

LAPPEENRANNAN TEKNILLINEN YLIOPISTO

School of Energy Systems

Energiatekniikan koulutusohjelma

BH10A0201 Energiatekniikan kandidaatintyö ja seminaari

Erittäin matala-aktiivisen voimalaitosjätteen huolto maailmalla

Very low-level radioactive waste management

Työn tarkastaja: TkT Vesa Tanskanen

Työn ohjaaja: TkT Vesa Tanskanen

Lappeenrannassa 8.2.2017

Miska Hyyryläinen

TIIVISTELMÄ

Tekijän nimi: Miska Hyyryläinen

Opinnäytteen nimi: Erittäin matala-aktiivisen voimalaitosjätteen huolto maailmalla

School of Energy Systems

Energiatekniikan koulutusohjelma

Kandidaatintyö 2017

42 sivua, 15 kuvaa, 2 taulukkoa, 2 liitettä

Hakusanat: Radioaktiivinen jäte, ydinjäte, VLLW, loppusijoitus

Tässä työssä käydään läpi toimintaa erittäin matala-aktiivisen käsittelyn ja loppusijoittamisen suhteen. Työssä selvitetään mihin erittäin matala-aktiivinen jäte sijoittuu radioaktiivisen jätteen kansainvälisessä luokittelussa ja miksi kyseinen luokittelu on merkityksellinen. Lisäksi käsitellään erittäin matala-aktiivisen jätteen alkuperää, esikäsittelymenetelmiä ja erilaisia tapoja sen loppusijoittamiseen sekä olemassa olevia loppusijoitusmenetelmiä. Työssä sivutaan myös Suomen ydinjätehuollon toimintaa ja otetaan kantaa erittäin matala-aktiivisen jätteen luokituksen kannattavuuteen Suomen toimintakentässä.

SISÄLLYSLUETTELO

1	JOHDANTO	2
2	RADIOAKTIIVISTEN JÄTTEIDEN LUOKITTELU	4
2.1	Valvonnasta vapauttaminen	8
3	ERITTÄIN MATALA-AKTIIVISEN JÄTTEEN SYNTYPERÄ	10
3.1	Ydinlaitosten käytön aikana syntyvät jätteet	10
3.2	Ydinlaitosten käytöstä poisto	10
3.3	Kaivostoiminta ja teollisuus	11
4	ERITTÄIN MATALA-AKTIIVISEN JÄTTEEN ESIKÄSITTELY	12
4.1	Kiinteiden jätteiden esikäsittely	12
4.2	Nestemäisten jätteiden esikäsittely	14
4.2.1	Suodatus	16
4.2.2	Haihduttaminen	16
4.2.3	Kemiallinen saostaminen	16
4.2.4	Ioninvaihto	17
5	ERITTÄIN MATALA-AKTIIVISEN JÄTTEEN LOPPUSIJOITUS	18
5.1	Lähellä maanpintaa olevan loppusijoituskammion rakenne	20
6	LOPPUSIJOITUSLAITOKSIA MAAILMALLA	22
6.1	Ranska – Morvilliers – CIRES	22
6.2	Espanja – Cordoba – El Cabril	24
6.3	Venäjä – Andreev Bay	26
6.4	Japani – Tokai – JPDR-loppusijoitus	28
7	RADIOAKTIIVISEN JÄTTEEN KÄSITTELY SUOMESSA	30
7.1	Loppusijoittaminen	30
7.2	Näkemyksiä VLLW:n suhteen	32
8	YHTEENVETO	33
	LÄHTEET	35
	LIITTEET	41

1 JOHDANTO

Ydinvoiman yleistymisen myötä tietoisuus ydintoiminnan sisällöstä ja vaaroista kasvoi 1950-luvun alussa. Ydinaseiskujen kaltaisen voiman valjastaminen energiantuotannossa herätti paljon kysymyksiä ja keskustelua. Vuonna 1953 Yhdistyneiden kansakuntien yleiskokouksessa Yhdysvaltojen presidentti Dwight Eisenhower piti puheen liittyen atomiteknologioiden rauhanomaiseen käyttöön. Tämän seurauksena Yhdistyneiden kansakuntien alaisuuteen perustettiin Kansallinen atomienergiajärjestö IAEA vuonna 1957. Kansallisen atomienergiajärjestön päätehtäväksi nimitettiin rauhanomaisen ydinennergian käytön, säteily- ja ydinturvallisuuden edistäminen. IAEA alkoi tuottaa turvallisuusohjeita liittyen ydinvoiman käyttöön jäsenvaltioidensa tueksi. (IAEA)

Ydinlaitosten toiminnan myötä syntyy radioaktiivista jätettä, jonka ihmiseen kohdistamat vaarat ovat muihin yhteiskunnan sisällä syntyviin jätelajeihin nähden hyvin ominaisia. Kansallinen atomienergiajärjestö IAEA julkaisi ensimmäisen kerran vuonna 1970 oman radioaktiivisen jätteen luokittelunsa, joka adoptoitiin sen jäsenvaltioiden sisällä nopeasti. Vuonna 1994 IAEA julkaisi luokittelun, joka perustui jätteen aktiivisuuteen ja jätteen sisältämien nuklidien puoliintumisaajan perusteella. (IAEA, Baekelandt, 2009, 141) Vuonna 2009 IAEA lisäsi ohjeeseensa uuden luokituksen, erittäin matala-aktiivisen jätteen. Kyseinen luokitus oli ollut 2000-luvun alussa jo käytössä mm. Ranskassa. Erittäin matala-aktiivisen jätteen (VLLW) luokituksen ajavana tekijänä oli ollut saada virallinen luokitus radioaktiiviselle jätteelle, joka voidaan turvallisesti loppusijoittaa kaatopaikan kaltaisissa laitoksissa. Tällainen jäte on aktiivisuuspitoisuudeltaan niin matalaa, että ei ole syytä käyttää matala-aktiivisen jätteen käsittelyyn suunniteltuja turvajärjestelmiä. Kuitenkin erittäin matala-aktiivinen jäte on siinä nähden aktiivisuutensa takia ihmiselle vaarallista, että sitä ei voi poistaa säteilysuojellisen valvonnan alta. Erittäin matala-aktiivisen jätteen suhteellisen määrän odotetaan kasvavan huomattavasti, kun ensimmäisen sukupolven ydinvoimalaitoksia aletaan lähivuosisikymmeninä poistamaan käytöstä.

Tämä työ on pääosin kirjallisuusselvitys. Saatavilla olevaan aineistoon kuuluu suuri määrä Kansallisen atomienergiajärjestön ohje- ja säännöstöjulkaisuja, lakitekstejä sekä kansainvälisiä dokumentteja esimerkiksi YK:n yleiskokouksista. Lisäksi lähdemateriaaliin kuuluu jo olemassa olevien loppusijoitusyhtiöiden sekä valtioiden säätelevien organisaatioiden internetsivustot ja eräät yhtiöiden edustajien paneeliesitykset.

Tämän työn tavoitteena on tuoda esille erittäin matala-aktiivisen jätteen luokittelun merkityksellisyyteen liittyviä seikkoja. Etenkin pyrkimyksenä on ottaa kantaa mahdollisiin etuihin, kun erittäin matala-aktiivinen jäte erotetaan matala-aktiivisen (LLW) jätteen piiristä. Työssä selvitetään kansainvälisen radioaktiivisen jätteen luokittelun sisältö ja kuinka erittäin matala-aktiivinen jäte siihen sijoittuu. Työssä otetaan selvää erittäin matala-aktiivisen jätteen syntyperästä, loppusijoitusmenetelmistä ja niiden tuomista haasteista. Työssä huomioidaan myös Suomen lähestymistapa ydinjätteiden käsittelyyn ja pohditaan erittäin matala-aktiivisen jätteen luokituksen sopivuutta suomalaisessa järjestelmässä.

2 RADIOAKTIIVISTEN JÄTTEIDEN LUOKITTELU

Radioaktiivisten jätteiden luokittelu perustuu jätteen aktiivisuuteen ja siinä olevien radioaktiivisten nuklidien puoliintumisaikoihin. Luokittelusta vastaa valtioiden hallitusten nimittämät omat ydinalan säätelevät tahot. Kansainvälinen YK:n erikoisjärjestö International Atomic Energy Agency (IAEA) on julkaissut oman luokittelunsa, jota se esittää ohjeistuksena jäsenvaltioilleen. IAEA:n jäsenvaltioita on 168. IAEA:n järjestelmässä radioaktiiviset jätteet luokitellaan kuuteen eri ryhmään:

(1) Exempt waste (EW)

Aktiivisuudeltaan vapautusrajan alittava jäte, ei näin ollen täytä radioaktiivisen jätteen määritelmää. Vapautusrajan alitettuaan radioaktiivinen jäte poistetaan kokonaan säätelevän säteilysuojeluorganisaation valvonnan piiristä. Tällöin sitä voidaan käsitellä yhdyskuntajätteenä.

(2) Very short lived waste (VSLW) – Puoliintumisajaltaan lyhytikäinen jäte

Radioaktiivinen jäte, joka sisältää pääosin radionuklideja, joiden puoliintumisaika on lyhyt. Tällainen jäte voidaan väliaikaisesti varastoida. Jätteen nuklidianalyysin ja aktiivisuuden perusteella voidaan päätellä suurin piirtein vaadittava varastointiaika, jonka jälkeen jätteen aktiivisuus alittaa säädetyn vapautusrajan. Tässä luokittelussa välivarastoinnin suositusylärajana pidetään 30 vuotta (IAEA, Baekelandt, 2004, 148). Ranskassa välivarastoinnin ylärajana pidetään 100 päivää. Iso-Britanniassa välivarastointia ei harrasteta, vaan jätteiden luokittelu tapahtuu pelkästään aktiivisuuden perusteella. (Borrmann, 2010, 15)

Tähän luokitteluun kuuluu monesti suljetut käytöstä poistetut säteilylähteet, joiden puoliintumisaika on alle 100 päivää. Näihin kuuluu esimerkiksi iridium-192, yttrium-90 ja kulta-198 – lähteet, joita käytetään mm. kohdunkaulan-, eturauhasen- ja rintasyövän hoidossa. (IAEA 2009, Classification of radioactive waste, Annex III, 39)

(3) Very low level waste (VLLW) – Erittäin vähäaktiivinen jäte

Luokittelu, johon tässä opinnäytetyössä keskitytään. Radioaktiivinen jäte, joka ei alita vapautusrajaa, mutta joka ei vaadi suuria säteilysuojellisia toimenpiteitä, tarkkaa eristämistä tai massiivista säteilysuojaa. Tähän ryhmään kuuluvat jätteet kelpaavat loppusijoitettavaksi lähelle maanpintaa kaatopaikkatyyllisissä loppusijoituspaikoissa. VLLW-jätteessä ei ole suuria konsentraatioita pitkäikäisiä radionuklideja (IAEA 2009, Classification of radioactive waste, 5). Erittäin matala-aktiivisen jätteen luokkaan luetaan tavallisesti alle 10 Bq/g aktiivisuuspitoisuudeltaan kuuluvat jätteet (IAEA, Baekelandt, 2004, 148).

(4) Low level waste (LLW) – Matala-aktiivinen jäte

Radioaktiivinen jäte, jossa on suhteellisen suuri määrä pitkäikäisiä radionuklideja mutta joka on matala-aktiivista. Tällöin jäte tulee varastoida eristettyyn tilaan jopa useaksi sadaksi vuodeksi. Varastointiin voidaan käyttää myös maan pinnalla olevia tähän tarkoitukseen varta vasten suunniteltuja laitoksia. Tähän luokitteluun voi kuulua myös jätettä joka sisältää lyhytikäisiä radionuklideja, mutta jonka aktiivisuus on korkea (IAEA 2009, Classification of radioactive waste, 5). Suomessa matala-aktiivisen jätteen aktiivisuuspitoisuus saa maksimissaan olla 1 kBq/g (STUK, 4.3.2016). Matala-aktiivisen jätteen syntyperää käsitellään keskiaktiivisen jätteen yhteydessä alla.

(5) Intermediate level waste (ILW) – Keskiaktiivinen jäte

Radioaktiivinen jäte, joka sisältää pääasiassa pitkäikäisiä radionuklideja ja joka aktiivisuutensa puolesta vaatii eristämistä ja säteilysuojaa siinä suhteessa, että sijoittaminen lähelle maanpintaa ei ole mahdollista. Jätteessä olevien radionuklidien puoliintumisaika on myös niin pitkä, että välivarastointi ei ole kannattavaa. Jotta jäte voitaisiin luokitella matala-aktiiviseksi, pitäisi sitä siis välivarastoida epäkäytännöllisen pitkä aika. Keskiaktiivinen jäte tulee sijoittaa usean kymmenen tai sadan metrin syvyyteen. Keskiaktiivisen jätteen sijoittamisessa ei tarvitse ottaa huomioon jätteessä mahdollisesti muodostuvaa lämpöä (IAEA 2009, Classification of radioactive waste, 6). Keskiaktiivinen jäte luokitellaan Suomessa aktiivisuuspitoisuutensa mukaan välille 1 kBq/g – 10 MBq/g (STUK, 4.3.2016).

Keski- ja matala-aktiivista jätettä syntyy mm. ydinpolttoaineen tuotannossa ja ydinvoimalaitosten normaalin toiminnan aikana. Ydinpolttoaineen tuotannossa aktiivista jätettä syntyy uraanimalmin kemiallisen käsittelyn, uraanin väkevöinnin ja polttoaine-elementtien valmistuksen yhteydessä. Näihin jätteisiin voi kuulua suodatinmateriaaleja, kontaminoitunutta roskaa ja kierrätysprosessien sivutuotteita. Suljettuja käytöstä poistettuja säteilylähteitä, etenkin cesium-137, koboltti-60 ja plutonium-238 – lähteitä voidaan luokitella keskiaktiiviseksi tai jopa korkea-aktiiviseksi jätteeksi. (IAEA 2009, Classification of radioactive waste, Annex III, 37-39)

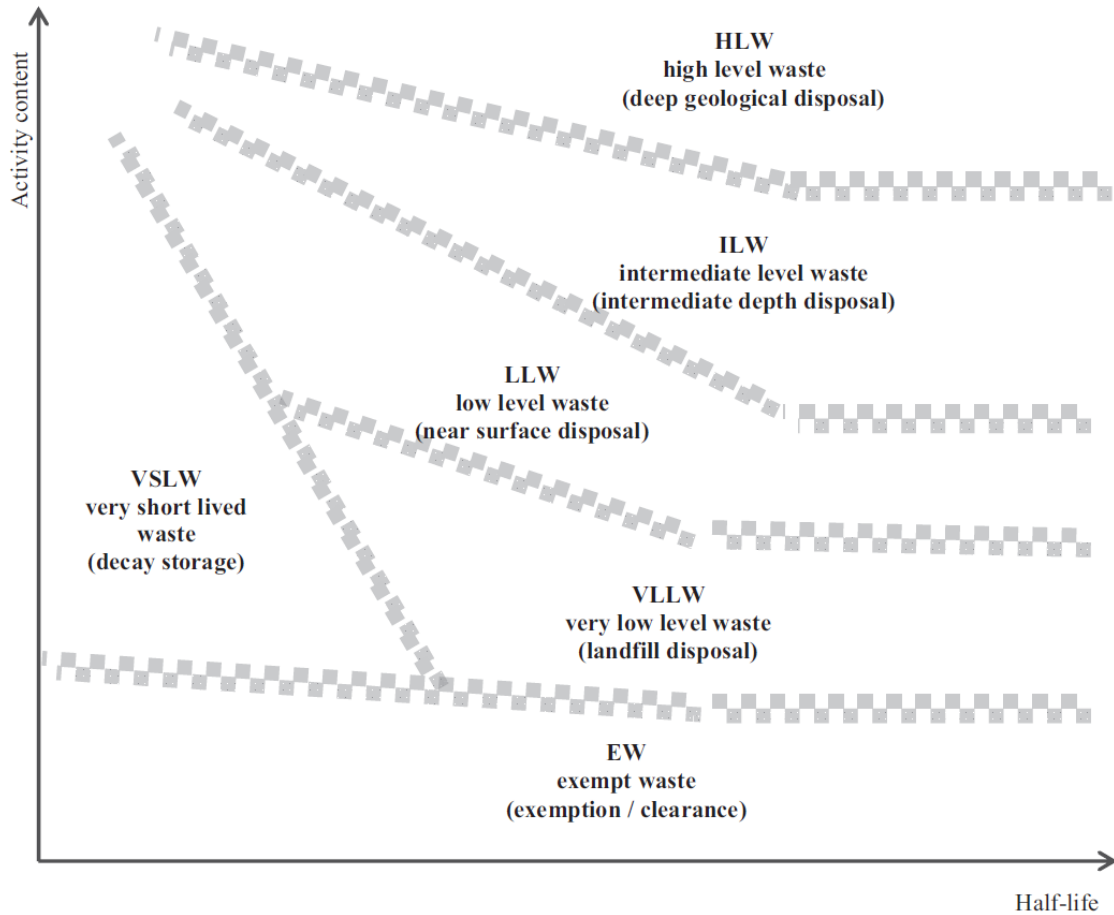
Ydinlaitosten toiminnan aikana voi syntyä aktiivisuudeltaan mihin tahansa IAEA:n luokitukseen kuuluvaa jätettä. Aktiivista jätettä syntyy ydinvoimalaitoksilla pääosin reaktorin jäähdytysveden käsittelyyn liittyvistä toimista. Ydinvoimalaitosten toiminnan aikana syntyvään jätteeseen kuuluu mm. kontaminoituneita vaatteita, siivoustarvikkeita, paperia, muoveja, kontaminoituneita työkaluja tai laitteita, dekontamoinnissa käytettyjä välineitä ja jäähdytysveden käsittelyssä käytettyjä suodattimia tai hartsia. Ydinlaitosten toiminnan aikana syntyvien jätteiden aktiivisuus on lähtökohtaisesti peräisin reaktorin jäähdytysveden mukana kulkeutuneista fissiotuotteista ja aktivoituneista epäpuhtauksista. Aktiivinen lika kulkeutuu laitosympäristöön jäähdytyspiiriin tai muiden reaktoriin yhteydessä olevien järjestelmien huoltotöiden yhteydessä. (Ibid, Annex III, 37–39)

(6) High level waste (HLW) – Korkea-aktiivinen jäte

Jäte, jonka aktiivisuus vaatii huomattavaa eristämistä ja joka korkean aktiivisuutensa myötä muodostaa suuren määrän lämpöä. Korkea-aktiiviseksi jätteeksi luokitellaan myös radioaktiivinen jäte, joka sisältää pääosin pitkäikäisiä korkea-aktiivisia radionuklideja. Suomessa korkea-aktiivisena jätteenä käsitellään jätettä, jonka aktiivisuuspitoisuus on yli 10 MBq/g. (STUK, 4.3.2016) Korkea-aktiivinen jäte sijoitetaan usean sadan metrin syvyyteen maanpinnasta. (IAEA 2009, Classification of radioactive waste, 6)

Käytetty ydinpolttoaine mielletään joissakin valtioissa korkea-aktiiviseksi jätteeksi. Ydinpolttoaineen lämmöntuotto on käytöstä poiston jälkeenkin hyvin merkittävä. Käytetty ydinpolttoaine voidaan myös jälleenkäsittää, jolloin pyritään hyödyntämään polttoaineeseen jääneet fissiilit ytimet. Jälleenkäsittelyprosessin sivutuotteina syntyy tavallisesti kiinteitä, nestemäisiä ja kaasumaisia korkea-aktiivisia jätteitä. Korkea-aktiivista jätettä voi syntyä myös

kooreaktorilaitosten toiminnan aikana ja ydinaseiden hävittämisen yhteydessä. (Ibid, Annex III, 36)



Kuva 1. Radioaktiivisen jätteen luokittelu aktiivisuuden ja puoliintumisaajan mukaan. (IAEA 2009, Classification of radioactive waste, 7)

Yllä oleva kuva selventää IAEA:n luokittelua. Kuvan 1 pystyakselilla on jätteen aktiivisuus ja vaakakselilla jätteen sisältämien nuklidien keskimääräinen puoliintumisaika. Kuvasta nähdään, kuinka VSLW-jätteen aktiivisuus voi vastata jopa korkea-aktiivista jätettä ennen välivarastointia. Muut luokitukset eivät myöskään määräydy suoraan aktiivisuuden mukaan, vaan niissäkin otetaan huomioon lyhytikäiset radionuklidit. Kuten kuvasta 1 huomataan, IAEA:n luokittelussa ei määrätä aktiivisuus- eikä kontaminaatorajoja, mutta luokitteluryhmät on rajattu silti selkeiden sääntöjen mukaan.

Länsimaiden sisällä on kuitenkin olemassa, suosituksista huolimatta, erilaisia lähestymistapoja radioaktiivisten jätteiden luokitteluun. Jätteitä voidaan luokitella aktiivisuuspitoisuuden, kontaminaatioasteen ja jätteestä aiheutuvan annosnopeuden mukaan. Joissakin maissa, esimerkiksi USA:ssa, käytetään myös jäteluokittelussa Euroopan piireissä jo vanhentunutta Curie-aktiivisuusyksikköä (U.S.NRC 2015).

Jyrkimpänä poikkeuksena Euroopassa voidaan pitää Saksan luokittelua, jossa radioaktiivisen jätteen luokittelussa sivuutetaan jätteen aktiivisuus kokonaan. Saksassa aktiivinen jäte luokitellaan lämmöntuotonsa perusteella kahteen ryhmään, lämpöä tuottavaan jätteeseen ja merkityksettömän paljon lämpöä tuottavaan jätteeseen (Borrmann, 2010, 15). Saksan luokituksessa lämpöä tuottavaksi jätteeksi luetaan pääosin käytetyn polttoaineen ja polttoaine-elementtien uudelleen käsittelystä syntyvät jätteet (Nuclear energy agency, 2016, 2-3). Lämpöä tuottava jäte voidaan karkeasti rinnastaa IAEA:n korkea-aktiivisen jätteen luokituksen kanssa.

2.1 Valvonnasta vapauttaminen

Vapautusrajan alittavalle jätteelle IAEA määrää tarkkaan jätteestä aiheutuvan säteilyannoksen rajat keinotekoisien radionuklidien osalta. Yksittäisen ihmisen tulee saada maksimissaan 10 μ Sv säteilyannosta vuoden aikana vapautusrajan alittaneesta jätteestä ja matalan todennäköisyyden tapahtumissa, joissa korkeammat säteilyannokset ovat mahdollisia, rajana on 1 mSv vuodessa syväannosta ja 50 mSv ihoannosta. Loppusijoituslaitoksissa käytetään samoja rajoja. Vaikka laitoksella säilytettäisiin huomattavan aktiivista jätettä, loppusijoitustapa valitaan niin, että riittävän suojauksen myötä pysytään edellä mainituissa rajoituksissa. Vastaavia rajoja noudatetaan myös Suomessa (IAEA 2009, Classification of radioactive waste, 8-9).

Luonnollisesti radioaktiivisten aineiden kanssa käytettävät rajat ovat huomattavasti korkeammat. Öljy-, kaasu- ja hiilikaivoksissa ihmiset altistuvat vuositasolla paljon suuremmille annoksille maaperän ja mineraalien luonnollisen radioaktiivisuuden myötä. Öljy- ja kaasuteollisuuden sivutuotteista kierrätetyille materiaaleille on käytetty esimerkiksi annosrajoja väliltä 0,1 – 1 mSv/a yksittäiselle ihmiselle (Ojovan, 2014, 55).

Radioaktiivista jätettä loppusijoitettaessa tai vapautettaessa jätetoimitukset luokitellaan tavallisesti erikseen aktiivisuuspitoisuuden (Bq/g tai Bq/m³) ja kokonaisaktiivisuuden (Bq) perusteella. Jätetoimituksen ollessa tilavuudeltaan tai massaltaan tuntematon käytetään sen luokittelussa pelkästään aktiivisuuspitoisuusrajoja. Tällöin aktiivisuuspitoisuusrajat ovat alemmat, jotta jätetoimituksen kokonaisaktiivisuus saadaan pidettyä maltillisena (Ibid, 53). Aktiivisuus- ja aktiivisuuspitoisuusrajat ryhmille sekä vapautukselle määräytyvät kuitenkin valtioiden oman lainsäädännön mukaan. Suomessa käytetään IAEA:n suositusten mukaisia nuklidikohtaisia aktiivisuuspitoisuus- ja katerajoja, jotka on esitetty oheisessa taulukossa ja liitteissä 1-2.

Taulukko 1. Nuklidikohtaiset aktiivisuuspitoisuus- ja katerajat rajoitetulle jätemäärälle (STUK, 2013, YVLD-4, Liite B).

Nuklidiryhmä	Aktiivisuuspitoisuus	Aktiivisuuskate
Alfasäteilijät	0,1 Bq/g	0,4 Bq/cm ²
Merkittävät gamma- ja beetasäteilijät*	1 Bq/g	4 Bq/cm ²
Heikot gamma- ja beetasäteilijät**	10 Bq/g	40 Bq/cm ²

* Esimerkiksi ⁵⁴Mn, ⁵⁸Co, ⁶⁰Co, ⁶⁵Zn, ⁹⁰Sr, ¹⁰⁶Ru, ^{110m}Ag, ¹²⁴Sb, ¹²⁵Sb, ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs, ¹⁴⁴Ce ja säteilyenergialtaan vastaavanlaiset nuklidit

** Esimerkiksi ³H, ¹⁴C, ⁵¹Cr, ⁵⁵Fe, ⁶³Ni ja säteilyenergialtaan vastaavanlaiset nuklidit

Sovellettaessa taulukossa olevia rajoituksia, minkään jätteessä olevan nuklidin aktiivisuuspitoisuus ei voi ylittää taulukossa olevaa arvoa enintään 500 kg:n jätemäärästä laskettuna keskiarvona. Lisäksi missään yksittäisessä, jäte-erässä olevassa, alle 30 kilogramman painoisessa kappaleessa nuklidin aktiivisuuspitoisuus ei saa ylittää arvoa, joka saadaan kertomalla taulukossa oleva arvo 30 000 grammalla. Suuria esineitä vapautettaessa käytetään taulukon aktiivisuuskaterajoja niin, että raja ei ylitä kosketusetäisyydellä olevilta pinnoilta 0,1 m²:n alalta laskettuna keskiarvona. Suomalaiselta ydinlaitokselta voidaan vapauttaa enintään 100 tonnia jätettä taulukossa olevien aktiivisuusrajojen puitteissa (STUK, 2013, YVLD-4, Liite B).

3 ERITTÄIN MATALA-AKTIIVISEN JÄTTEEN SYNTYPERÄ

Erittäin matala-aktiivista radioaktiivista jätettä voi syntyä useasta eri lähteestä, ydinlaitoksen toiminnan aikana, ydinlaitosten käytöstä poistossa, kaivostoiminnan seurauksena ja erilaisissa teollisuusprosesseissa.

3.1 Ydinlaitosten käytön aikana syntyvät jätteet

Ydinvoimalaitosten toiminnan aikana laitosten valvotuilla alueilla, joissa säteilykontaminoituneita järjestelmiä sijaitsee, syntyy jatkuvasti radioaktiivista jätettä. Ydinlaitoksella syntyvien jätteiden aktiivisuus on lähtökohtaisesti peräisin reaktorin jäähdytysveden mukana kulkeutuneista fissiotuotteista ja aktivoituneista epäpuhtauksista. Huoltotoimenpiteiden myötä järjestelmiä avattaessa säteilevää likaa voi levitä laitoksen sisällä lopulta niin, että kontaminaatiohallintatoimenpiteiden myötä aktiivinen lika siirtyy jätteiden tai jätevesien mukana eteenpäin. Ydinvoimalaitosten säteilyvalvonnan alaisen alueen sisällä syntyvät jätteet käsitellään aina erossa alueen ulkopuolisista jätteistä (IAEA 2009, Classification of radioactive waste, 36–37). Ydinvoimalaitoksilla syntyvä aktiivinen jäte esikäsitellään ja luokitellaan aktiivisuutensa sekä nuklidijakaumansa perusteella. Toiminnan aikana syntyvästä jätteestä valtaosa on matala-aktiivista jätettä, mutta keski- ja erittäin matala-aktiivista jätettä syntyy myös huomattava määrä.

Ydinlaitoksilla syntyvät kiinteät jätteet kerätään helposti liikuteltaviin astioihin ja säilötään paikassa, joka on säteilyturvallisuuden näkökulmasta riittävä. Vastaavat nestemäiset jätteen varastoidaan säiliöihin, jotka pidetään yhtä lailla mahdollisimman suurelta ihmismäärältä ulottumattomissa, jotta turhilta säteilyannoksilta vältyttäisiin.

3.2 Ydinlaitosten käytöstä poisto

Ydinvoimalaitosten käytöstä poiston aikana syntyy myös suuri määrä radioaktiivista jätettä, joka ei aivan alita vapautusrajaa. Erilaisia ydinlaitoksia ollaan poistamassa tai poistetaan käytöstä lähitulevaisuudessa etenkin Ranskassa ja Saksassa. Saksan uuden energiapolitiikan seurauksena valtio päätti vuonna 2011 pian Fukushima ydinonnettomuuksien jälkeen ajaa alas kaikki ydinreaktorinsa vuoteen 2022 mennessä. Tähän päivään mennessä Saksassa on ajettu alas yhteensä 9

kaupallista reaktoria 9611 MWe edestä. Ensimmäinen saksalainen käytöstä poistettava laitos tulee olemaan Phillipsburg 1. Lupa käytöstä poistolle on odotettavissa saatavaksi vuonna 2017. Phillipsburg 1-laitoksen reaktori tyhjennettiin polttoaineesta loppuvuodesta 2016. Ydinlaitosten käytöstä poiston aiheuttamien ydinjätteiden loppusijoittamisratkaisut ovat vielä epäselviä. Toistaiseksi Saksassa on myönnetty käyttöluja yhdelle keski- ja matala-aktiivisen jätteen Konrad-loppusijoituspaikalle. Tämän loppusijoitusluolan kapasiteetti ei tule kattamaan vuoden 2022 jälkeen käytöstä poistettavien laitosten jätemääriä (World nuclear association, Nuclear power in Germany, 2017). Erittäin matala-aktiivisen jätteen luokituksen käyttöönotto ja soveltaminen Saksassa voisi näin ollen olla lähitulevaisuudessa hyvinkin kannattavaa.

Käytöstä poiston aikana radioaktiivista jätettä syntyy laitoksen purkamisen, alueen siivoamisen ja mahdollisen dekontaminoinnin seurauksena. Myös ydinlaitoksen alueella olevaa maaperää voidaan joutua käsittelemään aktiivisena jätteenä. Ydinlaitosten käytöstä poiston aikana syntyvästä jätteestä ylivoimainen enemmistö on erittäin matala-aktiivista jätettä. Ydinvoimalaitosten käytöstä poiston taustalla voivat olla siis mm. energiapoliittiset päätökset, mutta usein syynä on vanhojen laitosten modernisoinnin kannattamattomuus. Monet vanhat reaktorit vaativat jopa miljardiluokan päivityksiä käyttöönsä pidentämiseen tarvittavien lupien saamiseen (World nuclear association, Nuclear power in Japan, 2016).

3.3 Kaivostoiminta ja teollisuus

Maaperän luonnollisen radioaktiivisuuden myötä erittäin matala-aktiivista jätettä syntyy kaivostoiminnan sivutuotteista ja eri malmien käsittelyn seurauksena. Samaan tapaan radioaktiivista maaperää käsitellään mm. öljyn ja maakaasun etsinnöissä. Luonnollisten radioaktiivisten nuklidien puoliintumisajat ovat tavallisesti hyvin pitkiä (IAEA 2009, Classification of radioactive waste, 35). Useita käytöstä poistuneita kaivoksia, joiden alueella on suurissa määrin erittäin matala-aktiivisen jätteen luokkaan kuuluvia kaivostoiminnan sivutuotteita, on muunnettu paikan päällä kaatopaikkatyyliksi laitoksiksi. Tällä tavoin syntynyt erittäin matala-aktiivinen jäte on saatu loppusijoitettua minimaalisella vaivalla. Maailmassa syntyy hiilenpolton sivutuotteena miltei 300 miljoonaa tonnia tuhkaa, joka tavallisesti sisältää luonnollisesti radioaktiivisia aineita (World nuclear association, Radioactive waste management, 2016). Osa tästä tuhkasta luokitellaan matala-aktiivisten jätteiden joukkoon.

4 ERITTÄIN MATALA-AKTIIVISEN JÄTTEEN ESIKÄSITTELY

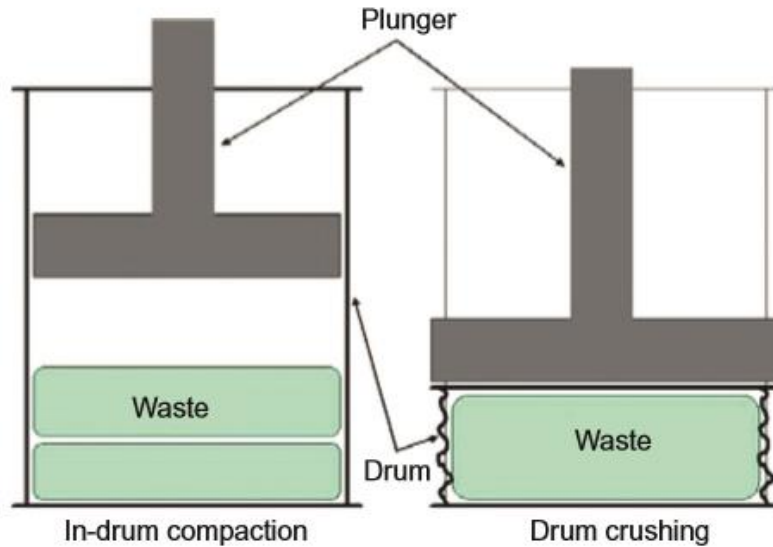
Suuri osa nykyään loppusijoitettavasta erittäin matala-aktiivisesta jätteestä on aktiivisia nuklideja sisältävää maa-ainesta tai kivimurskaa. Tällaista jätettä syntyy esimerkiksi kaivostoiminnan tai käytöstä poistettavien ydinlaitosten purkamisen myötä. Tällaisia jätteitä ei tavallisesti esikäsitellä mitenkään, mutta niiden kohdalla voidaan käyttää hallittua erottamista, jolloin radioaktiivisten nuklidien konsentraatiota voidaan hallita. Ydinvoimalaitosten toiminnan aikana syntyvä radioaktiivinen jäte esikäsitellään lähes poikkeuksetta. Esikäsitelytavat riippuvat jätteen ominaisuuksista, syntyperästä ja valitusta loppusijoitustavasta.

Esikäsitelyn päätavoitteena on erottaa jätteessä olevat aktiiviset ja ei-aktiiviset aineet toisistaan. Esikäsitelyn avulla on mahdollista rajoittaa merkittäviä säteilyannoksia ja taloudellisia menetyksiä jätteen käsittelyn myöhemmissä vaiheissa. Käsittelyvaiheessa pyritään myös saamaan talteen jätteessä olevat mahdollisesti kierrätettävät materiaalit. Esikäsitely tehdään mahdollisimman lähellä jätteen syntymispaikkaa, jotta välttyttäisiin säteilyaltistuksilta ja jätetyyppien sekoittumiselta (Ojovan et al. 2014, 159–160). Radioaktiiviset jätteet pakataan esikäsitelyn jälkeen tukevarakenteisiin pakkauksiin niin, että suunnitellun loppusijoitustavan puitteissa jäte pysyy paikallaan ja pakkaukset ehjinä.

Tässä kappaleessa käsitellään kiinteiden ja nestemäisten jätteiden esikäsitelyn periaatteita ja esitellään joitakin yleisimpiä tekniikoita.

4.1 Kiinteiden jätteiden esikäsitely

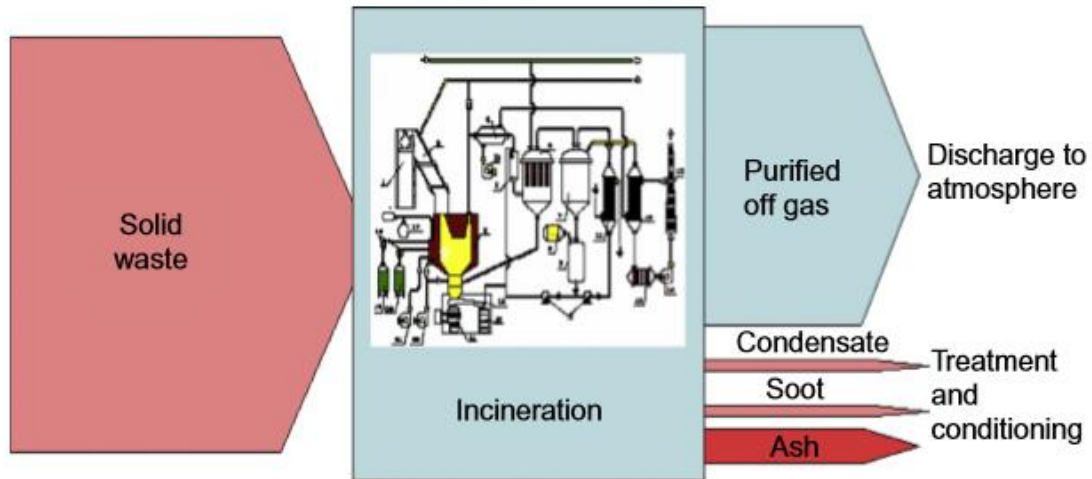
Ydinlaitoksilla syntyvien kiinteiden jätteiden tilavuus pyritään minimoimaan ennen loppusijoittamista. Kiinteät jätteet voidaan puristaa suoraan astiaan, esimerkiksi metalliseen tynnyriin, käyttämällä tehtävään suunniteltua puristinta. Tämä on todettu kannattavammaksi kuin perinteiset suurten tilavuuksien puristimet. Olemassa olevissa esikäsitelylaitoksissa pystytään erikoisvalmisteisilla puristimilla pienentämään jätteen tilavuus parhaimmillaan sadasosaan alkuperäisestä (Ibid, 185). Kuvassa 2 esitetään tynnyrin sisälle tiivistävän puristimen toimintaperiaate. Vastaavanlaisella puristimella voidaan myös prässätä itse jätepakkaus kuvan mukaisesti.



Kuva 2. Jätteen puristaminen astiaan ja astian prässääminen. (Ojovan et al., 2014)

Ennen loppusijoittamista kiinteistä radioaktiivisista jätteistä on tärkeä tehdä mahdollisimman heikosti syttyvää. Tämä saavutetaan esikäsittelyvaiheessa polttamalla jäte sopivalla ilmakertoimella. Poltto voidaan suorittaa joko syöttämällä yli-ilmaa, jolloin polttokammioon syötetään enemmän palamisilmaa kuin stökiometrinen palaminen vaatii tai ali-ilmaa, jolloin syntyvät syttyvät kaasut poltetaan erillisessä polttokammiossa tai jälkipolttimessa. Jätteen polttaminen pienentää myös jätteen tilavuutta huomattavasti, jopa sadasosaan alkuperäisestä (Ibid, 185–190). Kuvassa 3 esitetään jätteenpolttoon liittyvät materiaalivirrat. Kiinteää jätettä syötetään poltinlaitteistoon, jonka jälkeen voidaan erottaa puhdistettu savukaasu, palamaton (käsitelty) radioaktiivinen jäte ja tuhka. Puhdistetut savukaasut vapautetaan ympäristöön, käsitelty jäte ja tuhka kulkevat eteenpäin jatkokäsittelyyn. Osa polttoprosessin jälkeisestä radioaktiivisesta aineesta on myös peräisin savukaasujen puhdistuksessa talteen otetusta lentotuhkasta.

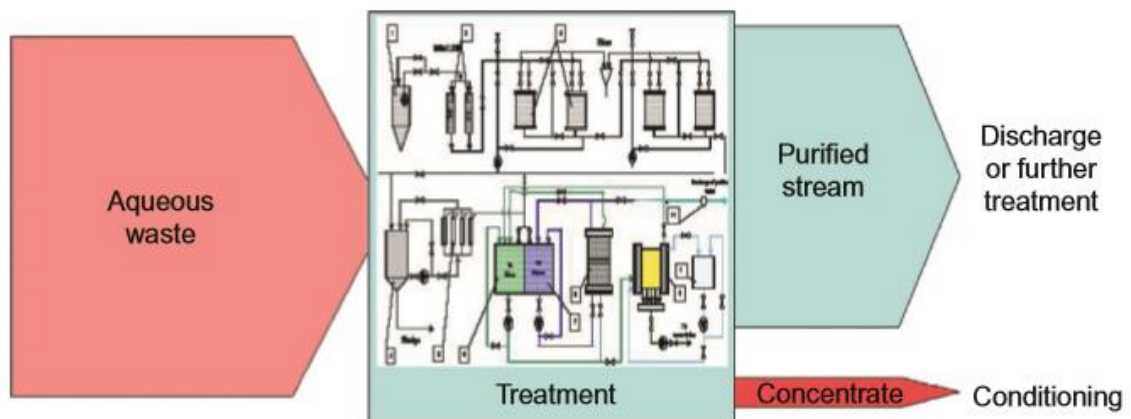
Jätteen poltossa kohdataan haasteita keski- ja korkea-aktiivisten jätteiden kohdalla korkeampien alfa- ja beta-aktiivisuuspitoisuuksien johdosta. Beta-aktiivisuuspitoisuuden rajana on käytetty esimerkiksi $3,7 \text{ MBq/g}$ (10^{-4} Ci/kg) ja alfa-aktiivisuuspitoisuudelle 370 kBq/g (10^{-5} Ci/kg). Korkeat aktiivisuuspitoisuudet jätteessä vaativat huomattavia investointeja monimutkaisiin savukaasujen puhdistusjärjestelmiin (Ibid, 190). Erittäin matala-aktiivisen jätteen kohdalla tähän ongelmaan ei törmätä.



Kuva 3. Periaatekuva kiinteän radioaktiivisen jätteen poltosta. (Ojovan et al., 2014)

4.2 Nestemäisten jätteiden esikäsittely

Nestemäisten jätteiden esikäsittelyn tärkein päämäärä on erottaa jätteestä aktiivinen osa niin, että jäljelle jää pieni tilavuus, jonka aktiivisuuspitoisuus on alkuperäistä huomattavasti suurempi. Jäljelle jäänyt osa alkuperäisestä tilavuudesta on erottamisen jälkeen radionuklidipitoisuudeltaan tarpeeksi puhdasta, jotta se voidaan vapauttaa säteilysuojelunäköalasta katsottuna ympäristöön. Kuva 4 havainnollistaa kyseistä prosessia.



Kuva 4. Periaatekuva nestemäisen jätteen käsittelystä. (Ojovan et al., 2014)

Taulukko 2. Nestemäisen jätteen esikäsittelytekniikat ja niiden erotuskyvyt. (Ojovan et al., 2014)

Tekniikka	Käyttökohde	Erotuskyky
Haihduttaminen	Suuret tilavuudet	$\sim 10^4 - 10^6$
Kemiallinen saostaminen (hydyttäminen)	Korkea suolapitoisuus > 1 g/l	$\sim 10 - 10^2$ β ja γ , $\sim 10 - 10^3$ α
Ioninvaihto		
Orgaaninen väliaine	Matala suolapitoisuus < 1 g/l	$\sim 10 - 10^3$
Epäorgaaninen väliaine	Selektiivinen sorptio	$\sim 10 - 10^4$
Käänteisosmoosi	Suuret tilavuudet	$\sim 10^2 - 10^3$
Ultrasuodatus	Yhdessä muiden tekniikoiden kanssa	$> 10^2$ (erottaa hiukkaset ja kolloidit)
Mikrosuodatus	Ensimmäinen käsittelyvaihe	Erotaa hiukkaset

Taulukossa 2 on listattu nestemäisen radioaktiivisen jätteen käsittelytekniikoita ja jokaiselle tekniikalle erityisiä käyttökohteita. Taulukon erotuskyky on arvo, joka saadaan jakamalla alkuperäisen jätteen aktiivisuus puhdistuksen jälkeisen suuremman tilavuuden (puhdistetun jäteveden) aktiivisuudella (Ibid, 172).

Käsittelyn jälkeen nestemäisen jätteen konsentraatti pyritään kiinteyttämään astioihin, jotka on suunniteltu loppusijoitusta varten. Ennen kiinteytystä jätteestä on tärkeä saada kemiallisesti mahdollisimman neutraalia, jotta loppusijoitettu jäte pysyy stabiilina mahdollisimman kauan. Nestemäiset jätteet voidaan kiinteyttää esimerkiksi sementtiin, bitumiin, lasiin tai keraamisiin muotoihin riippuen jätteen ominaisuuksista.

4.2.1 Suodatus

Suodattaminen on yksinkertainen ja taloudellinen tapa poistaa epäpuhtauksia nestemäisestä jätteestä. Suodattamisessa käytetään tavallisesti kerroksittaista tekniikkaa, jossa siirrytään koko ajan tiuhempaan suodattimeen. Tällöin voidaan erotella jätteessä olevat hiukkaset kokoeronsa perusteella. Mikro-suodatuksessa voidaan erottaa halkaisijaltaan 0,1 – 10 µm, ultrasuodatuksessa 5 – 50 nm, nanosuodatuksessa 0,5 – 5 nm ja käänteisosmoosissa 0,1 – 1 nm kokoisia hiukkasia. Suodatusta käytetään hyvin usein yhdessä kemiallisten nestemäisten jätteiden esikäsittelytekniikoiden kanssa (Ibid, 180–181).

4.2.2 Haihduttaminen

Haihduttaminen on yksinkertainen ja erittäin tehokas nestemäisen jätteen käsittelymuoto. Haihduttamisessa puhdas vesi erotetaan jätteestä höyrynä. Poistuva höyry on tavallisesti niin puhdasta, että se voidaan vapauttaa ympäristöön ilman jatkokäsittelyä. Haihtumattomiin aineisiin, eli jäljelle jäävään jätekonsentraattiin, kuuluu suurin osa jätteessä olevista radionuklideista ja suoloista. Tritium ja eräät jodin isotoopit tosin poistuvat höyryn mukana, mikä heikentää haihduttamisessa saavutettua erotuskykyä. Haihduttaminen on todettu erittäin toimivaksi tekniikaksi korkean suola- ja typpihappopitoisuuden jätevesille kun pyritään saavuttamaan korkea erotuskyky. Korkea energiantarve haihduttamisessa johtaa kuitenkin korkeisiin kuluihin esikäsittelylaitoksissa (Ibid, 172–173).

4.2.3 Kemiallinen saostaminen

Nestemäisessä jätteessä olevia epäpuhtauksia voidaan saostaa säätämällä jätteen pH-arvoa, käyttämällä hyytymistekijöitä (esim. rauta- tai alumiinisulfaatit) tai muuttamalla nesteen ionien hapetusastetta sähkövirran avulla. Tämän esikäsittelytekniikan periaatteena on jätteessä olevien epäpuhtauksien saostaminen niin, että ne kasaantuvat nesteessä helposti erotettavaksi. Jätteessä olevan nuklidijakauman perusteella valitaan saostamisessa käytettävät reagenssiaineet ja käytettävä pH-arvo. Puhdistettu neste ja hyytyneet epäpuhtaudet voidaan erottaa sedimentoinnissa, jossa nesteessä olevat kiinteytyneet partikkelit erottuvat painovoiman avulla tietyn ajan kuluessa. Saavutettu kokonaiserotuskyky riippuu voimakkaasti saostamisen jälkeen käytetystä tekniikasta, jolla

kiinteät partikkelit erotetaan nesteestä. Erottaminen voidaan myös tehdä käyttämällä suodattimia, dekantointia tai sentrifugitekniikkaa (Ibid, 173–176).

Mikro- ja ultrasuodatuksen tekeminen ennen saostamista tehostaa prosessia huomattavasti. Kemiallista saostamista käytetään laajasti matalan- ja keskiaktiivisen nestemäisen jätteen käsittelyssä. Saostamista käytetään myös kun jätteen korkea suolapitoisuus estää muiden tekniikoiden käyttämisen (Ibid, 173–176).

4.2.4 Ioninvaihto

Ioninvaihdossa käytetään suodattimia, joissa on joko positiivisesti (anioni) tai negatiivisesti (kationi) varautuneita ioneja. Ydinvoimalaitoksilla esimerkiksi primääripiirin puhdistuksessa käytetään ioninvaihtosuodatusta. Ioninvaihtosuodattimissa käytetään usein varautunutta muovia, ioninvaihtohartsia. Orgaaniset ioninvaihtoväliaineet, kuten hartsit, on todettu kemiallisesti tasapainoisimmiksi laajalla pH-alueella verrattuna epäorgaanisiin väliaineisiin (raudattomien metallien fosfaatit, hydroksidit). Anionin- ja kationinvaihtohartsien yhteiskäytössä voidaan nesteestä suodattaa kaikki varautuneet hiukkaset.

Ioninvaihtosuodattimet kyllästyvät ajan myötä. Tämän jälkeen suodatusaineita käsitellään radioaktiivisena jätteenä. Ioninvaihtosuodatukselta poistunut suodatettu vesi joko poistetaan ympäristöön tai siirretään jatkokäsittelyyn, mikäli se on tarpeellista (Ibid, 176–179).

5 ERITTÄIN MATALA-AKTIIVISEN JÄTTEEN LOPPUSIJOITUS

Loppusijoittamisen päällimmäisenä tarkoituksena on taata säteilyturvallisuuden näkökulmasta ihmisten ja ympäristön turvallisuus koko laitoksen toiminnan ajalle sijoittamalla jäte valvottuun, suljettuun ympäristöön niin pitkäksi aikaa, että sen aktiivisuus ei enää ole vaarallista eliökunnalle. Loppusijoittamisessa on turvallisuusnäkökulmasta kolme pääperiaatetta:

- (1) Radioaktiivinen jäte eristetään niin, että ihminen eikä mikään osa biosfääristä pääse käsiksi siihen tai kulkeudu sen läheisyyteen. Eristämisjärjestelmät suunnitellaan niin, että ne kestävät koko laitoksen suunnitellun toiminta- ja valvonta-ajan läpi. Lähellä maanpintaa loppusijoitetun jätteen peitoksi asetettu maa-aines sekä syvälle kallioperään loppusijoitetun jätteen ympäröivä peruskallio toimivat eristävänä esteenä (IAEA, Nys, 2006, 265).
- (2) Radioaktiivinen jäte pidetään kontrolloidussa, valvotussa tilavuudessa, jonka päätehtävänä on estää loppusijoitettujen radionuklidien kulkeutuminen ympäristöön. Radioaktiivisen jätteen loppusijoituksessa lähelle maanpintaa yksi olennaisimmista tätä tavoitetta tukevista pyrkimyksistä on estää ympäristön veden pääseminen kontrolloituun tilavuuteen (Ibid, 265).
- (3) Edellä mainittujen suojausten mahdollisesti osittain tai kokonaan pettäessä, radionuklidien vuotamista loppusijoitusjärjestelmien rajojen yli pyritään rajoittamaan ja hidastamaan. Ympäröivät järjestelmät suunnitellaan tätä silmällä pitäen ja esimerkiksi lähelle maanpintaa loppusijoitettaessa käytettävät maalajit valikoidaan nesteiden läpäisevyyden perusteella. Yksittäisessä loppusijoituskammiossa pyritään sijoittamaan pitkäikäisimmät radionuklidit kauimmaksi kammion suunnitelluista rajapinnoista, jotta niiden karkaaminen olisi kaikista epätodennäköisintä (Ibid, 266).

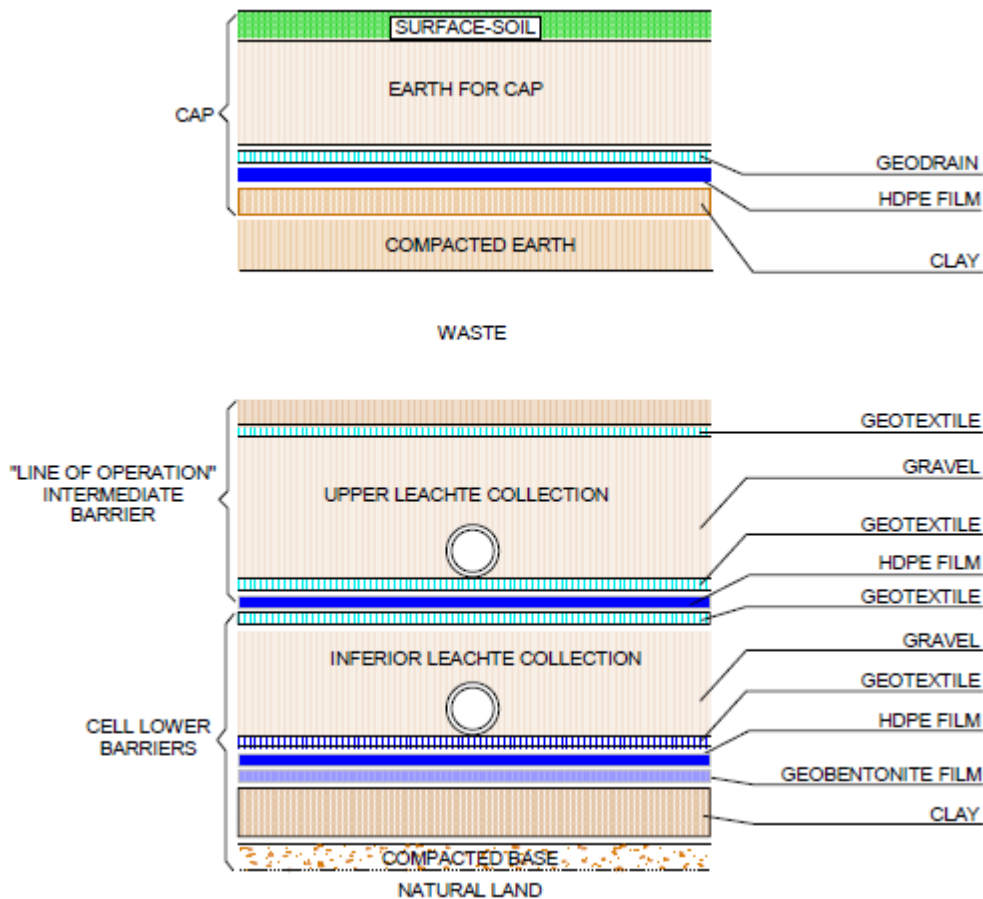
Loppusijoituksessa käytetään kerroksittaista suojausta. Usein ensimmäisenä kerroksena toimii pakkaus, johon jäte on laitettu, toisena kammio, johon jätepakkaus on asetettu ja kolmantena eli viimeisenä suojakerroksena ympäröivä maa- tai kallioperä.

Erittäin matala-aktiivisen jätteen loppusijoittaminen lähelle maanpintaa nähdään taloudellisesti kannattavana koska tällöin ydinlaitoksilla ei ole välttämätöntä tarvetta saavuttaa tiukkoja vapautusrajoja sellaisen jätteen yhteydessä, joka ei aivan alita vapautusrajaa mutta on myös niin matala-aktiivinen, että loppusijoittaminen matala- ja keskiaktiivisen jätteen kanssa ei ole kannattavaa. Erittäin matala-aktiivista jätettä on loppusijoitettu mm. Ranskassa, Ruotsissa ja Espanjassa. Ranskan ja Espanjan ydinjätepolitiikan mukaan kaikki säteilylle alttiina olleilla alueilla syntyneet jätteet tulee loppusijoittaa. Tällöin erittäin matala-aktiivisen jätteen loppusijoituslaitokset ovat erityisen kannattavia. Esimerkiksi Ranskan keski- ja matala-aktiivisen jätteen CSA-loppusijoituslaitoksessa jätteet sijoitetaan suuriin betoniholveihin, joiden täyttäminen vaatii monimutkaisia ja kalliita järjestelmiä. Holveja tulee niiden sulkemisen jälkeen valvoa järjestelmällisesti seuraavat 300 vuotta (ANDRA 2014, 6-7).

Erittäin matala-aktiivisen jätteen erottaminen matala-aktiivisen jätteen piiristä pienentää huomattavasti kyseiselle laitokselle tulevaa jätemäärää. 20 % Ranskassa vuoteen 2007 mennessä syntyneestä ydinjätteestä oli erittäin matala-aktiivista (ANDRA 2009, Waste quantities). Erittäin matala-aktiivisen jätteen loppusijoituslaitoksilla pyritään pienempiin ydinjätehuollon kustannuksiin täysin riittävällä säteilysuojelullisella menettelyllä.

5.1 Lähellä maanpintaa olevan loppusijoituskammion rakenne

Kuvassa 5 lähelle maanpintaa VLL-jätettä varten suunniteltu loppusijoituskammio on jaettu vertikaalisesti neljään eri osaan: Ylimpään kansikerrokseen, jätekammioon, välikerrokseen ja alimpaan rajakerrokseen.



Kuva 5. Loppusijoituksessa lähelle maanpintaa käytettävät merkittävät vertikaaliset rajapinnat. (Rodríguez Beceiro, 2014, 9)

Ylimmän kerroksen paksuus määräytyy sen perusteella, mikä on lainsäädännön määräämä annosrajoitus kyseisessä valtiossa. Tämä riippuu myös siitä onko kyseessä laitos, jossa käytetään kulkurajoituksia, jolloin esimerkiksi IAEA:n ohjeistamia vapautetun jätteen annosrajoja ei välttämättä käytetä. Välikerroksessa erotetaan pääosin ylemmistä kerroksista maaperän veden mukana huuhtoutuneet mahdollisesti radioaktiiviset tai muuten ympäristölle haitalliset epäpuhtaudet (leachate collection). Alimmassa osassa on toissijainen valumavesien keruu. Alimpana rajapintana toimii savikerros ja tiivistetystä maasta muovattu pohjakerros. (Rodríguez Beceiro, 2014, 9)

Eri kerrokset on erotettu ns. geomembraaneilla, jotka on valmistettu termoplastisesta polyeteenimuovista (HDPE). HDPE-muovi on kestävä ja virtausteknisesti taloudellista. (Level, 2016) Muovi erottaa kammion eri kerrokset niin, että maaperän vesi ei liiku niiden välillä. Nämä muovikerrokset on ympäröity geotekstiileillä, joiden tarkoitus on suodattaa läpivirtaava vesi. Ylimmän muovikerroksen päällä on salaojamatto, joka on suunniteltu johtamaan verrattain suuria vesimääriä maaperän kaltevuuteen nähden.

6 LOPPUSIJOITUSLAITOKSIA MAAILMALLA

Tässä kappaleessa esitellään neljä erittäin matala-aktiivisen jätteen loppusijoituslaitosta eri puolilta maailmaa. Kappaleen on tarkoitus havainnollistaa tarkemmin käytettyjä loppusijoitusmenetelmiä ja myös VLLW-loppusijoittamisen historiaa.

6.1 Ranska – Morvilliers – CIRES

Ranskassa ydinjätehuollon periaatteisiin kuuluu kaikilta säteilylle alttiilta alueilta syntyvien jätteiden käsittely radioaktiivisena jätteen riippumatta jätteen aktiivisuudesta (Fourth French Report for the Joint Convention, 2011, 29). Tämän perusteella Ranska loppusijoittaa kaikki ydinlaitoksilla syntyneet aktiivisuuspitoisuudeltaan 0-10 Bq/g olevat jätteet erittäin matala-aktiivisen jätteen käsittelylaitoksiin (Voizard, 2006, 2, 8-9).

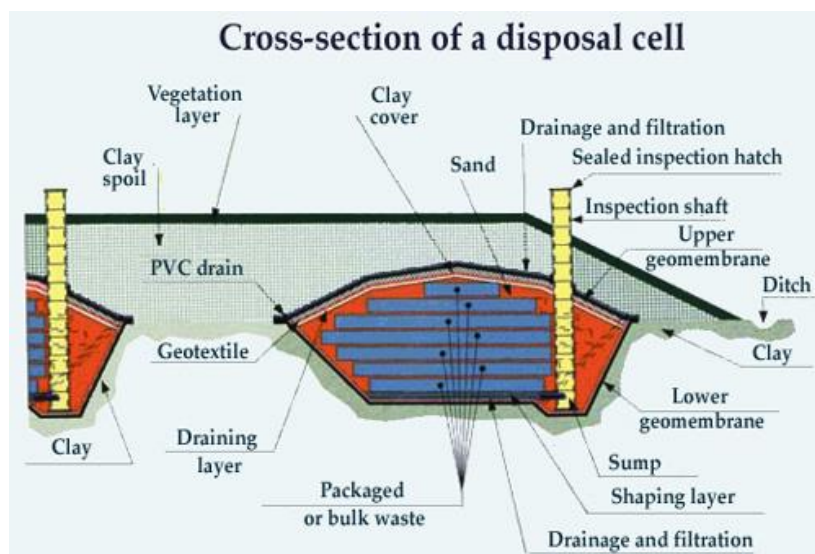
Maailman ensimmäinen erittäin matala-aktiivisen jätteen käsittelylaitos CIRES rakennettiin Ranskan Morvilliersiin vuonna 2003 Andran toimesta. Ensimmäiset toimitukset se vastaanotti saman vuoden lokakuussa. Laitoksen kapasiteetti on 650 000 m³. Ranskan luokituksen mukaan tähän käsittelylaitokseen toimitetaan aktiivisuudeltaan alle 10 Bq/g olevaa ydinjätettä. Vuonna 2005 laitokseen toimitettiin 25 000 m³ jätettä ja vuoden loppuun mennessä laitoksella suljettiin kolme loppusijoituskammiota.

Ranskassa päällimmäisenä erittäin matala-aktiivisen jätteen käsittelylaitoksen projektin ajavana tekijänä on ollut käytöstä poistettavien kooreaktorilaitosten suuri määrä. Vuoteen 2010 mennessä Ranskassa oli käytöstä poistettu 15 kooreaktoria ja samaan aikaan 30 muuta koelaitosta oli purkuvaiheessa. Näiden lisäksi vuoteen 2031 mennessä Ranskassa poistuu käytöstä yhdeksän ydinvoimalaitosta (Voizard, 2006, 2-5). Ranskan lain mukaan ydinlaitoksista lähtöisin olevia materiaaleja ei voi kierrättää mihinkään muunlaiseen laitokseen kuin uuteen ydinlaitokseen (World nuclear association, Nuclear power in France, 2016). Tämä osaltaan myös tulee näkymään erittäin matala-aktiivisen jätteen suurena määränä tulevaisuudessa. Vuoden 2011 lopussa CIRES-laitokselle oli loppusijoitettu yhteensä 203 000 m³ jätettä (ASN, 2013, 17).



Kuva 6. Täyttövaiheessa oleva loppusijoituskammio CIRES-laitoksella Morvillersissa, Ranskassa. (ANDRA)

Morvillersissa jäte sijoitetaan kahdeksan metrin syvyyteen kuvan 6 mukaisiin kammioihin. Jäte on aseteltu kammioihin selkeästi pakkauksiin ja kammio on täytetty hiekalla ennen sen sulkemista. Jätteen päälle tiivistetään hiekkaa usean kymmenen senttimetrin paksuudelta, jonka jälkeen kammion päälle asetetaan geomembraani, joka liitetään tiiviisti kammion pohjalla olevan membraaniin. Tällöin jäte on täysin vesitiiviin vaipan ympäröimä. Kammion päälle tiivistetään muutaman metrin savikerros, jonka päälle kasataan 2,5 metriä tiivistämätöntä saviainesta ja ohut kerros kasvumaata (ANDRA 2014, 11). Kammiolle on varotoimena järjestetty sen alaosaan suodatusjärjestelmä mahdollisten kammioista valuvien jätevesien varalta. Kuvassa 7 on poikkileikkaus CIRES-laitoksella käytettävästä loppusijoituskammioista.



Kuva 7. Loppusijoituskammion rakenne CIRES-laitoksella. (ANDRA)

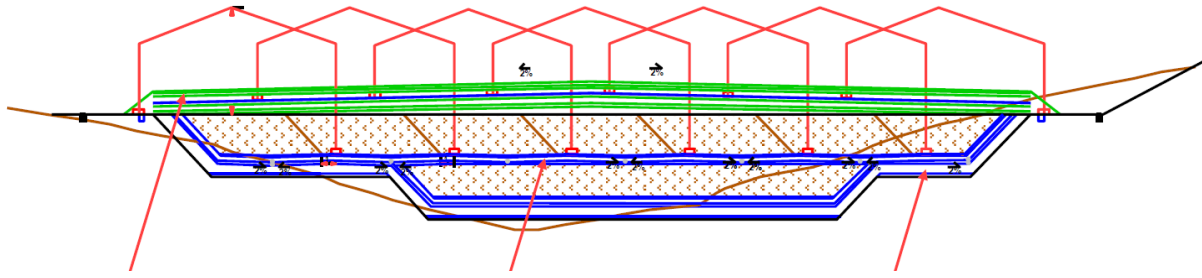
Kammioita valvotaan laitoksella järjestelmällisesti 30 vuotta niiden sulkemisen jälkeen (Voizard, 2006, 11). Valvonta-aika on verrattain lyhyt. Auben alueella Ranskassa on matala- ja keskiaktiivisen jätteen CSA-loppusijoituslaitos, jossa loppusijoitetun jätteen valvonta-aika on 300 vuotta (ANDRA, 2013, 4). Saviainekselle, jolla kammiot peitetään, on tarkoin määritelty rajat nesteiden läpäisevyydelle. Täyttövaiheessa laitoksella käytetään massiivisia siirrettäviä katoksia, jotka estävät luonnonvoimien vaikutuksen loppusijoitusprosessin aikana. Näin voidaan ehkäistä mahdollinen radioaktiivisten materiaalien leviäminen ympäristöön.

Kysyntä erittäin matala-aktiivisen jätteen käsittelylaitokselle on osoittautunut suureksi. Ennusteet osoittavat, että CIRES-laitokselle on loppusijoitettu 762 000 m³ VLLW-jätettä vuoteen 2020 mennessä. Tämä luonnollisesti vaatii laajennustoimenpiteitä laitoksella.

6.2 Espanja – Cordoba – El Cabril

Vuonna 2008 Cordobassa sijaitsevalle Enresa-yhtiön El Cabrilin radioaktiivisen jätteen loppusijoituslaitokselle myönnettiin lupa erittäin matala-aktiivisen jätteen loppusijoittamiselle lähelle maanpintaa. Erittäin matala-aktiiviselle jätteelle on suunniteltu neljä kammiota, joiden yhteenlaskettu tilavuus on noin 17 000 m³ (World nuclear association 2017, Nuclear power in Spain). Vuoden 2016 loppuun mennessä laitoksella on rakennettu kaksi VLLW-loppusijoituskammiota ja saman vuoden toukokuuhun mennessä erittäin matala-aktiivista jätettä oli loppusijoitettu hieman alle 9000 m³ (Enresa 2017). Vuonna 2016 valmistunut kammio 30 näkyy kuvassa 9.

Espanjassa käytetään vastaavanlaisia ydinjätehuollon periaatteita, kuten Ranskassa. Tämä tarkoittaa sitä, että kaikki ydinlaitoksilta lähtöisin olevat jätteet tulee loppusijoittaa. Vuonna 2009 Enresa esitteli erittäin matala-aktiiviselle jätteelle ns. referenssiaktiivisuuspitoisuuden 100 Bq/g. VLLW-laitoksen yhden kammion kokonaisaktiivisuus rajoitettiin myös yhteen prosenttiin (1 %) olemassa olevien keski- ja matala-aktiivisten jätteiden loppusijoituskammioiden kokonaisaktiivisuudesta. Erittäin matala-aktiivisia jätteitä valvotaan laitoksella kammioiden sulkemisen jälkeen 60 vuotta (Lopez et al., 2009, 4-8).



Kuva 8. Loppusijoituskammion rakenne, El Cabril, Espanja. (Lopez et al., 2009, 5)

Loppusijoituskammion rakenne on havainnollistettu kuvassa 8. Jätteet asetetaan kammiossa kahteen kerrokseen, jotka on erotettu toisistaan geomembraanilla (merkitty kuvaan sinisellä). Suojausmenetelmät ovat hyvin samanlaiset Ranskan CIRES-laitoksen loppusijoituskammioiden kanssa. Kammiota täytettäessä käytetään liikutettavaa katosta, joka estää sadevesien pääsyn loppusijoitustilaan ja näin ollen mahdollisten aktiivisten jätevesien syntymisen. Kuvaan 8 on havainnollistettu punaisilla muodoilla kuinka katosta siirretään vähän kerrassaan vasemmalta oikealle.



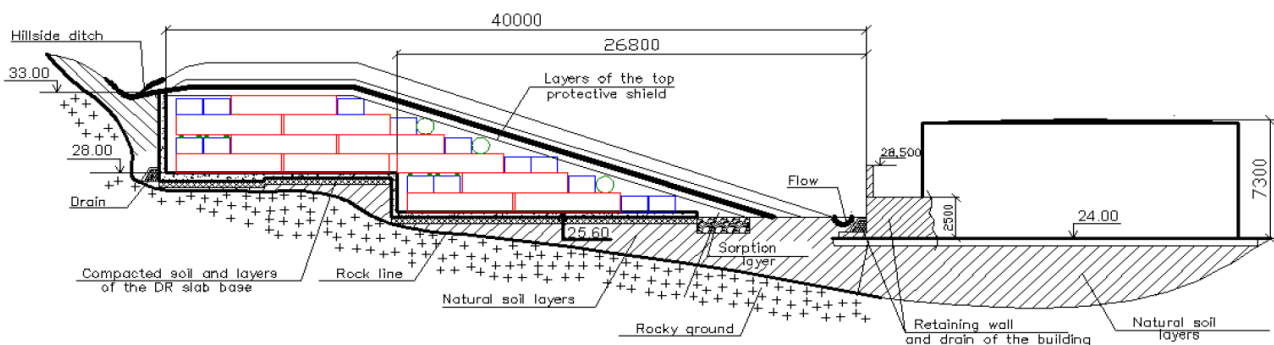
Kuva 9. Kammio 30, El Cabril, Espanja. (World nuclear news, 2016)

Espanjassa on seitsemän toiminnassa olevaa kaupallista ydinreaktoria ja kolme alas ajettua reaktoria, joista yksi on käytöstä poistettu, yksi käytöstä poistovaiheessa ja yksi mahdollisesti uudelleen käynnistettävissä (World nuclear association 2017, Nuclear power in Spain). Tällä hetkellä erittäin matala-aktiivista jätettä saapuu laitokselle epäsäännöllisesti, mutta loppusijoitustilalle riittää kysyntää kunnes olemassa olevia ydinvoimalaitoksia aloitetaan poistamaan käytöstä.

6.3 Venäjä – Andreev Bay

Venäjän puutteellisen ydinjätehuollon myötä luoteis-Venäjällä on erittäin paljon kontaminoitunutta maaperää ja aikaisempia huonoja varastointiratkaisuja mm. käytetylle ydinpolttoaineelle. Ydinreaktoreilla toimivia sukellusveneitä ja laivoja on poistettu käytöstä kylmän sodan jälkeen luoteis-Venäjällä runsaasti, minkä takia alueelle on keskittynyt suuri määrä ydinjätettä. Venäjä on viime aikoina pyrkinyt kohentamaan ydinjätehuoltoaan muiden länsimaiden tasolle. Tämän johdosta on syntynyt useita projekteja vanhojen sijoituslaitosten kunnostamista varten (Demin et al., 2009, 2). Rosatomin alaisuudessa toimivan ydinjättevastaavan RosRAOn luoteis-Venäjän osasto SevRAO (Northwest Centre for Radioactive Waste Management) solmi vuonna 2014 100 miljoonan Venäjän ruplan sopimuksen Norjan Finnmarkin kanssa Andreev Bayn varastoalueiden saneerauksesta (World Nuclear Association 2016, Russia's Nuclear Fuel Cycle).

Rakennustarpeen ja loppusijoitusastioiden käytön minimoimiseksi Venäjällä on otettu käyttöön erittäin matala-aktiivisen jätteen luokituksen. Suunnitelmiin kuuluu perustaa kaatopaikkatyylinen VLLW-loppusijoituslaitos Andreev Bayn alueella olevien väliaikaisten käytetyn ydinpolttoaineen varastolaitosten läheisyyteen. Suurimman osan erittäin matala-aktiivisesta jätteestä odotetaan olevan peräisin siellä kerätystä ja puhdistetusta maaperästä sekä muiden keski- ja matala-aktiivisten jätteiden dekontaminoinnin sivutuotteista. Alueelle rakennetaan toiminnan alussa radioaktiivisen jätteen ja käytetyn ydinpolttoaineen käsittelylaitokset. Erittäin matala-aktiivista jätettä tulee syntyä näiden laitosten käytön ja rakentamisen aikana. Loppujen lopuksi erittäin matala-aktiivista jätettä oletetaan syntyvän noin 17 000 m³ (Demin et al., 5-6). Valmistelevat työt Andreev Bayn alueella alkoivat vuonna 2010. Niihin kuului mm. teiden rakentamista ja voimalinjojen sekä viemäriputkien asentamista eri laitosten välillä (Krasnoshchekov 2013).



Kuva 10. Mallikuva mahdollisesta VLLW-loppusijoitusratkaisusta, Andreev Bay, Venäjä (Demin et al. 2009)

Lähellä maanpintaa liikkuvan pohjaveden takia Andreev Bayn alueelle ei voida rakentaa kaivantotyylisiä loppusijoituslaitosta (kuten Ranskan CIREs-laitoksella). Andreev Bayhin rakennetaan näin ollen rinnetyylinen loppusijoituslaitos, jonka suunnittelussa otetaan voimakkaasti vaikutteita Ruotsin Oskarshamnin vastaavanlaisesta laitoksesta. Kuvassa 10 on havainnollistettu kyseisenlaisen laitoksen rakennetta. Jäte asetetaan loppusijoitusta varten suunnitelluissa pakkauksissa teräsvahvistettujen betonilaattojen päälle. Laattojen alla on kerroksittain sepeliä, hiekkaa ja tiivistettyä maata. Laatat on asennettu 2 % laskukulmaan niin, että jätekammioista valuvat nesteet saadaan kerättyä mäen alapäässä, jossa vedestä otetaan näytteitä kontaminaatioseurannan nimissä. Jätepakkausten päälle asetetaan 0,5 metriä hiekkaa ja vedenpitävä membraani. Membraanin päälle asetetaan vielä noin 2 metriä maa-ainesta. Jätepakkaukset kasataan niin, että loppusijoituslaitoksesta tulee leveyssuunnassa kupolin muotoinen (ks. kuva 11) (Demin et al., 7-8).

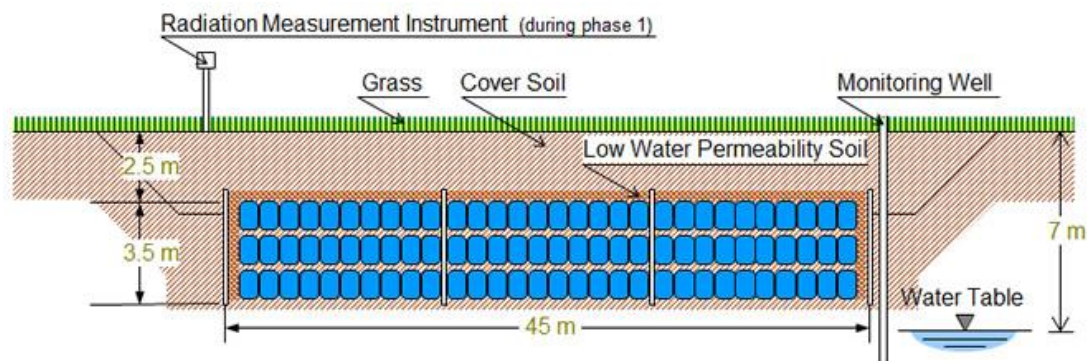


Kuva 11. Oskarshamnin VLLW-loppusijoituslaitos, Ruotsi (Demin et al. 2009)

Vuonna 2008 voimaan tulleessa asetuksessa (R 2.6.5.04 – 08, Hygienic requirements for industrial waste management at the Federal state unitary enterprise “North Federal radwaste management enterprise”) määrättiin erittäin matala-aktiiviselle jätteelle rajoitukset loppusijoittamista varten. Jätteen oletetaan asetuksessa koostuvan strontium-90:stä (20 %) ja cesium-137:stä (80 %) (lyhytikäisiä nuklideja, puoliintumisaika alle 30 a). Jätepakkauksen aktiivisuuspitoisuuden tulee olla välillä 0,3 – 30 Bq/g, pakkauksessa olevan yksittäisen radionuklidin aktiivisuuspitoisuus saa maksimissaan olla 100 Bq/g ja annosnopeuden tulee olla 10 cm päästä pakkauksesta alle 1 μ Sv/h (Ibid 2-4).

6.4 Japani – Tokai – JPDR-loppusijoitus

Vuonna 1982 Japanin atomienergiatoimikunta (JAEC) ilmoitti selvityksessään, että ydinvoimaloiden käytöstä poistoon liittyviä tekniikoita tulee kehittää. JAEC määräsi selvitykseensä liittyen JPDR-laitoksen (Japan Power Demonstration Reactor) purettavaksi, jotta kyseisiä tekniikoita voitaisiin havainnollistaa (JAEA 2014). Käytöstä poiston aikana saataisiin paljon uutta tietoa ja kokemusta reaktorin purkamisesta, aktiivisuuden jakautumisesta laitoksella sekä turvallisuuslähtökohdista tulevaisuuden varalle. JPDR oli vuonna 1963 ensimmäinen japanilainen ydinreaktori, joka tuotti sähköä valtion sähköverkkoon. Vuonna 1976 reaktori ajettiin alas lopullisesti ja vuonna 1982 määrätty reaktorin käytöstä poisto päättyi maaliskuussa 1996 (Tanaka et al., 2013).



Kuva 12. Loppusijoituskammion rakennekuva, Tokai, Japani (JAEA, 2015)

Käytöstä poiston yhteydessä tehtiin havainnollistava loppusijoitustesti erittäin matala-aktiiviselle betonijätteelle. Tämä on ensimmäisiä kertoja maailmassa kun erittäin matala-aktiivista jätettä on virallisesti loppusijoitettu. 6,8 prosenttia laitoksen radioaktiivisen jätteen kokonaismäärästä eli noin 1670 tonnia betonijätettä loppusijoitettiin lähelle maanpintaa JAERI:n (Japan Atomic Energy Research Institute) tutkimuslaitokselle Tokain alueella (Ibid). Työ tapahtui vuosina 1995–1997, jonka aikana alueen pohjaveden pintaa ja veden aktiivisuuspitoisuutta pidettiin tarkkaan silmällä. Alueen maaperää ja pohjavesiä valvotaan vuoteen 2025 asti (JAEA, 2015).

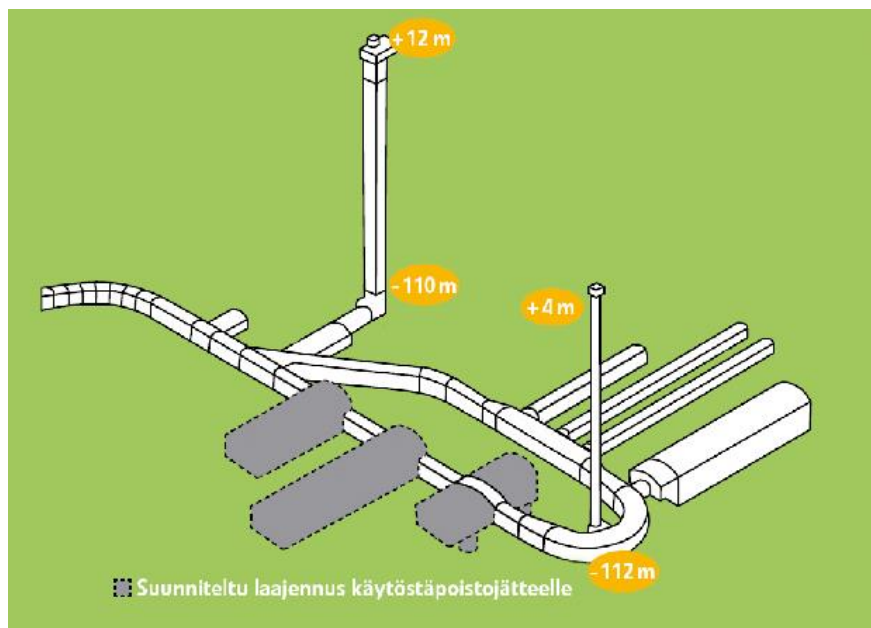


Kuva 13. Jätepussien asentamista loppusijoituskammioon, Tokai, Japani (JAEA, 2015)

Kuvassa 12 on nähtävissä loppusijoituslaitoksen dimensiot. Loppusijoituslaitoksella on kuvasta katsottuna syvyys suunnassa toiset kolme vastaavanlaista kammiota eli yhteensä 6 loppusijoituskammiota (Ibid). Kammiot on ympäröity tiivistetyllä maa-aineksella, joka päästää läpi maaperän nesteitä hyvin heikosti. Kammiot on erotettu toisistaan ja ympäröity järeillä seinillä, mutta muita suojakerroksia ei ole käytetty. Erittäin matala-aktiivinen betonijäte on sijoitettu kammioihin kuvan 13 mukaisissa suurissa säkeissä.

7 RADIOAKTIIVISEN JÄTTEEN KÄSITTELY SUOMESSA

Suomessa ei käytetä toistaiseksi radioaktiiviselle jätteelle luokittelua erittäin matala-aktiivinen jäte. Vapautusrajan yläpuolella oleva luokitus Suomessa on matala-aktiivinen jäte, jonka aktiivisuuspitoisuus on maksimissaan 1 kBq/g. Muita virallisia radioaktiivisen jätteen luokituksia ovat keski- (1 kBq/g – 10 MBq/g) ja korkea-aktiivinen jäte (yli 10 MBq/g). Säteilyturvakeskus on ydinturvallisuusohjeissaan määrännyt IAEA turvallisuusohjeen RS-G-1.7 mukaiset radionuklidikohtaiset aktiivisuuspitoisuus- ja katerajat yleisille kaatopaikoille vapautettavassa jätteessä (STUK, 2013, YVLD-4, Liite A ja B). Jätteen valvonnasta vapauttamisesta Suomessa sivuttiin kappaleessa 2.1. Aktiivisuuspitoisuus- ja katerajat rajoitetuille jättemäärille on esitetty taulukossa 1 (sivu 9). Nuklidikohtaiset aktiivisuuspitoisuusrajat rajoittamattomille jäte-erille ovat nähtävillä liitteissä 1-2.

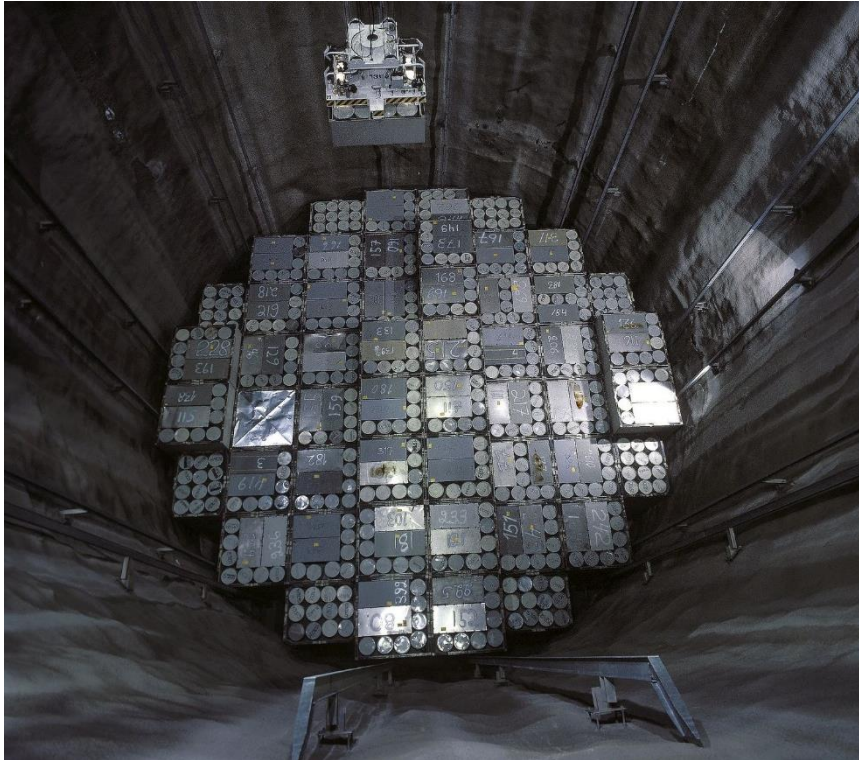


Kuva 14. Loviisan voimalaitosjäteluola (Posiva).

7.1 Loppusijoittaminen

Matala- ja keskiaktiivista jätettä loppusijoitetaan Suomessa Olkiluodossa ja Loviisassa olevien voimalaitosten omiin voimalaitosjäteluoliin. Molemmat luolat on louhittu kallioperään, Olkiluodossa 95 metrin syvyyteen ja Loviisassa 110 metrin syvyyteen. Olkiluodon voimalaitosjäteluolassa matala- ja keskiaktiiviset jätteet loppusijoitetaan omiin silloihinsa, joiden yläpää on 60 metrin syvyydellä

maanpinnasta. Kuvassa 15 näkyy Olkiluodon toinen täyttövaiheessa oleva jätesiiilo. Loviisan voimalaitosjäteluolassa jätteet sijoitetaan neljään 110 metrin syvyydellä olevaan käytävään. Kaksi käytävää on varattu matala-aktiiviselle kiinteälle voimalaitosjätteelle, yksi keskiaktiiviselle kiinteälle voimalaitosjätteelle ja yksi keskiaktiiviselle kiinteätetylle nestemäiselle jätteelle (STUK, 20.8.2015). Loviisan voimalaitosjäteluolan rakenne on havainnollistettu kuvassa 14. Kuvassa 14 näkyvät harmaalla värjätetyt osiot ovat voimalaitosten käytöstä poistoa varten kaavailtuja loppusijoituskäytäviä.



Kuva 15. TVO:n Olkiluodon voimalaitosjätesiilo (Länsi-Suomi, 25.5.2015).

Ydinjätehuollon periaatteiden mukaan kaikki Suomessa syntynyt ydinjäte tulee loppusijoittaa Suomeen. Laitoskohtaisten matala- ja keskiaktiivisen jätteen loppusijoitusluolien rakentaminen on osoittautunut voimayhtiöille kannattavimmaksi vaihtoehdoksi. Kallioluolaan loppusijoittamisen etuna on se, että kun loppusijoituslaitos suljetaan, ei kyseinen laitos vaadi enää valvontaa. Olkiluodon ja Loviisan VLJ-luolat on suunniteltu niin, että käytöstä poistettaessa itse laitokset loppusijoitetaan kyseisiin luoliin. Mahdollisesti vaadittavan lisäkapasiteetin synnyttäminen on mitä luultavammin kaikista kannattavinta nimenomaan olemassa olevia luolia laajentamalla. Olemassa oleviin voimalaitosjäteluoliin pystytään loppusijoittamaan kaikki laitoksilla syntyvät kiinteät ja nestemäiset ydinjätteet lukuun ottamatta korkea-aktiivista jätettä, johon Suomessa lukeutuu käytännössä pelkästään käytetty ydinpolttoaine. Posiva on suunnitellut käytetyn polttoaineen loppusijoituslaitosta

Olkiluodon saarelle Eurajoella vuodesta 1999 lähtien. Posiva jätti rakentamislupahakemuksen työ- ja elinkeinoministeriölle vuonna 2012. Lupa myönnettiin hallituksen toimesta vuoden 2015 lopussa (STUK 13.11.2015).

7.2 Näkemyksiä VLLW:n suhteen

Loppusijoittaminen lähelle maanpintaa on Suomessa sääolojen takia hyvin haasteellista. Talven aikana routa voi pahimmillaan ulottua jopa kahden metrin syvyyteen maan pinnasta, jolloin esimerkiksi Ranskassa käytetty kaatopaikkatyylinen loppusijoitustapa ei ole helposti toteutettavissa. Jäätymisen myötä maaperän veden tilavuus kasvaa, mikä näkyy maan pinnalla routimisena eli maan pinnan halkeiluna ja nousemisena. Routimisen aiheuttamien vaurioiden myötä radionuklidien leviämisen riski loppusijoituskammioista olisi varsin korkea. Loppusijoittaminen routarajaa syvemmälle kaivannaistyyppisesti ei toistaiseksi ole kannattavaa, koska nykyisten voimalaitosjäteluolien kapasiteetin katsotaan olevan riittävä laitosten käyttöön ja käytöstä poistojakson ajaksi. Erittäin matala-aktiivisen jätteen luokittelua ei näin ollen ole järkevä käyttää nykyisten suomalaisten ydinvoimalaitosten yhteydessä.

Fennovoiman edustajat esittivät uuden Hanhikiven ydinvoimalaitoksen rakentamislupahakemuksessa kaksi vaihtoehtoa voimalaitosjätteen loppusijoittamiselle: Maaperäloppusijoitus ja perinteinen voimalaitosjäteluola. Hakemuksessa mainittu maaperäloppusijoitus on tarkoitettu nimenomaan erittäin matala-aktiiviselle jätteelle. Matala- ja keskiaktiivista jätettä varten Fennovoima on aloittanut tutkimukset voimalaitosjäteluolan perustamiselle laitosalueellaan. Fennovoiman Ville Koskisen julkaisussa ei oteta kantaa Suomen ilmaston aiheuttamiin haasteisiin maaperäloppusijoittamisessa, mutta tekstin mukaan kuitenkin ”maaperäloppusijoitus voidaan toteuttaa STUKin toimenpideluvalla aktiivisuusinventaarin pysyessä verrattain alhaisena”. Mikäli maaperäloppusijoittamiseen päädytään, tulee se olemaan ensimmäinen kerta kun Suomessa loppusijoitetaan radioaktiivista jätettä muualle kuin peruskallioon. Fennovoima tulee toteuttamaan loppusijoitusratkaisunsa yhteistyössä Posiva Solutions Oy:n kanssa (Koskinen 2016).

8 YHTEENVETO

Maailmassa on edelleen olemassa monenlaisia lähestymistapoja radioaktiivisen jätteen luokitteluun. Tietoisuus säteilyn terveysvaikutuksista ja käyttökokemukset ovat johtaneet yleisesti hyväksytyihin ja ymmärrettyihin sääntöihin ydinjätehuollon piireissä ympäri maailmaa. Kansallisen atomienergiajärjestön IAEA:n perustamisen jälkeen tähän päivään mennessä valtioiden säännöt koskien radioaktiivista jätettä ovat pääosin alkaneet seurata yhtenäistä linjaa.

Erittäin matala-aktiivisen jätteen luokituksen käyttöönotto on osoittautunut hyvin kannattavaksi eri puolilla maailmaa. Euroopassa ylivoimaisesti eniten ydinsähköä tuottava Ranska on varautunut jo alkaneeseen ensimmäisen sukupolven ydinlaitosten käytöstä poistoon perustamalla maailman ensimmäisen VLLW-loppusijoituslaitoksen vuonna 2003. Ydinlaitosten käytöstä poistossa syntyvistä jätteistä tilavuusosuudeltaan suurin osa on erittäin matala-aktiivista jätettä. Vastaavanlaisen jätteen syntyminen tulee pian olemaan globaalisti huomioon otettava asia käyttöönsä päättymisen lähestyessä ydinlaitoksia ympäri maapalloa.

Ranskassa ja Espanjassa yleistynyt ydinjätehuollon periaate, jossa kaikki säteilylle alttiilta alueilta syntyneet jätteet käsitellään radioaktiivisena jätteenä, on myös ajanut voimakkaasti erittäin matala-aktiivisen jätteen luokituksen yleistymistä. Valtioissa, joiden ydinlaitoksilta vapautetaan yleisille kaatopaikoille säteilyturvallisuuden näkökulmasta ihmiselle vaaratonta jätettä, kuten Suomessa, on myös tiedostettu VLLW:n kannattavuus. Tämä on huomioitu esimerkiksi Fennovoiman Hanhikiven voimalaitoksen rakennuslupahakemuksessa, jossa esille nostettiin maaperäloppusijoittamisen mahdollisuus. Ydinlaitosten käytön aikana syntyvästä jätteestä on kuitenkin aina osa erittäin matala-aktiivista.

Loppusijoitettaessa lähelle maanpintaa, erottamalla VLLW matala-aktiivisen jätteen piiristä saavutetaan taloudellisia hyötyjä yksinkertaisemman ja halvemmän loppusijoitustavan sekä lyhyemmän laitoksen sulkemisen jälkeisen valvonta-ajan myötä. Tämä on todettu kannattavaksi etenkin Länsi-Euroopassa, mutta myös esimerkiksi Venäjällä, jossa on suunnitteilla runsaasti projekteja vanhojen puutteellisten ydinjätteen varasto- ja loppusijoituslaitosten kunnostamiseksi ja modernisoimiseksi.

Suomessa, jos mietitään yli sadan metrin syvyyteen rakennettavan voimalaitosjäteluolan vaatimaa investointia, on VLLW:n osuuden poistaminen vaadittavasta sijoitustilavuudesta suuri säästö, mikäli erittäin matala-aktiivinen jäte voidaan vaihtoehtoisesti loppusijoittaa lähelle maanpintaa. Toisaalta loppusijoituslaitoksen sulkemisen jälkeinen valvonta-aika vaatii myös resursseja. VLLW-luokituksen kannattavuuden todentaminen vaatii kattavia tutkimusta ja laskelmia. Aika näyttää tuleeko luokitus vielä käyttöön Suomessa.

LÄHTEET

ANDRA 2014, Andra, The French National Radioactive Waste Management Agency, Andra's solutions and experience.

[Verkkodokumentti: <https://www.andra.fr/international/download/andra-international-en/document/andra-solutions.pdf>, Viitattu 7.2.2017]

ANDRA 2013, The waste disposal facility in the Aube District.

[Verkkodokumentti: <http://www.andra.fr/download/andra-international-en/document/editions/379fva.pdf>, Viitattu 7.11.2013]

ANDRA 2009, Waste quantities.

[Verkkodokumentti: <https://www.andra.fr/international/pages/en/menu21/waste-management/waste-quantities-1611.html>, Viitattu 7.2.2017]

ASN Autorite de Surete Nucleaire, Republique Francaise (France), 2013, French National Plan for the Management of Radioactive Materials and Waste 2013-2015. [Verkkodokumentti:

<http://www.french-nuclear-safety.fr/content/download/54419/369533/version/2/file/French+National+Plan+for+the+Management+of+Radioactive+Materials+and+Waste+2013-2015.pdf>, Viitattu 18.1.2017]

Borrmann Franz, 2010, Management of very low level radioactive waste in Europe – application of clearance (and the alternatives), Sat Science GmbH, IAEA Regional Workshop on the Release of Sites and Building Structures Sep '10.

[Verkkodokumentti: <https://www-ns.iaea.org/downloads/rw/projects/r2d2/workshop9/presentations/management-of-very-low-level-waste.pdf>, Viitattu 6.11.2016]

Demin A.V., Velikina S.A., 2009, Design solutions for the creation of VLLW disposal facilities in the RF North-West region, Open joint stock company «East-European leading scientific research and design institute for energy technologies» (OJSC «Leading Institute «VNIPIET»)

[Verkkodokumentti:

<https://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NEFW/CEG/documents/ws022009/2.%20Landfill%20for%20Very%20Low%20Level%20Waste/2.2%20Design%20of%20VLLW%20facilities%20in%20North-West%20Engl.pdf>, Viitattu 2.7.2017]

Enresa 2017, El Cabril disposal facility

[Verkkosivut: <http://www.enresa.es/eng/index/activities-and-projects/el-cabril>, Viitattu 7.2.2017]

International Atomic Energy Agency, Kotisivut.

[Saatavilla: <https://www.iaea.org/about/overview/history>, Viitattu 22.11.2016]

International Atomic Energy Agency, Wien 2009, Classification of radioactive waste, General safety guide, IAEA Safety standards series No. GSG-1.

[Verkkodokumentti, saatavissa: [http://www-](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1419_web.pdf)

[pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1419_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1419_web.pdf), Viitattu 6.11.2016]

International Atomic Energy Agency, Wien 2004, Disposal of low activity radioactive waste, proceedings of the international symposium, Cordoba, Spain 2004. L. Baekelandt, Very low level waste – The need for a new category of radioactive waste? ISBN 92-0-102905-5

International Atomic Energy Agency, Wien 2006, Safety of radioactive waste disposal, proceedings of the international conference on the safety of radioactive waste disposal in Tokyo 2005. V. Nys, Association Vincotte Nucleaire, Demonstrating the safety of near surface disposal facilities. ISBN 92-0-108206-1.

JAEA, Japan Atomic Energy Agency, 2015, Demonstration Test of VLL Concrete Waste Disposal

[Verkkosivut: https://www.jaea.go.jp/english/04/ntokai/backend/backend_01_04_01.html, Viitattu 7.2.2017]

JAEA, Japan Atomic Energy Agency, 2014, JPDR (Japan Power Demonstration Reactor)

[Verkkosivut:

https://www.jaea.go.jp/english/04/ntokai/decommissioning/01/decommissioning_01_01.html,

Viitattu 7.2.2017]

Koskinen Ville, 2016, Fennovoiman ydinjätehuollon ajankohtaiset kuulumiset, ATS Ydintekniikka 4/2016 vol. 45, Suomen atomiteknillinen seura, ISSN-0356-0473, sivut 18–19.

Krasnoshchekov Alexander, 2013, Review of international projects on SNF and RW management in Andreeva bay site, Rosatom, NWC "SevRAO"- branch of FSUE "RosRAO"

[Verkkojulkaisu: [https://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NEFW/Technical-](https://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NEFW/Technical-Areas/WTS/CEG/documents/27th-IAEA-CEG-_Plenary-Meeting/PDF_English/3.4.Review_of_international_projects_in_Andreeva_bay_Eng.pdf)

[Areas/WTS/CEG/documents/27th-IAEA-CEG-_Plenary-](https://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NEFW/Technical-Areas/WTS/CEG/documents/27th-IAEA-CEG-_Plenary-Meeting/PDF_English/3.4.Review_of_international_projects_in_Andreeva_bay_Eng.pdf)

[Meeting/PDF_English/3.4.Review_of_international_projects_in_Andreeva_bay_Eng.pdf](https://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NEFW/Technical-Areas/WTS/CEG/documents/27th-IAEA-CEG-_Plenary-Meeting/PDF_English/3.4.Review_of_international_projects_in_Andreeva_bay_Eng.pdf),

Viitattu 8.2.2017]

Level 2016, Pipe materials, Funded by BRANZ Ltd.

[Verkkodokumentti: <http://www.level.org.nz/water/water-supply/system-layout-and-pipework/pipe-materials>, Viitattu 21.11.2016]

López I., Navarro M., Zuloaga P., 2009, Safety Assessment of the New Very Low-Level Waste Disposal Installation at El Cabril, Spain – 9042, Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A (ENRESA), WM2009 Conference, Maaliskuu 1-5, 2009, Phoenix, AZ.

[Verkkodokumentti: <http://www.wmsym.org/archives/2009/pdfs/9042.pdf>, Viitattu: 7.2.2017]

Nuclear energy agency, 2016, Radioactive waste management programmes in OECD/NEA member countries – Germany.

[Verkkodokumentti: https://www.oecd-nea.org/rwm/profiles/germany_profile.pdf, Viitattu:

31.1.2017]

Ojovan M.I., Lee W.E., Elsevier Ltd, 2014, An Introduction to Nuclear Waste Immobilisation (Second Edition), ISBN 978-0-08-099392-8

Posiva, Ydinjätehuolto, kuva 14 kappaleessa 7.

[Verkkosivut: <http://www.posiva.fi/loppusijoitus/ydinjatehuolto#.WJsx-3qWE9U>]

Radioactivity.eu.com, Kuvat osassa 5.1, © ANDRA.

[Linkki: http://www.radioactivity.eu.com/site/pages/VLLW_Disposal.htm]

Republique Francaise (France), 2011, Fourth National Report on Compliance with the Joint Convention Obligations, Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. [Verkkodokumentti: <http://www.french-nuclear-safety.fr/Media/Files/4th-national-report2>, Viitattu 18.1.2017]

Rodríguez Beceiro Alvaro, 2014, Disposal solutions implemented for VLLW, ENRESA, IAEA Scientific forum 23-24.9.2014.

[Verkkodokumentti: <http://www-pub.iaea.org/MTCD/Meetings/PDFplus/2014/cn219/Presentations/14Beceiro.pdf>, Viitattu 21.11.2016]

Säteilyturvakeskus 13.11.2015, Käytetyn polttoaineen loppusijoitus Suomessa.

[Verkkodokumentti: <http://www.stuk.fi/aiheet/ydinjatteet/kaytetyn-polttoaineen-loppusijoitus-suomessa>, Viitattu 8.2.2017]

Säteilyturvakeskus 20.8.2015, Matala- ja keskiaktiivisen jätteen loppusijoitus Suomessa.

[Verkkodokumentti: <http://www.stuk.fi/aiheet/ydinjatteet/matala-ja-keskiaktiivisen-jatteen-loppusijoitus-suomessa>, Viitattu 15.11.2016]

Säteilyturvakeskus 4.3.2016, Radioaktiivisten jätteiden ja päästöjen ryhmittely.

[Verkkodokumentti, saatavissa: <http://www.stuk.fi/aiheet/ydinjatteet/radioaktiivisten-jatteiden-ja-paastojen-ryhmittely>, Viitattu 7.11.2016]

Säteilyturvakeskus 24.8.2015, Ydinjätteet ja niistä huolehtiminen maailmalla.

[Verkkodokumentti, saatavissa: <http://www.stuk.fi/aiheet/ydinjatteet/ydinjatteet-ja-niista-huolehtiminen-maailmalla>, Viitattu 15.11.2016]

Säteilyturvakeskus 15.11.2013, Ydinturvallisuusohje D.4.

[STUKin tietokanta STUKLEX: <http://plus.edilex.fi/stuklex/fi/lainsaadanto/saannosto/YVLD-4>, Viitattu 6.11.2016]

TVO, 2010, Ydinvoimalaitosyksikkö Olkiluoto 3, s. 55, kuva 15 kappaleessa 7.1

[Saatavilla: http://www.tvo.fi/uploads/julkaisut/tiedostot/ydinvoimalaitosyksikko_ol3_fin.pdf]

Mitsugu Tanaka, Satoshi Yanagihara, Yoshihiro Seiki, 2013, The japan power demonstration reactor decommissioning program - Overview and lessons learned, Japan Atomic Energy Research Institute.

[Verkkodokumentti: <http://www.wmsym.org/archives/1997/sess25/25-02.htm>, Viitattu: 7.2.2017]

United States Nuclear Regulatory Commission, U.S.NRC, 2015, § 61.55 Waste classification.

[Verkkosivut: <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part061/part061-0055.html>, Viitattu 8.2.2017]

Voizard Patrice, 2006, MORVILLIERS VERY-LOW-LEVEL WASTE FACILITY experience gained after two years of operation, ANDRA, CEG Olkiluoto 2006.

[Verkkodokumentti:

https://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NEFW/CEG/documents/ws062006_18E.pdf, Viitattu 7.11.2016]

World nuclear association, 2016, Nuclear power in France

[Verkkojulkaisu: <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/france.aspx>, Viitattu 25.1.2017]

World nuclear association, 2017, Nuclear power in Germany

[Verkkojulkaisu: <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-g-n/germany.aspx>, Viitattu 24.1.2017]

World nuclear association, 2016, Nuclear power in Japan

[Verkkojulkaisu: <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-g-n/japan-nuclear-power.aspx>, Viitattu 24.1.2017]

World nuclear association 2017, Nuclear power in Spain

[Verkkojulkaisu: <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-o-s/spain.aspx>, Viitattu: 7.2.2017]

World nuclear association, 2016, Radioactive waste management

[Verkkajulkaisu: <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-wastes/radioactive-waste-management.aspx>, Viitattu 25.1.2017]

World nuclear association, 2016, Russia's Nuclear Fuel Cycle

[Verkkajulkaisu: <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-o-s/russia-nuclear-fuel-cycle.aspx>, Viitattu 8.2.2017]

World nuclear news, 2016, kuva 10 kappaleessa 6.2, © Enresa

[Linkki: <http://www.world-nuclear-news.org/WR-Operation-of-second-Spanish-VLLW-vault-approved-0707164.html>]

LIITTEET

Liite 1. Radionuklidikohtaiset aktiivisuuspitoisuusrajat rajoittamattomille jäte-erille (1/2) (STUK, 2013, YVLD-4, Liite A).

Radionuklidi	Aktiivisuuspitoisuus (Bq/g)	Radionuklidi	Aktiivisuuspitoisuus (Bq/g)	Radionuklidi	Aktiivisuuspitoisuus (Bq/g)
H-3	100	Ni-65*	10	Sr-85m*	100
Be-7	10	Cu-64*	100	Sr-87m*	100
C-14	1	Zn-65	0,1	Sr-89	1000
F-18 *	10	Zn-69*	1000	Sr-90	1
Na-22	0,1	Zn-69m*	10	Sr-91*	10
Na-24*	1	Ga-72*	10	Sr-92*	10
Si-31	1000	Ge-71	10000	Y-90	1000
P-32	1000	As-73	1000	Y-91	100
P-33	1000	As-74*	10	Y-91m*	100
S-35	100	As-76*	10	Y-92*	100
Cl-36	1	As-77	1000	Y-93*	100
Cl-38*	10	Mo-101*	10	Zr-93*	10
K-42	100	Tc-96	1	Zr-95	1
K-43 *	10	Tc-96m*	1000	Zr-97*	10
Ca-45	100	Tc-97	10	Nb-93m	10
Ca-47	10	Tc-97m	100	Nb-94	0,1
Sc-46	0,1	Tc-99	1	Nb-95	1
Sc-47	100	Tc-99m*	100	Nb-97*	10
Sc-48	1	Ru-97	10	Nb-98*	10
V-48	1	Ru-103	1	Mo-90*	10
Cr-51	100	Ru-105*	10	Mo-93	10
Mn-51*	10	Ru-106	0,1	Mo-99	10
Mn-52	1	Rh-103m*	10000	Sn-125	10
Mn-52m *	10	Rh-105	100	Sb-122	10
Mn-53	100	Pd-103	1000	Sb-124	1
Mn-54	0,1	Pd-109	100	Sb-125	0,1
Mn-56*	10	Ag-105	1	Te-123m	1
Fe-52 *	10	Ag-110m	0,1	Te-125m	1000
Fe-55	1000	Ag-111	100	Te-127	1000
Fe-59	1	Cd-109	1	Te-127m	10
Co-55 *	10	Cd-115	10	Te-129*	100
Co-56	0,1	Cd-115m	100	Te-129m	10
Co-57	1	In-111	10	Te-131*	100
Co-58	1	In-113m*	100	Te-131m	10
Co-58m*	10000	In-114m	10	Te-132	1
Co-60	0,1	In-115m*	100	Te-133*	10
Co-60m*	1000	Sn-113	1	Te-133m*	10
Co-61*	100	Se-75	1	Te-134*	10
Co-62m*	10	Br-82	1	I-123	100
Ni-59	100	Rb-86	100	I-125	100
Ni-63	100	Sr-85	1	I-126	10

Liite 2. Radionuklidikohtaiset aktiivisuuspitoisuusrajat rajoittamattomille jäte-erille (2/2) (STUK, 2013, YVLD-4, Liite A).

Radionuklidi	Aktiivisuuspitoisuus (Bq/g)	Radionuklidi	Aktiivisuuspitoisuus (Bq/g)	Radionuklidi	Aktiivisuuspitoisuus (Bq/g)
I-129	0,01	Yb-175	100	U-233	1
I-130*	10	Lu-177	100	U-236	10
I-131	10	Hf-181	1	U-237	100
I-132*	10	Ta-182	0,1	U-239*	100
I-133*	10	W-181	10	U-240*	100
I-134*	10	W-185	1000	Np-237	1
I-135*	10	W-187	10	Np-239	100
Cs-129	10	Re-186	1000	Np-240*	10
Cs-131	1000	Re-188*	100	Pu-234*	100
Cs-132	10	Os-185	1	Pu-235*	100
Cs-134	0,1	Os-191	100	Pu-236	1
Cs-134m*	1000	Os-191m*	1000	Pu-237	100
Cs-135	100	Os-193	100	Pu-238	0,1
Cs-136	1	Ir-190	1	Pu-239	0,1
Cs-137	0,1	Ir-192	1	Pu-240	0,1
Cs-138*	10	Ir-194*	100	Pu-241	10
Ba-131	10	Pt-191	10	Pu-242	0,1
Ba-140	1	Pt-193m	1000	Pu-243*	1000
La-140	1	Pt-197*	1000	Pu-244	0,1
Ce-139	1	Pt-197m*	100	Am-241	0,1
Ce-141	100	Au-198	10	Am-242*	1000
Ce-143	10	Au-199	100	Am-242m	0,1
Ce-144	10	Hg-197	100	Am-243	0,1
Pr-142*	100	Hg-197m	100	Cm-242	10
Pr-143	1000	Hg-203	10	Cm-243	1
Nd-147	100	Tl-200	10	Cm-244	1
Nd-149*	100	Tl-201	100	Cm-245	0,1
Pm-147	1000	Tl-202	10	Cm-246	0,1
Pm-149	1000	Tl-204	1	Cm-247	0,1
Sm-151	1000	Pb-203	10	Cm-248	0,1
Sm-153	100	Bi-206	1	Bk-249	100
Eu-152	0,1	Bi-207	0,1	Cf-246	1000
Eu-152m*	100	Po-203*	10	Cf-248	1
Eu-154	0,1	Po-205*	10	Cf-249	0,1
Eu-155	1	Po-207*	10	Cf-250	1
Gd-153	10	At-211	1000	Cf-251	0,1
Gd-159*	100	Ra-225	10	Cf-252	1
Tb-160	1	Ra-227	100	Cf-253	100
Dy-165*	1000	Th-226	1000	Cf-254	1
Dy-166	100	Th-229	0,1	Es-253	100
Ho-166	100	Pa-230	10	Es-254	0,1
Er-169	1000	Pa-233	10	Es-254m	10
Er-171*	100	U-230	10	Fm-254*	10000
Tm-170	100	U-231	100	Fm-255*	100
Tm-171	1000	U-232	0,1		