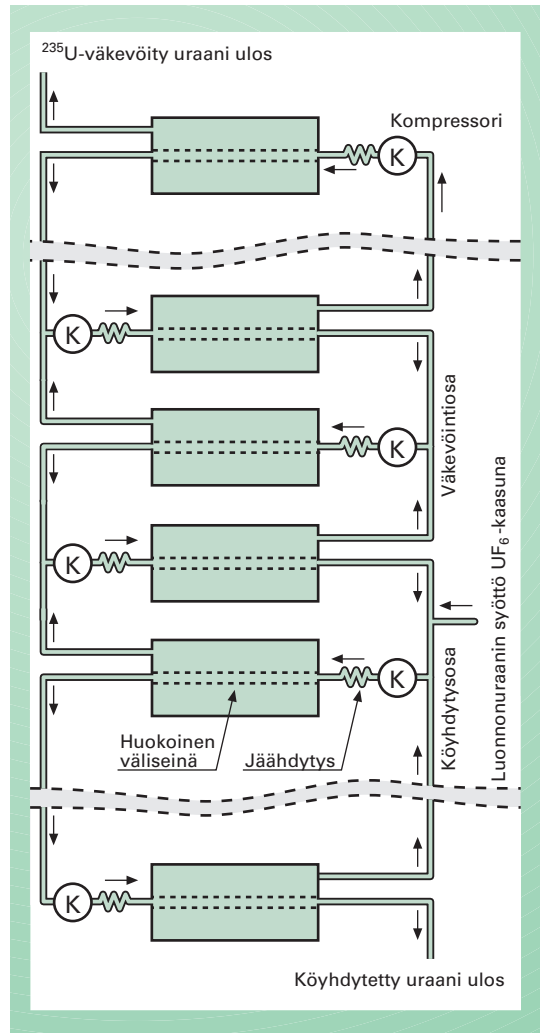
massaerojen tai atomin viritystilojen hyväksikäyttöön. Kaupalliset väkevöintilaitokset perustuvat kaasudiffuusioon tai sentrifugin hyväksikäyttöön. Uraaniheksafluoridia käsitellään kaasuna, mikä edellyttää huoneenlämpötilaa korkeampaa lämpötilaa ja hieman normaalia matalampaa painetta. Kaasudiffuusiomenetelmässä  $^{235}\text{U}$ :n fluoriyhdiste diffundoituu (kulkeutuu)  $^{238}\text{U}$ -yhdistettä paremmin huokoisen seinämän läpi. Vastavasti sentrifugimenetelmässä  $^{235}\text{U}$  konsentroituu sisemmälle kiertokehälle kuin  $^{238}\text{U}$ , joka raskaampana isotooppina hakeutuu keskipakovoiman vaikutuksesta ulommalle kehälle.

Väkevöityminen on hyvin hidasta. Kaasudiffuusiosta yhdestä erotusasteesta tulevan väkevöityneen virtauksen ja syöttövirtauksen  $^{235}\text{U}$ -pitoisuuksien suhde voi isotooppien fysikaalisten ominaisuuksien takia olla enintään 1,0043. Siksi koko järjestelmässä täytyy olla jopa yli tuhat peräkkäistä erotusyksikköä, jotta väkevöintiaste olisi kyllin suuri, kuva 2.17.

Kaasudiffuusiolaitoksen energiankulutus on erittäin suuri. Sentrifugilaitos kuluttaa energiaa selvästi vähemmän, ja se on taloudellisesti kannattava, vaikka laitoksen kapasiteetti olisi suhteellisen pieni. Sentrifugimenetelmällä voidaan nykyään taloudellisesti väkevöidä hyötykäyttöön kaasudiffuusiomenetelmää käyttävien väkevöintilaitosten köyhdytettyä jäteuraaania.

#### KUVA 2.17 Kaasudiffuusiolaitoksen toimintaperiaate

Väkevöinti perustuu eri uraani-isotooppeja sisältävien kaasumaisten  $\text{UF}_6$ -molekyylin massaerosta johtuvaan erilaiseen kulkeutumisnopeuteen huokoisen kalvon läpi. Yhdessä erotusyksikössä saavutetaan vain vähäinen isotooppiväkevöinti, joten kaasudiffuusiolaitoksessa tarvitaan tuhansia peräkkäin kytkettyjä erotusyksikköjä.



Väkevöinnin osuus on tyypillisesti 35–40 prosenttia polttoaineketjun alkupään kustannuksista. Väkevöintiin kuluva energiaa kuvaava suure on erotustyö, joka riippuu syötetyn, väkevöidyn ja köyhtyneen uraanin määristä ja  $^{235}\text{U}$ -pitoisuuksista. Erotustyön yksiköllä on massan laatu ja se esitetään esimerkiksi muodossa kg (SWU), missä SWU tarkoittaa erotustyöyksikköä (separative work unit). 1990-luvun puolivälissä maailman vuosittainen väkevöintikapasiteetti oli noin 44 000 tonnia (SWU) ja laitosten käyttöaste oli noin 70 prosenttia.

Väkevöintilaitoksia voidaan käyttää myös ydinase materiaalien valmistukseen. Sen vuoksi suuria väkevöintilaitoksia on lähinnä niillä valtioilla, joilla on myös ydinaseita. Väkevöintitekniikan leviämistä on estänyt myös sen kalleus. Useissa maissa on kuitenkin kehitteillä uusia väkevöintimenetelmiä, jotka perustuvat lasertekniikkaan.

Laserväkevöinnille on esitetty kaksi vaihtoehtoa: molekylaarinen menetelmä, joka perustuu uraaniheksafluoridin käyttöön ja atomaarinen menetelmä, joka perustuu höyrystetyn alkuaineuraanin käyttöön. Jälkimmäinen vaihtoehto on kehitymässä kaupalliseen käyttöön. Väkevöinti perustuu siihen, että  $^{235}\text{U}$ :n perustila viritetään selektiivisesti laserilla pienienergisessä tilaan, josta syntyy positiivinen uraani-ioni ja elektroni. Ioni-soitunut  $^{235}\text{U}$  kerätään sähköisesti talteen.

Kirjallisuudessa on esitetty arvioita, että laserväkevöinti tulee teolliseen käyttöön vuoteen 2005 mennessä. Toisaalta kaikki tuottajat eivät ole vakuuttuneita siitä, että lasertekniikka tulisi teollisessa mittakaavassa kilpailukykyiseksi sentrifugilaitoksen kanssa.

Kun väkevöintilaitoksessa ja polttoaineen valmistuksen eri vaiheissa käsitellään isotooppiväkevöityä uraania, on olemassa kriittisyysongelmuuden vaara. Yleensä väkevöidyn uraanin käsittelyyn tarkoitettujen teollisuusprosessien suunnittelun syytä, että kriittisyyden saavuttaminen estetään rakenteellisilla ratkaisuilla. Kaikissa tilanteissa, näin ei ole kuitenkaan menetelty, kuten Japanissa Tokaimuran polttoainetehtaalla vuonna 1999 sattunut onnettomuus osoitti (katso kohdat 5.5 ja 6.1).

## Polttoaineniippujen valmistus

Ennen polttoaineen valmistusta väkevöintilaitoksesta tuleva kaasumainen uraaniheksafluoridi muunnetaan keraamiseksi  $\text{UO}_2$ -jauheeksi. Jauhe puristetaan edelleen pieniksi sylinterimäisiksi napeiksi, jotka käsitel-

lään korkeassa lämpötilassa eli sintrataan. Näin saadut keraamiset polttoainetabletit ladataan yleensä zirkonium-pohjaisesta metalliseoksesta valmistettuihin putkiin eli polttoainesauvoihin. Sauvat kootaan ydinpolttoainenipuiksi, joissa on yleensä enintään noin 300 kg uraania. Siitä noin 10 kg on isotooppia  $^{235}\text{U}$ .

Sekaoksidipolttoaine (MOX, mixed oxide) valmistetaan jälleenkäsittelystä saatavasta  $\text{PuO}_2$ -jauheesta ja väkevöinnissä tähteeksi jäävää köyhdytettyä uraania sisältävästä  $\text{UO}_2$ -jauheesta. Tällä hetkellä (vuonna 2000) jälleenkäsittelystä saatavasta plutoniumista tehty MOX-polttoaine korvaa noin kaksi prosenttia raakauraanista. Poliittisista päätöksistä riippuen se voisi tulevaisuudessa nousta viiteen prosenttiin. Puretuista ydinaseista saatua varastoituna olevaa plutoniumia on myös suunniteltu käytettäväksi MOX-polttoaineena, mutta varsinainen käyttö ei ole alkanut vuoteen 2003 mennessä.

Ydinasevarastojen supistamisen ansiosta ydinaseohjelmista on vapautumassa myös jonkin verran uraania siviilikäyttöön. Sen  $^{235}\text{U}$ -pitoisuus on jopa 90 prosenttia ja ennen polttoaineeksi valmistamista se täytyy laimentaa, jotta saataisiin ydinlaitoksissa yleensä käytettyä 3–4-prosenttista uraanipolttoainetta.

## Suomessa käytettävän uraanipolttoaineen alkuperä

Ennen kuin polttoaineniput saapuvat Suomeen, uraani on tehnyt monivaiheisen matkan. Suomessa käytettävä uraani on peräisin Kanadasta, Australiasta, Venäjältä ja Kazakstanista. Sen konvertointi tapahtuu Kanadassa, Ranskassa, Venäjällä tai Isossa-Britanniassa ja väkevöinti Venäjällä, Isossa-Britanniassa, Hollannissa tai Saksassa. Olkiluodon voimalaitosta varten polttoaineniput valmistetaan Ruotsissa, Saksassa tai Espanjassa. Loviisan voimalaitoksen polttoaineniput tuotiin aikaisemmin yksinomaan Venäjältä, mutta rinnalle on otettu myös englantilainen toimittaja.

## Polttoaineen käyttö

Polttoainetehtaalta valmiit polttoaineniput kuljetetaan laiva- tai maakuljetuksina ydinvoimalaitokselle, jossa niille tehdään vastaanottotarkastus ja ne varastoidaan ensin kuivavarastoon ja siirretään sieltä edelleen reaktorin vieressä olevaan vesitäytteiseen latausaltaaseen. Ydinvoimalaitoksilla on yleensä varastoituna noin vuoden polttoainetarve.

Tuore polttoaine on vain lievästi radioaktiivista eikä sen käsittelyä varten tarvita säteilysuojausta. Kuljetusten ja käsittelyn aikana on tärkeää estää luotettavasti polttoaineen tulo kriittiseksi. Tämä tapahtuu varmistamalla polttoaineniippujen riittävän suuri etäisyys toisistaan. Kriittisyyden vaara voisi liittyä tilanteisiin, joissa liian tiheään pakattu polttoaine joutuisi veden ympäröimäksi.

Kevytvesireaktoreilla on noin vuoden välein latausseisokki, jossa reaktoripaineastian kansi avataan ja käytettyjä nippuja korvataan tuoreilla. Esimerkiksi Olkiluodon voimalaitoksella vaihdetaan vuosittain noin 100 nippua 500:sta ja Loviisassa noin 100 nippua 313:sta. Vaihtolatauksen yhteydessä myös suurin osa reaktoriin jäävistä käytetyistä nippuista siirretään uusiin paikkoihin sydämessä. Vaihtolatauksen yhteydessä tehdään myös tarkastuksia, joilla seurataan käytettyjen nippujen kuntoa.

Reaktorin latauksen suunnittelu on yksi keskeisiä polttoainehuoltoon liittyviä tehtäviä. Päätettäviä asioita ovat tuoreen polttoaineen väkevöintiaste, reaktiivisuuden hallinnassa mahdollisesti käytettävän palavan myrkyntymäärä, poistettavien nippujen valinta sekä tuoreiden ja käytettyjen nippujen sijoittelu reaktoriin.

Polttoaineen väkevöintiaste sekä palavan myrkyntymäärä vaikuttavat reaktorin fysikaalisiin ja lämpötekniisiin ominaisuuksiin ja siten myös turvallisuustekijöihin. Lataussuunnittelussa pyritään taloudellisesti edulliseen ratkaisuun, mutta samalla varmistetaan että reaktorin säätöjärjestelmä pystyy hallitsemaan sydämen ylikriittisyyden ja luontaiset takaisinkytkennät rajoittavat tehon kasvua sekä se, että paikallisesti ei ylitetä sallittua tehotilheyttä tai vaaranneta polttoaineen jäähtytystä myöskään mahdollisissa onnettomuus- ja häiriötilanteissa.

Kevytvesireaktoreissa polttoainetta pidetään yleensä kahdesta viiteen vuotta. Tänä aikana se saavuttaa keskimäärin palaman 30 000–40 000 MWd/tU (megawattipäivää uraanitonna kohti). Palama kertoo, kuinka paljon lämpöenergiaa on tuotettu yhtä uraanitonna kohti. Viimeisen parinkymmenen vuoden aikana polttoaineen palamaa on jatkuvasti pyritty nostamaan. Palaman nostaminen vähentää luonnonuraanitarvetta ja muita massavirtoja mutta edellyttää toisaalta väkevöintiasteen kasvattamista ja palavien absorbaattorien käyttöä palaman aiheuttaman reaktiivisuusmuutoksen kumoamiseksi. Palaman nostaminen pienentää myös varastoitavien ja loppusijoitettavien käytettyjen polttoaineniippujen määrää. Kokonaisvaikutus on polttoainekustannuksia pienentävä.

Palaman nostaminen kuitenkin asettaa polttoainetableteille ja suoja-  
kuorimateriaaleille sekä polttoainelatauksen suunnittelulle entistäkin  
tiukempia vaatimuksia.

Kun polttoainetta käytetään reaktorissa, siihen kertyy radioaktiivisia fis-  
siotuotteita ja pieniä määriä aktivoitumistuotteita. Normaalisti toimivassa  
reaktorissa radioaktiiviset aineet pysyvät kaasutiiviiden polttoainesau-  
vojen sisällä. Satunnaisesti jonkun polttoainesauvan suojakuori voi vau-  
rioitua esimerkiksi valmistusvirheen, reaktoriin joutuneen vieraan esi-  
neen tai poikkeuksellisten käyttöolosuhteiden seurauksena. Kokemusten  
mukaan vuoden mittaisen latausjakson aikana reaktorissa olevista kym-  
menistä tuhansista polttoainesauvoista vain harvoin enemmän kuin yksi  
tai kaksi menettää tiiviytensä. Usein polttoainevuotoja ei esiinny lain-  
kaan. Vuotavasta polttoainesauvasta voi vapautua primaaripiiriin pieneh-  
köjä määriä radioaktiivisia fissiotuotteita. Primaaripiiristä radioaktiiviset  
aineet poistetaan puhdistusjärjestelmillä ja käsitellään radioaktiivisena  
jätteenä, mutta pieniä määriä erityisesti kaasumaisia fissiotuotteita voi  
vapautua ympäristöön. Ympäristön säteilyturvallisuuden kannalta nor-  
maalikäytössä vapautuvat määrät ovat merkityksettömiä.

## Käytetyn polttoaineen huolto

Latausaisokin aikana reaktorista poistetut polttoaineniput jätetään aluk-  
si latausaltaseen, josta ne siirretään joko välivarastoon tai kuljetetaan  
jälleenkäsiteltäviksi. Suomessa kummallakin ydinvoimalaitospaikalla on  
vesiallastyyppinen käytetyn polttoaineen välivarasto. Muissa maissa on  
käytössä myös kuivavarastoja.

Suomi on valinnut avoimen polttoainekierron. Ydinenergialain mukaan  
käytetty polttoaine on tarkoitua sijoittaa pysyvästi suomalaiseen kallioper-  
rään noin 20–40 vuoden välivarastoinnin jälkeen. Vuoteen 1996 asti Lo-  
viisan voimalaitoksen käytetty polttoaine palautettiin Neuvostoliittoon/  
Venäjälle jälleenkäsiteltäväksi muutaman vuoden varastoinnin jälkeen.

Reaktorista poistetun käytetyn polttoaineen aktiivisuus ja jälkilämpö vä-  
henevät ajan mukana. Myös käytetty polttoaine vaatii jäähdytystä, mutta  
polttoaineen sulamisen riski on aivan oleellisesti pienempi kuin käytön  
aikana. Muutaman vuoden ajan varastoitu polttoaine ei enää sulaisi, vaika  
se olisi kuivaksi jääneessä varastoaltaassa ja vaikka varastointitilan  
ilmanvaihtokaan ei toimisi. Koska käytetyssä polttoaineessa on huomata-  
vasti vähemmän fissiokelpoista materiaalia kuin tuoreessa polttoai-

neessa, myös reaktiivisuusonnettomuuden mahdollisuus käytetyn polttoaineen käsittelyn yhteydessä on erittäin pieni. Käytetyn polttoaineen riskit ovat pieniä myös siksi, että polttoaineesta helpoimmin vapautuvat jalokaasut ja jodi-isotoopit hajoavat pääosin jo muutaman kuukauden kuluessa.

Käytetyn polttoaineen huollossa keskeisenä tehtävänä on varmistaa, että polttoaineen sisältämät pitkäikäiset radioaktiiviset aineet eivät pääse vapautumaan ympäristöön pitkällä aikavälillä eli kymmenien tuhansien vuosien tai jopa pidemmällä aikajaksolla. Käytetyn polttoaineen huoltoa ja sen turvallisuuden varmistamista käsitellään tarkemmin luvussa 7 ”Radioaktiivisten jätteiden huolto”.

## KIRJALLISUUTTA

Glasstone S, Sesonske A. Nuclear reactor engineering. New York: Van Nostrand Reinhold, 1981.

Lamarsh J R. Introduction to nuclear engineering. Reading: Addison-Wesley, 1975.

Saastamoinen J. Reaktoriteknikan perusteet, TKY-301. Espoo: Teknillisen korkeakoulun ylioppilaskunta, 1971.

Uranium 1997, Resources, production and demand. Paris: OECD/NEA, 1998.

World list of nuclear power plants, Nuclear News. March 2001: 35–61.

## VERKKOSIVUJA

Säteilyturvakeskus [www.stuk.fi](http://www.stuk.fi)

Teollisuuden Voima Oy [www.tvo.fi](http://www.tvo.fi)

Fortum Oyj [www.fortum.fi](http://www.fortum.fi)