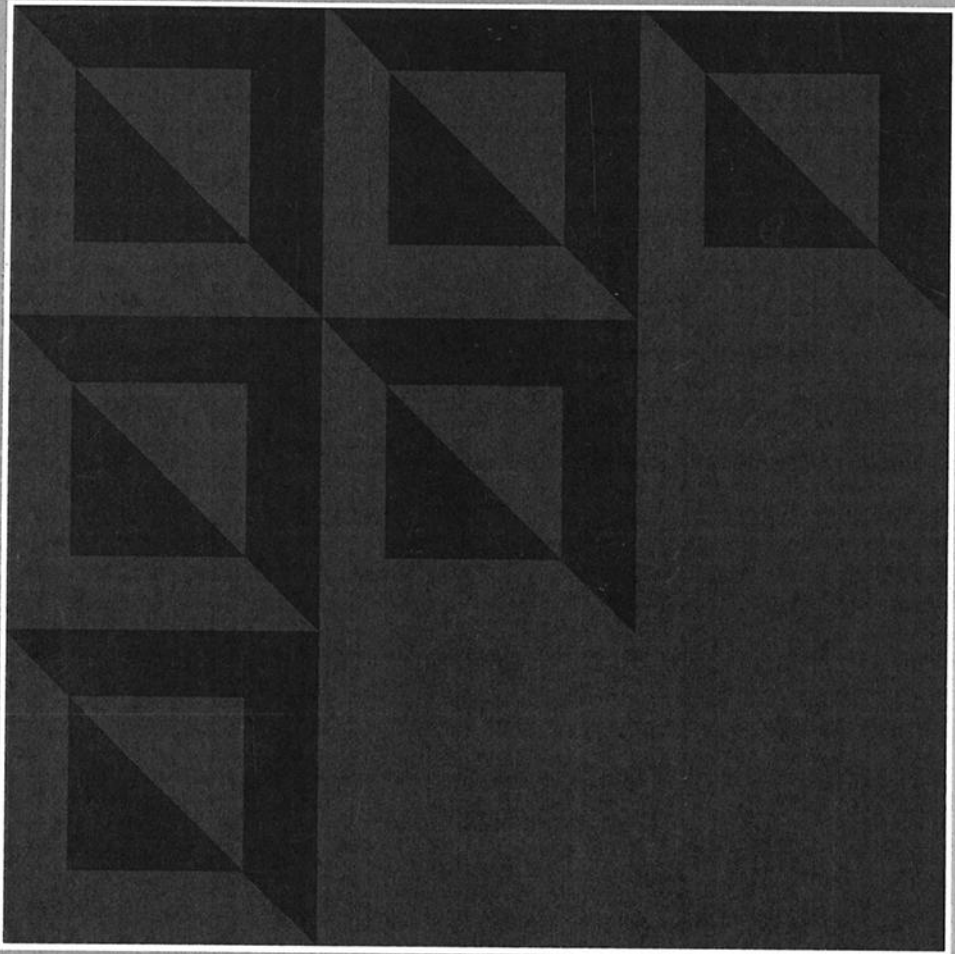


Seppo Vuori

**Käytetyn ydinpolttoaineen suoraan  
loppusijoitukseen ja jälleenkäsittelyyn  
perustuvien huoltovaihtoehtojen  
säteily- ja ympäristöturvallisuus**



Kauppa- ja  
teollisuusministeriön  
tutkimuksia ja raportteja  
8/1996

Seppo Vuori

**Käytetyn ydinpolttoaineen suoraan  
loppusijoitukseen ja jälleenkäsittelyyn  
perustuvien huoltovaihtoehtojen  
säteily- ja ympäristöturvallisuus**

Kauppa- ja  
teollisuusministeriön  
tutkimuksia ja raportteja  
8/1996  
Energiaosasto





KAUPPA- JA  
TEOLLISUUSMINISTERIÖ

Aleksanterinkatu 4, PL 230, 00171 HELSINKI  
Puhelin (90) 1601, Telekopio (90) 160 3666

Julkaisusarjan nimi ja tunnus  
Tutkimuksia ja raportteja 8/1996

Tekijät (toimielimestä: nimi, puh.johtaja, sihteeri)  Seppo Vuori	Julkaisu-aika Toukokuu 1996	
	Toimeksiantaja(t) Kauppa- ja teollisuusministeriö	
	Toimielimen asettamispvm	
Julkaisun nimi Käytetyn ydinpolttoaineen suoraan loppusijoitukseen ja jälleenkäsittelyyn perustuvien huoltovaihtoehtojen säteily- ja ympäristöturvallisuus		
Tiivistelmä Selvityksen taustana on ydinenergialain muutosten eduskuntakäsittelyn yhteydessä hallitukselle esitetty vaatimus selvittää, onko käytetyn ydinpolttoaineen jälleenkäsittely koko ketju huomioon ottaen ihmisten ja ympäristön turvallisuuden kannalta parempi ydinjätehuoltovaihtoehto kuin käytetyn ydinpolttoaineen suora loppusijoittaminen. Raportissa käydään läpi ydinpolttoainekierron vaihtoehdot, jotka perustuvat joko käytetyn polttoaineen suoraan loppusijoitukseen tai jälleenkäsittelyyn ja siitä kertyvien runsasaktiivisten jätteiden loppusijoitukseen. Vertailevassa katsauksessa nojaututaan aikaisemmin tehtyjen kansainvälisten selvitysten tuloksiin keskittyen nykytekniikkaan perustuvien polttoainekierron teknisten ratkaisujen säteily- ja ympäristöturvallisuuteen. Tuotettua sähköenergiämäärää kohden laskettuna kokonaisvaikutusten arviointisuurena käytetty maailmanlaajuinen kokonaisväestöannos on jälleenkäsittelyn ja siinä erotetun polttoaineen uudelleenkäytön tapauksessa hieman alhaisempi kuin suoraan loppusijoitukseen perustuvassa vaihtoehdossa. Eron syynä on lähinnä säteilyannosten painottuminen polttoainekierron alkupäähän eli uraanimalmin louhinta- ja rikastusjätteiden loppusijoituksen pitkäaikaisvaikutuksiin, jolloin luonnonuraania tehokkaammin hyödyntävän jälleenkäsittelyvaihtoehdon vaikutukset jäävät pienemmiksi. Uusimmissa uraanimalmioissa voidaan louhintajätteiden loppusijoitukseen kuitenkin soveltaa huomattavasti edistynyttä tekniikkaa, jolloin aiheutuvat säteilyvaikutukset polttoainekierron alkupäästä vähentyvät merkittävästi. Käytetyn ydinpolttoaineen ja runsasaktiivisen kiinteätetyn jälleenkäsittelyjätteen loppusijoituksen säteilyturvallisuudessa kokonaisväestöannoksina tarkasteltuna ei tämän katsauksen perusteella voida katsoa olevan merkittäviä eroja - etenkin kun otetaan huomioon myös itse jälleenkäsittelyvaiheesta aiheutuvat vaikutukset. Verrattaessa arvioituja loppusijoituslaitoksen lähiympäristön väestön vuotuisia enimmäisannoksia viranomaisvaatimuksiin useat ulkomaiset ja kotimaiset turvallisuusselvitykset päätyvät yhtenevästi johtopäätökseen, että kummankin jätetyypin tapauksessa loppusijoitus voidaan toteuttaa turvallisesti ja keskinäiset erot ovat vähäisiä.		
Avainsanat (asiasanat) ydinpolttoainekierto, ydinjätehuolto, käytetty ydinpolttoaine, jälleenkäsittely		
ISSN 1236-2352	ISBN 951-739-156-0	
Kok.sivumäärä 68	Kieli Suomi	Hinta 70 mk
Julkaisija Kauppa- ja teollisuusministeriö	Kustantaja OY EDITA AB	

## Esipuhe

Eduskunta käsitteli joulukuussa 1994 hallituksen esityksen mukaisia muutoksia ydinenergialakiin koskien vaatimuksia Suomessa tapahtuneen ydinenergian käytön yhteydessä tai seurauksena syntyneiden ydinjätteiden käsittelemisestä, varastoisesta ja loppusijoittamisesta Suomessa. Lakimuutoksen käsittelyn yhteydessä pohdittiin myös vaihtoehtoa, joka sallisi käytetyn ydinpolttoaineen jälleenkäsittelyn ulkomailla, kunhan erotettujen jätteiden loppusijoitus tapahtuisi Suomessa. Ympäristövaliokunnan mietintöön perustuen eduskunta sisällytti vastaukseensa hallituksen esitykseen laiksi ydinenergialain muuttamisesta lausuman, jossa edellytetään hallituksen selvittävän, onko käytetyn ydinpolttoaineen jälleenkäsittely koko ketju huomioon ottaen ihmisten ja ympäristön turvallisuuden kannalta parempi ydinjätehuoltovaihtoehto kuin käytetyn ydinpolttoaineen suora loppusijoittaminen.

Kauppa- ja teollisuusministeriö tilasi VTT Energialta tämän katsauksen, jossa aikaisemmin tehtyjen kansainvälisten selvitysten tulosten perusteella vertaillaan nykYTEKNIikkaan perustuvien ydinpolttoainekierron teknisten ratkaisujen säteily- ja ympäristöturvallisuutta.

Helsingissä huhtikuussa 1996

Kauppa- ja teollisuusministeriö

Energiaosasto

# Sisällysluettelo

<b>Esipuhe</b> .....	5
<b>Sisällysluettelo</b> .....	7
<b>1 Johdanto ja selvityksen tausta</b> .....	9
<b>2 Ydinpolttoainekierron ja jätehuollon yleiset periaatteet eri maissa</b> .....	11
<b>3 Ydinpolttoainekierron vaihtoehtoiset tekniikat</b> .....	16
3.1 Ydinpolttoaineen hankinta- ja jatkojalostusvaiheet .....	16
3.2 Ydinenergian tuotanto ja käytetyn polttoaineen välivarastointi ja kuljetukset .....	18
3.3 Käytetyn polttoaineen jälleenkäsittely ja jätteiden kiinteytys .....	20
3.4 Käytetyn polttoaineen kapselointi suoraa loppusijoitusta varten .....	22
3.5 Käytetyn polttoaineen tai runsasaktiivisen jätteen loppusijoitusratkaisu .....	23
<b>4 Jätehuollon eri vaiheista aiheutuvat säteily- ja ympäristövaikutukset</b> .....	26
4.1 Säteilyaltistuksen arvioinnissa käytetyt peruskäsitteet .....	26
4.2 Ydinpolttoainekierto- vaihtoehtojen normaalikäytön aiheuttaman säteilyaltistuksen arviointi .....	28
4.2.1 Kansainvälisen ydinpolttoainekierto- selvityksen yleisarvio .....	28
4.2.2 Polttoainekierron alkupään vaiheiden säteilyvaikutukset .....	33
4.2.3 Ydinvoimalaitosten ja niiden jätehuollon aiheuttamat säteilyvaikutukset .....	35
4.2.4 Jälleenkäsittelylaitoksen aiheuttamat säteilyvaikutukset .....	37
4.2.5 Runsasaktiivisten ydinjätteiden geologinen loppusijoitus .....	40
4.2.6 Kokonaisarvio polttoainekierron normaalikäytön aiheuttamista radiologisista vaikutuksista .....	44

4.3 Häiriötilanteiden mahdollisuudet ydinpolttoainekierron käsittelylaitoksilla, kuljetuksissa ja loppusijoituksessa .....	48
4.3.1 Polttoainekierron alkuvaiheiden turvallisuus ja häiriömahdollisuudet .....	48
4.3.2 Käytetyn polttoaineen välivarastoinnin ja jatkokäsittelyn turvallisuus .....	51
<b>5 Muut ydinjätehuollon ratkaisuvaihtoehdot ja näkökohdat ....</b>	<b>57</b>
5.1 Valvottu pitkäaikaisvarastointi .....	57
5.2 Aktinidien ja halkeamistuotteiden erotus ja transmutaatio ja kehittyneet kiinteytysmenetelmät .....	58
<b>6 Vertaileva yhteenveto .....</b>	<b>61</b>
<b>Tiivistelmä .....</b>	<b>64</b>
<b>Lähdeluettelo .....</b>	<b>66</b>

# 1 Johdanto ja selvityksen tausta

Eduskunta käsitteli joulukuussa 1994 hallituksen esityksen mukaisia muutoksia ydinenergialakiin koskien vaatimuksia Suomessa tapahtuneen ydinenergian käytön yhteydessä tai seurauksena syntyneiden ydinjätteiden käsittelemisestä, varastoisesta ja loppusijoittamisesta Suomessa. Vastauksessaan hallitukselle eduskunta esitti lakiehdotuksen hyväksyessään kaksi lausumaa valtioneuvostolta vaadittavista jatkotoimenpiteistä. Tässä raportissa käsitellään hallitukselle esitettyä ydinjätehuoltoa koskevaa vaatimusta selvittää, *onko käytetyn ydinpolttoaineen jälleenkäsittely koko ketju huomioon ottaen ihmisten ja ympäristön turvallisuuden kannalta parempi ydinjätehuoltovaihtoehto kuin käytetyn ydinpolttoaineen suora loppusijoittaminen.*

Eduskunnan esittämä selvitysvaatimus perustuu ympäristövaliokunnan ydinenergialain muuttamista koskien esittämään mietintöön, jossa tarkastellaan talousvaliokunnan tekemää ehdotusta poistaa lakitekstin muotoilusta vaatimus kieltää ydinjätteiden käsittely ja tilapäinen varastointi ulkomailla - säilyttäen kuitenkin kiellon loppusijoittaa jätteitä muualle kuin Suomeen. Ympäristövaliokunta ei kuitenkaan mietinnössään katsonut voivansa käytettävissään olleen tiedon pohjalta arvioida, onko käytetyn ydinpolttoaineen jälleenkäsittelyyn perustuva ydinjätehuoltovaihtoehto parempi kuin suora loppusijoittaminen eikä täten voinut yhtyä talousvaliokunnan mietintöön tältä osin. Näin ollen ympäristövaliokunta suositti mietinnössään, että hallitus tekisi yllämainitun selvityksen, jossa tarkasteltaisiin muun muassa jälleenkäsittelyn, kuljetusten ja loppusijoituksen turvallisuutta eri vaihtoehdoissa.

Tässä raportissa käydään kauppaja- ja teollisuusministeriön antaman toimeksiannon mukaisesti läpi aikaisemmin tehtyjen kansainvälisten selvitysten tuloksia keskitetyen nykitekniikkaan perustuvien ratkaisujen säteily- ja ympäristöturvallisuuteen. Raportissa keskitytään ydinpolttoainekierrosta tehtyihin yleisiin kansainvälisiin selvityksiin pyrkimättä yksityiskohtaisesti analysoimaan, mitä säteily- ja ympäristövaikutuksia nimenomaan Tsheljabinskin jälleenkäsittelylaitoksella olisi. Tälle jälleenkäsittelylaitokselle on viety Loviisan ydinvoimalaitoksen käytettyä polttoainetta vuodesta 1981 lähtien. Tämä vienti loppuu edellä mainitun lakimuutoksen seurauksena vuoden 1996 jälkeen. Loviisan ydinvoimalaitoksen käytetyn polttoaineen huollon vaihtoehtoisten ratkaisumallien säteily- ja ympäristövaikutuksiin liittyviä näkökohtia on käsitelty suppeasti vuonna 1994 julkaistussa työryhmä-

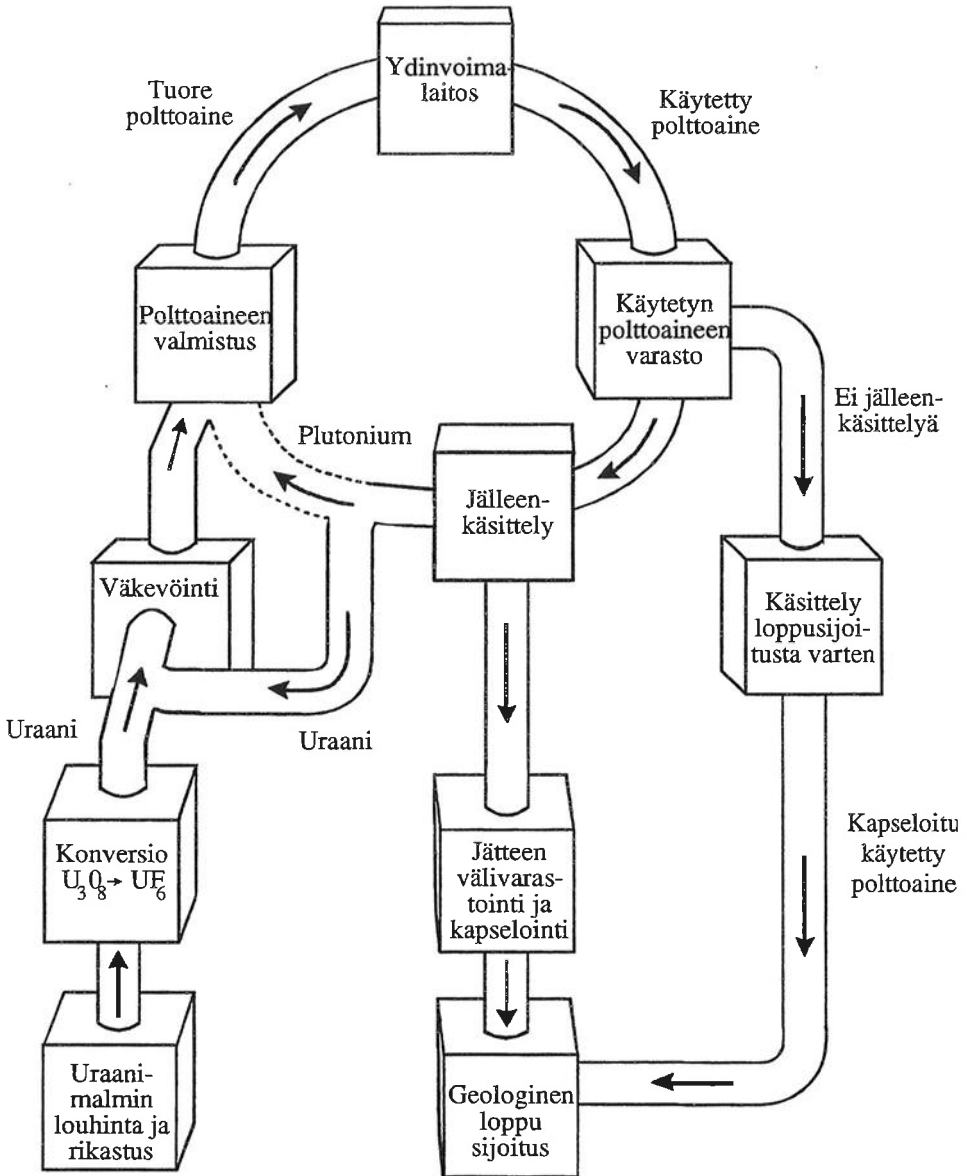
mietinnössä [1]. Lisäksi Säteilyturvakeskuksen edustajat ovat erikseen esittäneet käsityksensä kyseisen laitoksen turvallisuudesta tausta-aineistoksi lakimuutoksen eduskuntakäsittelyä varten, perustuen muun muassa laitokselle tehtyyn vierailuun. Tässä selvityksessä ei myöskään tarkastella käytetyn ydinpolttoaineen huollon vaihtoehtoisten ratkaisumallien eroavuuksia huoltokustannusten osalta. Tältä osin työryhmämietintöön [1] sisältyi kustannusvertailu Loviisan voimalaitoksen käytetyn polttoaineen huollon aiheuttamista kustannuksista eri vaihtoehdoissa.



## 2 Ydinpolttoainekierron ja jätehuollon yleiset periaatteet eri maissa

Alunperin ydinvoimalaitosten polttoainekierron suunnittelun lähtökohtana pidettiin yleisesti periaatetta, jossa halkeamiskelpoisten aineiden mahdollisimman tehokkaan hyväksikäytön takaamiseksi uraanin lisäksi myös reaktoreissa syntyvä plutonium kierrätetään käytettäväksi polttoaineena joko tavallisissa reaktoreissa tai niin sanotuissa hyötöreaktoreissa. Sähköenergian tarpeen kasvaessa ennustettua hitaammin ja ydinenergian osuuden jäädessä kaavailtua pienemmäksi raaka-uraanin hinta on pysynyt edullisena ja tarjonta runsaana. Näin ollen on muodostunut tilanne, jossa monissa maissa on katsottu kierrätysvaihtoehdon jäävän taloudellisesti epäedullisemmaksi, etenkin tapauksissa, joissa joudutaan käyttämään ulkomaisia jälleenkäsittelypalveluita ja ydinvoimakapasiteetti on melko pieni. Eräissä maissa on perusteluksi jälleenkäsittelystä ja erotettavien ydinainneiden kierrätyksestä luopumiselle esitetty myös ydinaseiden leviämismahdollisuuksien pienentämiseen liittyvät näkökohdat. Ydinvoiman käyttäjänä edelleenkin merkittävin maa eli Yhdysvallat teki 1970-luvun lopulla periaatteellisen päätöksen hylätä jälleenkäsittelyyn perustuva vaihtoehto. Tuossa vaiheessa Yhdysvaltojen aloitteesta tehty kansainvälinen ydinpolttoainekierto selvitys ei kuitenkaan saanut muita merkittävimpiä ydinvoimaa käyttäviä maita muuttamaan periaatteellisia näkemyksiään.

Kuvassa 1. on esitetty ydinpolttoainekierron päävaiheet sekä erilaiset kiertovaihtoehdot. Kuvaan sisältyy tavallaan mahdollisuudet kolmeen eri tyyppiseen käytetyn ydinpolttoaineen huollon periaatteelliseen strategiaan. Ensinnäkin reaktorista käytettynä poistettava ydinpolttoaine voidaan lyhyehkön reaktoreilla tai erillisessä välivarastossa tapahtuvan varastoinnin jälkeen siirtää jälleenkäsittelylaitokselle, missä käytetystä polttoaineesta erotetaan kemiallisesti vielä käyttökelpoinen uraani ja uraanin luonnossa esiintyvistä raskaammasta isotoopista  $^{238}\text{U}$  reaktorissa muodostunut plutonium sekä ydinfissioissa syntyneet halkeamistuotteet ja muut jätteet. Uraani toimitetaan tarvittaessa uudelleen väkevoitäväksi tai siitä valmistetaan sellaisenaan plutoniumiin sekoitettuna polttoainetta tavallisissa kevytvesireaktoreissa käytettäväksi. Kuitenkaan pelkästään kevytvesireaktoreissa kaikkea jälleenkäsittelyssä erotettua uraania ei voida kokonaan hyödyntää. Tällöin on otettava huomioon, että uraanin ja plutoniumin seoksesta polttoainetta valmistettaessa voidaan periaatteessa käyttää hyväksi myös uraanin isotooppi-



Kuva 1. Käytetyn ydinpolttoaineen suoraan loppusijoitukseen tai jälleenkäsittelyyn ja erotettujen materiaalien kierrätykseen perustuvien ydinpolttoainekierto- vaihtoehtojen vaiheet.

väkevöinnissä kertyvää köyhtynyttä uraania. Vaihtoehtoisesti jälleenkäsittelyssä erotettua uraania ja plutoniumia voitaisiin kierrättää käytettäväksi nopean hyötöreaktorin polttoaineena, jolloin alunperin louhittu uraani tulisi lopulta vielä huomattavasti tehokkaammin käytetyksi verrattuna käyttöön tavallisissa reaktoreissa. Tällä hetkellä nopeilla reaktoreilla ei kuitenkaan ole käytännössä kaupallista merkitystä. Vasta kauempana tulevaisuudessa plutoniumin ja uraanin kierrätykselle hyötöreaktoreissa voi syntyä merkittävämpää tarvetta.

Toinen käytetyn polttoaineen huollon päävaihtoehto perustuu suoraan loppusijoitukseen, jossa käytetty polttoaine katsotaan jätteeksi ja yleensä varsin pitkän väli-varastoinnin jälkeen käytetty polttoaine loppusijoitetaan sellaisenaan sopivasti kapseloituna kallioperään rakennettuun loppusijoitustilaan. Pitkä välivarastointiaika suo tavallaan mahdollisuuden kolmanteen päävaihtoehtoon, jossa lopullinen valintapäätös jälleenkäsittelyvaihtoehdon ja suoran loppusijoituksen kesken jätetään tehtäväksi myöhemmin.

Kaikissa vaihtoehdoissa tulee varautua ydinjätteiden loppusijoitukseen, mistä nykyisen kansainvälisen käytännön mukaisesti pääsääntöisesti huolehditaan siinä maassa, jossa vastaava ydinvoiman tuotanto on tapahtunut. Käytetyn polttoaineen suorassa loppusijoituksessa kaikki radioaktiiviset aineet sisältyvät samaan jätetuotteeseen. Jälleenkäsittelyvaihtoehdossa muodostuvat ydinjätteet jakautuvat runsasaktiiviseen lasitettuun jätteeseen sekä keski- ja vähäaktiivisiin jätteisiin. Ainakin runsasaktiivinen jäte vaaditaan yleensä palautettavaksi alkuperämaahan loppusijoitettavaksi. Maailmanlaajuisesta pääkäytännöstä merkittävän poikkeuksen on muodostanut se käytetty polttoaine, joka on syntynyt neuvostoliittolaisvalmisteisissa VVER-reaktoreissa kuten Loviisan voimalaitos, joihin tuore polttoaine tuli Neuvostoliitosta/Venäjäältä. Neuvostoliitto ja joitakin vuosia myös Venäjä otti vastaan näiden maiden ydinvoimalaitoksilta käytettynä palautettavan ydinpolttoaineen esittämättä vaatimusta ottaa takaisin jälleenkäsittelyssä muodostuvia jätteitä.

Jälleenkäsittelyyn perustuvassa vaihtoehdossa voidaan käyttää hyväksi sekä väkevöintilaitokselta sivutuotteena kertyvää köyhdytettyä uraania että jälleenkäsittelyssä erotettua plutoniumia ja uraania niin sanotun sekaoksidipolttaineen (MOX) valmistukseen ja käyttää sitä korvaamaan tavallista väkevöidystä uraanista valmistettua polttoainetta. Tällä hetkellä sekaoksidipolttainetta käytetään Euroopan maista aktiivisimmin Ranskassa. Lisäksi myös Belgiassa, Saksassa ja Sveitsissä on jo ladattu MOX-polttainetta reaktoreihin. Myös Japanissa tullaan myöhemmin tukeutumaan laajasti plutoniumin kierrätykseen ja myöhemmin

myös hyötöreaktoreiden hyväksikäyttöön. Viitteessä [2] esitetyn arvon mukaan tasapaino plutoniumin tuotossa ja käytössä kevytvesireaktorien polttoaineena saavutetaan aikavälillä 2000 - 2010.

Taulukossa 1. esitetään yhteenveto ydinenergiaa käyttävien maiden valitsemista käytetyn polttoaineen huoltostrategioista ja ydinjätehuollon toteutusvaiheesta [3].

*Taulukko 1. Eri maissa valitut käytetyn ydinpolttoaineen huollon perusratkaisut.*

Maa	Jälleen- käsittely	Suora loppu- sijoitus	Strategia avoin	Huomautuksia
Argentiina			X	kuiva välivarastointi 50-100 vuotta
Belgia	X	X		harkitaan myös suoraa loppusijoitusta
Brasilia	X			
Bulgaria			X	
Espanja		X		
Etelä- Afrikka			X	
Etelä-Korea			X	
Hollanti	X			
Intia	X			
Italia	X		X	
Japani	X			oma jälleenkäsittelylaitos rakenteilla; myös transmutaatiota selvitetään
Kanada		X		
Kiina	X			keskitetty välivarasto suunnitteilla
Liettua			X	
Meksiko			X	
Pakistan			X	
Ranska	X			myös transmutaatiota selvitetään
Romania		X		keskitetty välivarasto suunnitteilla
Ruotsi		X		
Saksa	X	X		myös suora loppusijoitus tullut lailliseksi
Slovakia		X		
Slovenia		X		
Suomi		X		vain suora loppusijoitus mahdollinen (YE-laki)
Sveitsi	X			keskusvarasto suunnitteilla
Taiwan	X	X		
Tsekki	X	X		
Ukraina	X	X	X	
Unkari	X		X	
Venäjä	X	X		
Iso-Britannia	X			Skotlanti välivarastoi käytettyä polttoainetta
Yhdysvallat		X		kesk. välivarasto & loppusijoitus suunnitteilla

Jälleenkäsittelyyn voimakkaimmin sitoutuneita OECD-maita ovat Ranska, Japani, ja Iso-Britannia. Lisäksi useissa muissa maissa, kuten Saksassa ja Belgiassa, jälleenkäsittely säilyy lähitulevaisuudessa käytännössä päävaihtoehtona, mutta myös suoraan loppusijoitusta selvitetään vaihtoehtoisena ratkaisuna. Myös Venäjä on pitkällä aikavälillä vahvasti jälleenkäsittelyvaihtoehtoon suuntautuva, vaikka tämän hetken epäselvissä olosuhteissa strategiat ovat varsin häilyviä. Entisen Itä-Euroopan maat ovat monet tällä hetkellä vielä horjuvalla kannalla. Useimmissa tapauksissa käytetyn polttoaineen vienti Venäjälle on tullut joko muiden tai oman maan lainsäädännöllisten muutosten takia tai taloudellisista syistä suljetuksi pois vaihtoehtona. Tässä tilanteessa näissä maissa varaudutaan ainakin toistaiseksi pitkään välivarastointiin. Käytetyn polttoaineen suoraan loppusijoitukseen ovat tällä hetkellä tiukimmin suuntautuneet Yhdysvallat, Kanada, Ruotsi, Espanja ja Suomi. Lisäksi maissa, joissa on vain pieni ydinvoimaohjelma suoraan loppusijoitusta pidetään nykyisissä olosuhteissa ilmeisimpänä vaihtoehtona. Tätä vaihtoehtoa katsotaan erityisesti pienten - ulkopuolisista jälleenkäsittelypalveluista riippuvien - maiden tapauksessa puoltavan myös taloudelliset tekijät.

Suurimmissa ydinenergiamaissa voidaan jälleenkäsittelyvaiheesta aiheutuvia lisäkustannuksia kompensoida polttoainemateriaalien kierrätyksestä ja raakaenergia-varojen tehokkaammasta käytöstä saatavalla hyödyllä. Japanissa ja Ranskassa tutkitaan laajasti myös edistyneitä polttoainekiertoratkaisuja, joissa jälleenkäsittelyssä eroteltuja pitkäikäisiä radioaktiivisia aineita voitaisiin erityisrakenteisissa reaktoreissa tai hiukkaskiihdyttimiä käyttäen muuntaa eli transmutoida lyhytikäisemmiksi aineiksi. Tässäkään tapauksessa ei voida välttyä runsasaktiivisten jätteen loppusijoitustarpeelta, mutta loppusijoituksen teknisten vapautumisesteiden pitkäaikaiskestävyydelle ja sijoituspaikoille asetettavia vaatimuksia voitaisiin lievittää ja silti saavuttaa yhtä korkea turvallisuustaso kuin nykyisin esitetyin loppusijoitusratkaisuin voidaan saavuttaa sekä jälleenkäsittelyjätteiden että käytetyn polttoaineen suorassa loppusijoituksessa.

### 3 Ydinpolttoainekierron vaihtoehtoiset tekniikat

Tässä selvityksessä ensisijaisena kohteena on selvittää käytetyn polttoaineen suoraan loppusijoitukseen ja jälleenkäsittelyyn perustuvien polttoainekierto- vaihtoehtojen säteilyturvallisuutta sekä perusstrategioiden valintaan vaikuttavia tekijöitä. Tällöin ei kuitenkaan voida rajoittua pelkästään jälleenkäsittelyyn ja runsasaktiivisten jätteiden tai käytetyn polttoaineen jälkihuoltoon ja loppusijoitusvaiheisiin, sillä tarkastelluilla vaihtoehdoilla on eroavuuksia myös polttoainekierron alkupään vaiheiden kannalta.

Seuraavassa käydään pääpiirteittäin läpi koko ydinpolttoainekierron eri vaiheiden laitojen tekniikkaa [4] korostaen niiden merkitystä perusratkaisuvaihtoehtojen valinnan kannalta. Edellä kuvassa 1. on esitetty kevytvesireaktoripohjaisen ydinpolttoainekierron päävaiheet.

#### 3.1 Ydinpolttoaineen hankinta- ja jatkojalostusvaiheet

Polttoainekierron alkupää sisältää seuraavat vaiheet:

- Uraanimalmin louhinta ja malmin rikastus
- Uraanimalmirikasteen jalostus ja muuntaminen uraaniheksafluoridiksi
- Uraanin väkevöinti isotoopin  $^{235}\text{U}$  suhteen
- Polttoaineen valmistus.

Kaikkia näitä vaiheita tarvitaan riippumatta siitä, valitaanko käytetyn polttoaineen suora loppusijoitus vai jälleenkäsittely ja erotettujen uraanin ja plutoniumin jälleenkierätyks. Väkevöintilaitoksella muodostuvaa köyhdytettyä uraania voidaan käyttää täydentämään tai korvaamaan jälleenkäsittelyssä erotettua uraania, jossa uraanin kevyemmän, halkeamiskelpoisen isotoopin  $^{235}\text{U}$  määrä on myös alentunut. Vielä laajempaa käyttöä köyhdytetylle uraanille olisi nähtävissä, mikäli ryhdyttäisiin laajamittaisesti soveltamaan hyötöreaktoreita, joiden hyötövaipassa voitaisiin  $^{238}\text{U}$ :aa, jota köyhdytetty uraani lähes kokonaan on, muuttaa plutoniumiksi ja edelleen polttoaineksi. Nykytilanteessa ei kuitenkaan ole nähtävissä, että tämä köyhdytetyn uraanin hyödyntämisvaihtoehto toteutuisi lähitulevai-

suudessa ottaen huomioon myös ydinaseiden purkamisesta vapautuva uraani ja plutonium.

Uraanimalmin louhinta ja malminrikastus ovat tavanomaista malmijalostustoimintaa. Maailmalla on laajimmin käytössä kaksi perusprosessia. Toisessa käytetään liuotteena rikkihappoa ja lisäksi hapettimena esimerkiksi vetyperoksidia sekä ammoniakkia tai magnesiumoksidia uraanin sakkauttamiseen liuoksesta diuranaattina. Toisessa prosessivaihtoehdossa käytetään natriumkarbonaattia liuotukseen ja hapettimena esimerkiksi natriumkloraattia sekä saostukseen natriumhydroksidia tai magnesiumoksidia. Kummassakin prosessissa diuranaatti eli ”yellow cake” muunnetaan kuivatuksen yhteydessä lopuksi uraanioksidiksi ( $U_3O_8$ ). Polttoainekierto vaihtoehdosta riippuen luonnonuraanitarve vaihtelee ja kansainvälisen ydinpolttoainekierto selvityksen [5] mukaan vaihtoehdossa, jossa käytetty polttoaine loppusijoitetaan sellaisenaan, kiertoon syötetään 205 tU luonnonuraania yhden 1000 MW<sub>e</sub> reaktorin käyttämiseen vuoden ajan täydellä teholla eli 1 GW<sub>e</sub>a energiamäärän tuottamiseen. Malminlouhinta- ja malminrikastusjätteeseen oletetaan jäävän 5 % uraanista. Kevytvesireaktoripohjaisessa kierrätysvaihtoehdossa eli jälleenkäsittelyvaihtoehdossa, jossa käytetyn polttoaineen sisältämä uraani ja plutonium otetaan takaisin hyötykäyttöön, kiertoon syötetään luonnonuraania 120 tU/GW<sub>e</sub>a. Nopean hyötöreaktorin käyttöön perustuvassa kierrätysvaihtoehdossa luonnonuraania tarvitaan ainoastaan 1,2 tU/GW<sub>e</sub>a.

Uraanirikasteen jatkojalostuksessa uraanioksidista poistetaan kemialliset epäpuhtaudet. Jalostuslaitoksella  $U_3O_8$  liuotetaan typpihappoliuoksella ja syntyvästä uraaninitraattiliuoksesta uraani erotetaan ensin orgaanisella erotusaineella (yleensä tributylfosfaatilla, TBP) sekä käsitellään laimealla typpihappoliuoksella. Erotetusta osasta poistetaan kosteutta höyrystämällä ja lopuksi seos kalsinoidaan ensin  $UO_3$ :ksi ja pelkistetään edelleen  $UO_2$ :ksi. Näin syntynyttä luonnonuraanidioksidia voidaan käyttää polttoaineena esimerkiksi kanadalaisvalmisteisissa CANDU-reaktoreissa. Kevytvesireaktoreissa uraania on kuitenkin väkeväitävä halkeamiskelpoisen isotoopin  $^{235}U$  suhteen. Tätä jatkokäsittelyvaihetta varten uraanidioksidi muutetaan yleensä jo jalostuslaitoksella ensin uraanitetrafluoridijauheeksi ja edelleen uraaniheksafluoridiksi ( $UF_6$ ).

Uraanin isotooppiväkevöinnissä kaasumaisessa muodossa olevaa uraaniheksafluoridia käsitellään fysikaalisessa prosessissa, jossa uraanin eripainoiset isotoopit voidaan erottaa toisistaan. Käytössä on sekä isotooppien massaeroista johtuvaan erilaiseen kaasudiffusioon kalvojen läpi että erilaiseen keskipakoiskiihtyvyyteen suurinopeuksisissa keskipakoislingoissa perustuvia väkevöintilaitoksia.

Näistä kahdesta päämenetelmästä monivaiheinen kaasudiffuusiomenetelmä vaatii käyttövoimakseen huomattavasti enemmän energiaa.

Uraanipolttoaineen valmistusta edeltävässä käsittelyssä uraaniheksafluoridi muunnetaan jälleen uraanidioksidiksi. Maailmalla on käytössä kolme erilaisiin välireaktioihin perustuvaa prosessointitapaa, joissa haluttu lopputuote saadaan aikaan vaihtoehtoisesti suoraan pelkistyksen ja hydrolyysin kautta, ammoniumdiuranaatin (ADU) tai ammoniumuranylkarbonaatin (AUC) kautta. Itse polttoaineen valmistuksessa uraanidioksidijauhe puristetaan ja sintrataan pelleiksi. Sekaoksidipolttoaineen valmistuksessa voidaan joko sekoittaa uraani- ja plutoniumoksidijauheet huolellisesti halutussa suhteessa keskenään tai muodostamalla suoraan samanaikaisessa prosessissa plutonium- ja uraaninitraateista seos (AUPuC).

### **3.2 Ydinenergian tuotanto ja käytetyn polttoaineen välivarastointi ja kuljetukset**

Polttoaineen saavuttamasta palamasta riippuen ydinvoimalaitoksella poistetaan reaktorisydäimestä käytettynä polttoaineena noin 30 tU yhden 1000 MW<sub>e</sub> reaktorin täystedovuotta kohden. Suomalaisilta ydinvoimaloilta kaikkiaan 40 käyttövuoden aikana kertyvän käytetyn polttoaineen määräksi on arvioitu noin 2700 tU, mistä kaikkiaan noin 300 tU on aiemmin kuljetettu Venäjälle tai entiseen Neuvostoliittoon ja vuoden 1996 aikana kuljettaneen viimeisenä palautuseränä vielä vajaa 30 tU.

Ennen käytetyn polttoaineen kapselointia loppusijoitusta varten on teknisesti edullista välivarastoida käytettyä polttoainetta noin 20 - 30 vuotta, minkä ajan kuluessa radioaktiivisten aineiden määrä vähenee huomattavasti ja samalla myös lämmönkehitys alenee, mikä helpottaa loppusijoitusjärjestelmän teknistä mitoittamista. Tämä on tekninen perustelu sille, että tähän mennessä ei varsinaisesti ole ollut tarvetta aloittaa loppusijoitusta.

Käytetyn polttoaineen varastointia vesialtaissa käytetään sekä lyhytaikaiseen varastointiin reaktorirakennuksen sisällä esimerkiksi ennen siirtoa jälleenkäsittelyväksi että useita vuosikymmeniä kestävään välivarastointiin erillisissä varastoissa voimalaitoksen yhteydessä. Eräissä maissa on rakennettu tai ollaan suunnittele-



massa erillisiä keskusvarastoja, jotka huolehtivat maan kaikkien ydinvoimaloiden käytetyn polttoaineen varastoinnista. Pienemmissä maissa koko varastointitarve voidaan hoitaa yhdessä keskitetyssä laitoksessa. Esimerkiksi Ruotsissa kaikki käytetty polttoaine välivarastoidaan Oskarshamnin ydinvoimalaitosalueelle rakennetussa maanalaisessa välivarastossa (CLAB). Suomessa on molempien ydinvoimalaitosten yhteydessä erilliset välivarastot. Maissa, joissa on käytössä jälleenkäsittelylaitoksia välivarastointi hoidetaan näiden laitosten yhteydessä. Jälleenkäsittelylaitosten välivarastoissa varastoidaan jonkin aikaa myös muista jälleenkäsittelypalveluita ostaneista maista peräisin olevia käytettyjä polttoaine-elementtejä.

Lisääntyvässä määrin käytetyn polttoaineen välivarastointiin on alettu käyttää myös kuivavarastointia metallisäiliöissä [3]. Ennen kuivavarastointisäiliöihin siirtoa käytettyä polttoainetta on jäädytetty reaktorirakennuksen yhteydessä vesialtaissa. Näin ollen kuivavarastointisäiliöiden jäädytykseen ei tarvita pakkokierrätystä, vaan luonnonkiertopohjainen ilmajäädytys on riittävää. Osaa varastointiin suunnitelluista säiliöistä voidaan käyttää myös kuljetussäiliöinä. Kuivavarastoja on käytössä Belgiassa, Saksassa, Sveitsissä sekä Yhdysvalloissa ja useat maat ovat päättäneet rakentaa uusia kuivavarastoja käyttäen yhdistettyjä kuljetus/varastointisäiliöitä. Muun muassa monet niistä Itä-Euroopan maista, jotka aiemmin palauttivat käytetyn polttoaineen entiseen Neuvostoliittoon, ovat päätyneet kuivavarastointiin. Liettuassa käytetään paksuseinäisiä valuraudasta valmistettuja CASTOR-tyyppisiä säiliöitä RBMK-reaktorin käytetyn polttoaineen välivarastointiin.

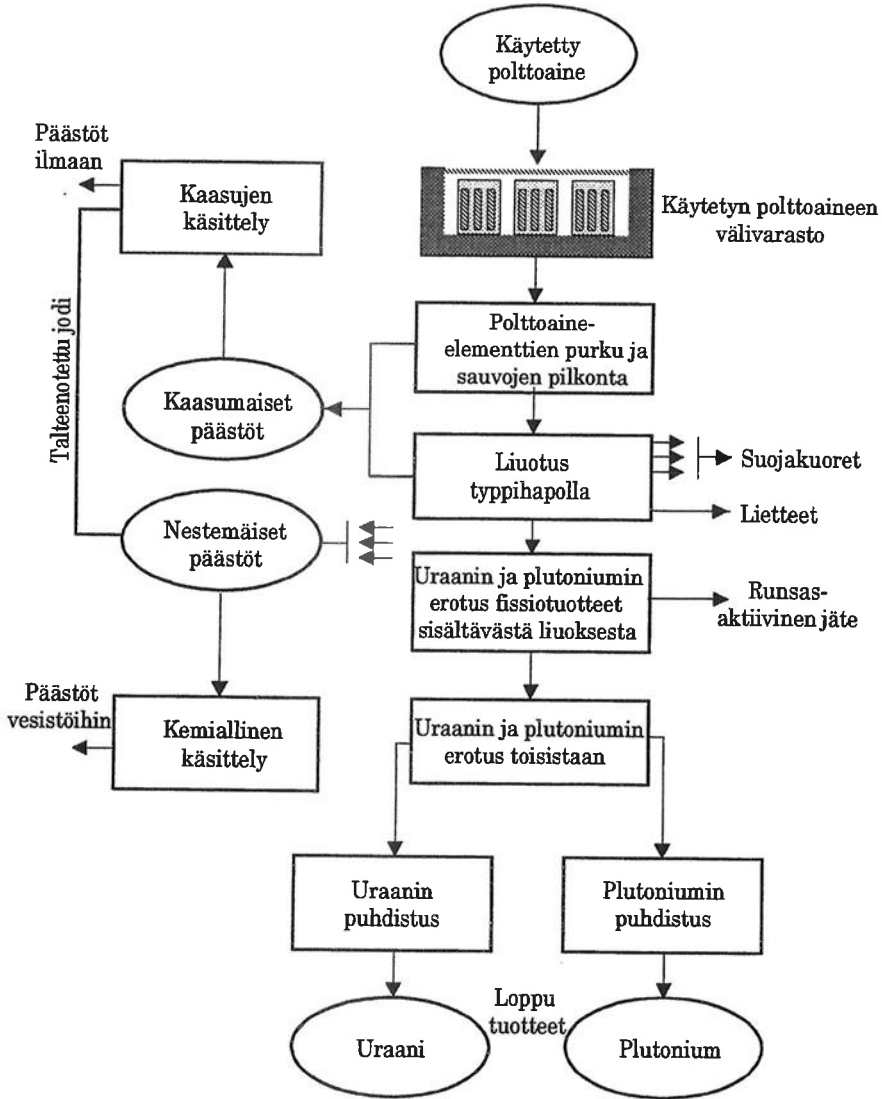
Käytetyn polttoaineen kuljetuksiin ydinvoimaloiden, välivarastojen ja jälleenkäsittelylaitosten välillä on maailmalla käytössä useita erityyppisiä kuljetusastioita, jotka ovat rakenteeltaan massiivisia riittävän säteilysuojauksen takaamiseksi sekä kuljetuksissa mahdollisesti tapahtuvien törmäysten aiheuttamilta mekaanisilta vaurioilta suojaamiseksi. Kuljetussäiliöt on usein varustettu ulkopuolisilla jäädytysrivoilla riittävän luonnonkiertoisen ulkopuolisen jäädytyksen takaamiseksi. Polttoainekiertoon liittyvien muiden kuljetusten hoitamiseen käytetään soveltuvia säiliöitä, joille asetettavien vaatimusten tiukkuus on riippuvainen halkeamiskelpoisen aineen ja radioaktiivisten aineiden määrästä sekä aineiden muista ominaisuuksista, kuten kemiallisesta vaarallisuudesta.

### 3.3 Käytetyn polttoaineen jälleenkäsittely ja jätteiden kiinteytys

Maailmassa on yli 30 maalla energiantuotantoon käytettäviä reaktoreita. Näistä maista yli puolella on tai on ollut suoria tai epäsuoria kytkentöjä käytetyn polttoaineen kaupalliseen jälleenkäsittelyyn. Ei-sotilaalliseen käyttöön suunniteltuja jälleenkäsittelylaitoksia on Ranskalla, Iso-Britanniassa, Venäjällä, Japanilla ja Intialla. Myös Kiina on rakentamassa jälleenkäsittelylaitosta. Lisäksi esimerkiksi Saksalla on kokemusta jälleenkäsittelyn koelaitoksesta ja sen oli alunperin tarkoitus rakentaa oma jälleenkäsittelylaitos.

Ensimmäiset eurooppalaiset jälleenkäsittelylaitokset oli tarkoitettu käsittelemään kaasujäähdytteisten luonnonuraanireaktorien (Magneox) uraanimetallista valmistettua polttoainetta. Myöhemmin on rakennettu ja otettu käyttöön oksidipolttainetta jälleenkäsittelyä laitoksia sekä Ranskassa (la Hague) että Iso-Britanniassa (Sellafield).

Kuvassa 2. esitetään yksinkertaistettu kaavio jälleenkäsittelyyn liittyvistä osavaiheista. Kaikki tällä hetkellä käytössä olevat tai suunnitellut laitokset käyttävät niin sanottua PUREX-prosessia. Se perustuu mekaanisesti pilkottujen polttoainesauvojen liuottamiseen typpihappoon ja edelleen tuloksena syntyvän liuoksen reagointiin vastavirtauskontaktissa kerosiiniin tai dodekaaniin liuotetun tributylfosfaatin (TPB) kanssa. Prosessin alkupäähän kuuluu käytetyn polttoaineen väli-varasto ja mekaanisen alkukäsittelyn toteutus, jolloin polttoaine-elementeistä poistetaan kotelot ja muut tukirakenteet sekä polttoainesauvat pilkotaan palasiksi. Typpihappoliuotuksessa erotetaan suojakuoret muusta materiaalista ja edelleen seuraavassa vaiheessa plutonium ja uraani erotetaan yhdessä liuokseen jäävistä muista aktinideista ja halkeamistuotteista. Jäljelle jäävä liuos muodostaa jälleenkäsittelylaitoksen tärkeimmän erotetun jätetuotteen eli runsasaktiivisen nestemäisen jätteen. Samanaikaisesti liuoksesta poistettu uraani ja plutonium erotetaan edelleen toisistaan erillisiin liuoksiin puhdistettavaksi ja muunneltavaksi ensin uraani- ja plutoniumnitraateiksi ja lopuksi uraani- ja plutoniumdioksideiksi. Seka-oksidipolttainteen valmistusprosessista riippuen jälleenkäsittelylaitoksen erotustuotteet siirretään polttoainetehtaalteille joko nitraatti- tai oksidimuodossa. Varsinaisen erotusprosessin jälkeen runsasaktiivisen nestemäisen jätteen alkuperäistä tilavuutta (noin  $5 \text{ m}^3/\text{tU}$ ) pienennetään höyrystämällä alle kymmenesosaan (noin  $250 - 500 \text{ l/tU}$ ) riippuen liuoksen suolapitoisuudesta. Tiivistettyä liuosta varastoidaan erityisissä säiliöissä odottamassa kiinteytystä lasiin. Liuoksen korkea aktiivisuus aiheuttaa huomattavaa lämmöntuottoa. Tämän vuoksi varastosäiliöt on



Kuva 2. Käytetyn ydinpolttoaineen jälleenkäsittelyprosessin päävaiheet [4].

varustettu moninkertaisesti varmistetuilla ja eri periaatteilla toimivilla jäähdytysjärjestelmillä, jotta keskeytyksetön jäähdytys voidaan taata koko ajan.

Nestemäisenä varastointiin liittyvien turvallisuusriskien vuoksi runsasaktiivinen nestemäinen jäte saatetaan turvallisempaan olomuotoon kiinteyttämällä se lasiin. Tunnetuin kiinteytysprosessi on ranskalainen alunperin Marcoulessa kehitetty AVM-prosessi, joka on ollut teollisessa käytössä la Haguessa vuodesta 1989 lähtien ja Iso-Britanniassa vuodesta 1990 lähtien. Japanissa on kehitetty oma muunnelma lasitusprosessista ja sitä ollaan ottamassa teolliseen käyttöön Tokain jälleenkäsittelylaitoksella.

### **3.4 Käytetyn polttoaineen kapselointi suoraa loppusijoitusta varten**

Käytetyn polttoaineen suoraan loppusijoitukseen jätehuoltonsa perustavissa maissa on tehty kapselointitekniikan suunnittelu- ja kehitystyötä jo 1970-luvun lopulta lähtien. Loppusijoitusratkaisujen erilaisuudesta, geologisten muodostelmien ominaispiirteistä sekä viranomaisvaatimuksista riippuen eri maissa on esitetty toisistaan melkoisesti vaihtelevia kapselointiratkaisuja. Esimerkiksi Kanadassa katsotaan ohutseinämäisen ja vähintään noin 200 - 500 vuoden kestoian takaavan titaani- tai teräs-tinaanikapselin olevan riittävän. Ruotsissa ja Suomessa on taas korostettu loppusijoitusratkaisussa moninkertaisen varmistuksen tärkeyttä. Vaikka kapselin kestoialla ei ole huomattavaa turvallisuusmerkitystä, mikäli muut tekniset ja luonnolliset päästöesteet toimivat suunnitellulla tavalla, näiden ruotsalais-suomalaisena yhteistyönä suunniteltujen paksuseinämaisten kupariteräskapselien pitkäaikaisella kestävyydellä sekä syöpymistä että mekaanisia rasituksia vastaan on turvallisuustasoa olennaisesti parantava ja varmistava rooli. Konkreettisimmat suunnitelmat itse kapselointilaitokselle on niinikään tehty Ruotsissa ja Suomessa tiiviinä yhteistyönä jätehuollosta vastaavien yhtiöiden kesken. Yhdysvalloissa on kaavailtu kehitettäväksi monikäyttöistä kapselia (MPC, Multipurpose Canister), jota voitaisiin käyttää sekä kuljetus- ja välivarastointisäiliönä että loppusijoituskapselina. Myös Saksassa on suoran loppusijoituksen tapauksessa yhtenä kapselivaihtoehtona harkittu kuljetussäiliöitä.

Kapselointiprosessiin kuuluu seuraavia vaiheita:

- Käytetyn polttoaineen kuljetus kapselointilaitokselle
- Polttoaineen siirto pois kuljetusastioista käsittelytilaan
- Tarvittaessa polttoaine-elementtien purku, sauvojen uudelleenpakkaus tiiviimmin tai paloittelu
- Polttoaineen lataus loppusijoituskapseleihin tai -säiliöihin
- Tyhjän tilan täyttö tarvittaessa sopivalla täyteaineella
- Kapselien kansien kiinnitys hitsaamalla tai muulla tavoin.

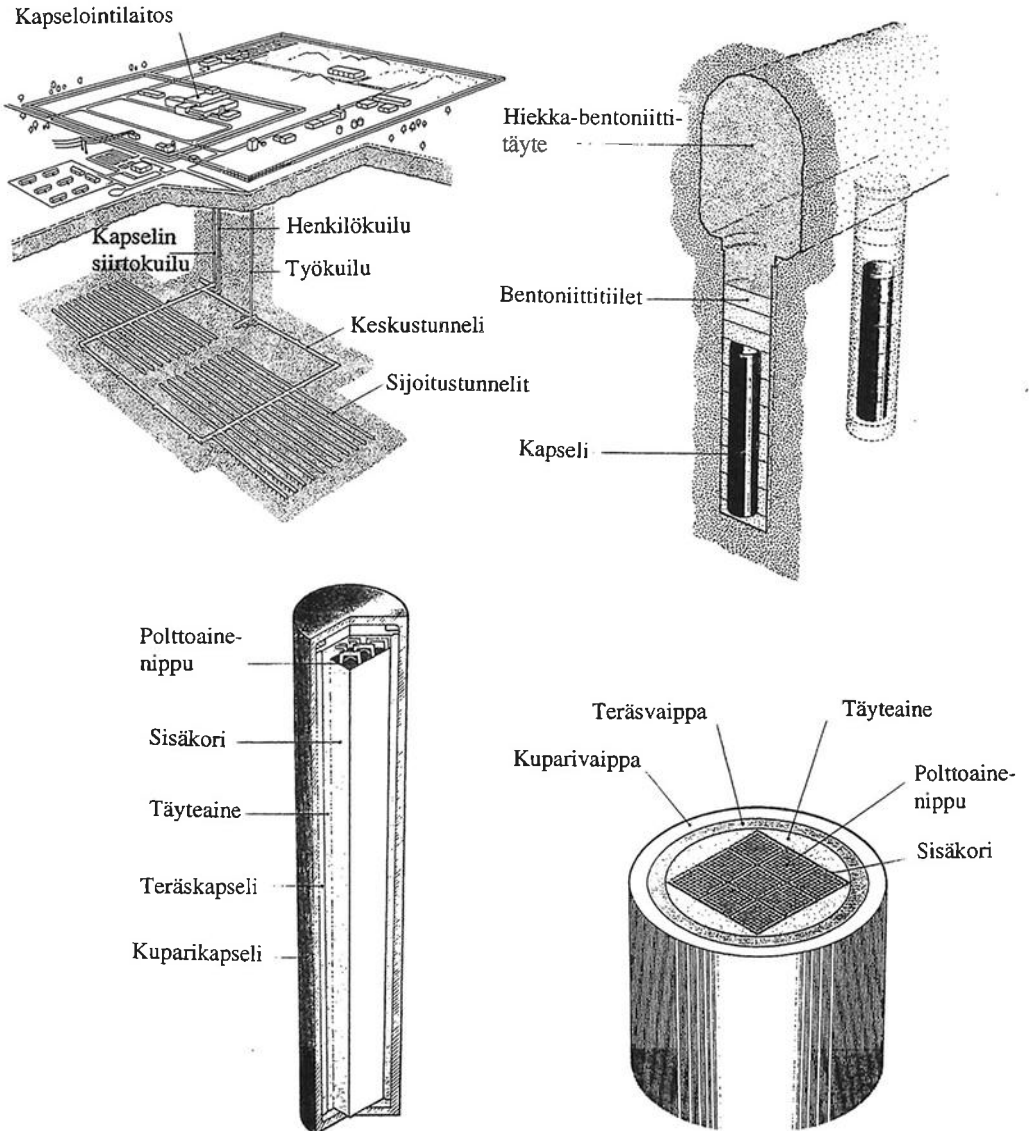
Lisäksi prosessiin kuuluu erilaisia mittauksiin ja laadunvarmistukseen sekä ydinmateriaalien valvontaan liittyviä toimenpiteitä. Suomessa esitetyissä perusratkaisuissa prosessia on pyritty mahdollisimman pitkälle yksinkertaistamaan ja polttoaine-elementit on tarkoitettu sellaisenaan sijoittamaan loppusijoituskapseleihin ja viimeisimpien kaavailujen mukaan ei tarvittaisi pakkausten sisäpuolista täyteainetta, sillä kapselien tukevuus ulkopuolista painetta vastaan toteutetaan muulla tavoin.

### **3.5 Käytetyn polttoaineen tai runsasaktiivisen jätteen loppusijoitusratkaisu**

Periaatteessa samankaltaisia loppusijoitusratkaisuja on esitetty ydinvoimaa käytävissä maissa sekä käytetyn polttoaineen suoran loppusijoituksen että runsasaktiivisen jälleenkäsittelyjätteen tapauksessa. Tällä hetkellä alunperin pelkästään Olkiluodon laitoksen käytetyn polttoaineen jälkihuoltoon varten tehtyä suunnitelmaa tullaan soveltamaan Suomessa molempien ydinvoimaloiden käytetyn polttoaineen loppusijoitukseen. Ennen loppusijoitusta polttoaineriput suljetaan edellä kuvatulla tavalla kaksikerroksisiin kapseleihin, jotka loppusijoitetaan syvälle kalliooperään rakennettuihin tiloihin. Tilat ja sinne johtavat kuilut suljetaan vasta toiminnan loputtua, siten ettei sijoituspaikan jälkivalvontaa tarvita. Teknistä ratkaisumallia havainnollistaa kuva 3.

Loppusijoituksen turvallisuuteen vaikuttavat sekä luonnolliset esteet että moninkertaiset, toisiaan varmistavat tekniset esteet. Yleisperiaatteena on, että tekniset esteet ovat tarpeellisia erityisesti alkuvaiheessa, jolloin aktiivisuus ja lämmönkehitys ovat suurimmillaan. Pitkällä aikavälillä eli yli kymmenien tuhansien vuosien kuluessa turvallisuus perustuu lisääntyvässä määrin luonnollisiin esteisiin (nuklidien

vähäinen liukoisuus, pohjaveden hidas virtaus, nuklidien pidättyminen, laimentuminen). Myös kallioperässä olevat luonnolliset radioaktiiviset aineet vapautuvat ja kulkeutuvat vastaavalla, analogisella tavalla.



Kuva 3. Käytetyn ydinpolttoaineen loppusijoitusratkaisu ja siihen liittyvät tekniset vapautumisesteet.

Käytännössä merkityksellisin tapa, jolla syvälle kallioperään sijoitetusta ydinjätteiden loppusijoitustilasta voi vapautua radioaktiivisia aineita ihmisen vaikutuspiiriin edellyttää jätetuotteiden liukenemista pohjaveteen ja kulkeutumista pohjavesivirtauksen mukana pintavesistöihin tai poravesikaivoihin. Merkittävimmät ilmiöt, jotka vaikuttavat jätteen sisältämien radionuklidien vapautumiseen polttoainematriisista kallioperän pohjaveteen, ovat polttoaineen vähittäinen rapautuminen polttoaineen alfasäteilystä vedessä syntyvien hapettimien johdosta ja liukenemalla sekä vapautuvien aineiden diffundoituminen täyteaineen lävitse kallioraoissa virtaavaan veteen. Alfasäteilyn uraanioksidia rapauttava vaikutus vähenee polttoaineen aktiivisuuden laskun myötä.

Uraanioksidi ja monet siitä vapautuvat radionuklidit ovat heikosti veteen liukenevia. Lisäksi loppusijoituspaikan huolellisella valinnalla pyritään varmistamaan, että jätteen kanssa kosketuksiin joutuvan pohjaveden määrä ja vaihtumisnopeus ovat pieniä. Jälleenkäsittelyjätteiden tapauksessa on vastaavasti tarkasteltava lasitetun jätteen ja siinä olevien radioaktiivisten aineiden liukenemista pohjaveteen.

Itse polttoainetta tai kiinteytettyä runsasaktiivista jätettä ympäröivät rakenteet, jotka estävät radioaktiivisten aineiden pääsyn kallioperään mahdollisimman pitkään. Tänä aikana radioaktiivinen hajoaminen vähentää jätteen vaarallisuutta. Näitä rakenteita kutsutaan varsinaisiksi vapautumisesteiksi. Polttoainesauvojen välissä oleva tyhjä tila käytetyn polttoaineen loppusijoituskapselissa voidaan täyttää sopivalla materiaalilla. Kuparikapselin seinämävahvuus on valittu viivästämään kapselin vaurioitumista korroosion vaikutuksesta erittäin pitkään. Jätekapselia ympäröivällä puristetulla bentoniittisavikerroksella pyritään myötävaikuttamaan sekä muiden vapautumisesteiden toimintaan että myös hidastamaan radionuklidien pääsyä kallioperään. Sitoessaan vettä bentoniittikerros paisuu ja täyttää tiiviisti jätekapselin ja kallioperän välisen tilan ja varmistaa jätekapselin kanssa vaikutukseen joutuvan veden määrän pysymisen vähäisenä. Vedenjohtavuus täyteainekerroksessa on erittäin pieni ja veden sekä sen mukana kulkevien ionien kulku jätekapselia kohti ja radionuklidien liike siitä pois päin tapahtuvat pääasiassa hyvin hitaana kulkeutumisprosessina eli diffundoitumalla. Täyteainekerros suojaa lisäksi jätekapselia mekaanisilta rasituksilta, jotka aiheutuvat kallioperässä olevista tai lämmönkehityksen synnyttämistä jännitystiloiista tai geologisten tapahtumien mahdollisesti aiheuttamista kallioperän liiakahtuksista. Esitettyjä teknisiä vapautumisesteitä on tarkasteltava kokonaisuutena, jolloin loppusijoituksen turvallisuustavoitteiden toteutuminen ei edellytä välttämättä kaikkien komponenttien toimimista täysin suunnitellulla tavalla.

## 4 Jätehuollon eri vaiheista aiheutuvat säteily- ja ympäristövaikutukset

### 4.1 Säteilyaltistuksen arvioinnissa käytetyt peruskäsitteet

Ydinvoiman käytöstä aiheutuvia säteilyvaikutuksia on tarpeen tarkastella sekä yksilöannosten että niin sanotun väestöannoksen tai kollektiivisen annositouman perusteella. Ydinlaitosten välittömässä läheisyydessä merkittävin arviointisuure on nimenomaan ympäröivän väestön asukkaille aiheutuvat yksilöannokset, joiden tulee viranomaismääräysten perusteella pysyä selvästi luonnollisen taustasäteilyn tasoa pienempänä. Suomessa kyseinen viranomaisten asettama enimmäisannos väestön eniten altistetulle ryhmälle on 0,1 mSv vuodessa eli alle 3 % suomalaisten keskimäärin pääosin luonnollisesta taustasäteilystä ja huoneilman radonista aiheutuvasta säteilyannoksesta (noin 4 mSv/vuosi). Tässä raportissa ei käsitellä yksityiskohtaisesti ydinlaitosten lähiympäristössä havaittuja tai laskennallisesti arvioituja vuotuisia yksilöannoksia, mutta käyttökokemusten mukaan kaikilla ydinlaitoksilla väestön yksilöannokset jäävät selvästi viranomaisten asettamien rajojen alapuolelle.

Ydinvoiman käytöstä aiheutuvan kokonaishaitan arvioimiseen on perinteisesti käytetty kollektiivista efektiivistä annosta eli väestön yhteenlaskettua säteilyannosta, mistä tässä raportissa käytetään lyhyemmin nimitystä väestöannos. Huolimatta radioaktiivisten aineiden hajoamisesta eräät pitkäikäisimmät aineet säilyvät biosfäärissä varsin kauan ja aiheuttavat väestölle säteilyaltistusta pitkäaikaisesti. Näin ollen kokonaisväestöannosta laskettaessa on periaatteessa tarkasteltava hyvin pitkiä ajanjaksoja ja laskettava koko tarkastelujakson kuluessa kertyvät säteilyannokset yhteen eli väestöannositouma. Hyvin pitkäikäisistä radioaktiivisista aineista aiheutuvat vuotuiset yksilöannokset väestölle jäävät yleensä vähäisiksi ja itse asiassa reaktoreista ja muista ydinlaitoksista normaalikäytössä vapautuvat vähäiset määrät lyhytikäisempiä radionuklideja aiheuttavat selvästi merkittävimmän osan lähialueen väestön vuotuisista yksilöannoksista. Vuotuisten yksilösäteilyannosten pienuudesta huolimatta hyvin pitkäikäisten radioaktiivisten aineiden aiheuttama yhteenlaskettu annos koko maailman väestölle hyvin pitkien aikavälien kuluessa voi muodostua varsin suureksi. Tällöin tarkastelujakson pituus vaikuttaa pitkäikäisten radionuklidien osalta merkittävästi kokonaisväestöannoksen suuruuteen. Mikäli väestöannos lasketaan globaalisesti koko maailman väestölle ja erittäin pitkien ajanjaksojen kuluessa, tulee saatavia arvioita myös verrata



mahdollisimman vastaavalla tavalla aiheutuviin muihin säteilystä tai muista tekijöistä aiheutuviin ympäristöhaittoihin.

Taulukossa 2. esitetään Yhdistyneiden Kansakuntien alaisen säteilyn vaikutuksia selvittävän tieteellisen komitean (UNSCEAR) viimeisimpään raporttiin [6] sisällytetty vertailu eri lähteistä aiheutuvista koko maailman väestön säteilyaltistumääristä. Kullekin tarkastellulle toiminnolle otetaan huomioon 50 vuoden toiminnasta aiheutuva vaikutus tai toiminnasta kokonaisuudessaan aiheutuva annosvaikutus, mikäli toiminnan kesto on alle 50 vuotta. Taulukko osoittaa, että ehdottomasti merkittävin väestön säteilyaltistuksen aiheuttaja on luonnollisista lähteistä yhteensä aiheutuva altistus. Ydinvoiman käytöstä koko polttoainekierto kattaen aiheutuu varsin vähäinen osuus koko altistuksesta.

*Taulukko 2. Maailman väestölle aiheutuva kollektiivinen säteilyaltistus (väestöannos) eri toimintojen 50 vuoden toimintajakson kuluessa tai yksittäisistä tapahtumista ajanjaksolla 1945 - 1992 [6]. Pitkäikäisten radioaktiivisten aineiden päästöjen aiheuttamaa väestöannosta arvioitaessa on laskettu yhteen 10 000 vuoden kuluessa kertyvät vaikutukset.*

Lähde	Altistusarvion perusta	Kollektiivinen säteilyannos (manSv)
<b>A. Väestön altistus</b>		
Luonnollinen (tausta)säteily	Nykyinen taso 50 vuoden ajan	650 000 000
Lääketieteellinen säteilyn käyttö	Nykyinen taso 50 vuoden ajan	
Diagnostinen käyttö		90 000 000
Säteilyhoito		75 000 000
Ydinpommikokeet ilmakehässä	Koko toiminnan aiheuttama	30 000 000
Ydinvoiman tuotanto	Koko tähänastisesta toiminnasta	400 000
(normaalikäyttö; koko polttoainekierto)	Nykyinen taso 50 vuoden ajan	2 000 000
Vakavat reaktorionnettomuudet	Tähän mennessä tapahtuneista (Tshernobylin osuus hallitseva)	600 000
<b>B. Ammatillinen altistus</b>		
	Nykyinen taso 50 vuoden ajan	
Lääketieteellinen		50 000
Ydinlaitokset		120 000
Teollisuus		30 000
Sotilaallinen		10 000
Muut kuin uraankaivokset		400 000
<b>Yhteensä (ammatillinen)</b>		<b>600 000</b>

Ydinpolttoainekierrossa ympäristöön vapautuvien pitkäikäisten radioaktiivisten aineiden aiheuttamaa säteilyaltistusta arvioitaessa on laskettu yhteen 10 000 vuoden kuluessa kertyvät vaikutukset. Mikäli tarkastelujakson pituutta kasvatetaan suuremmaksi, tulee myös vertailukohtaa asetettaessa käyttää vastaavaa aikaväliä. Näin ollen ydinpolttoainekierrosta aiheutuvan suhteellinen osuus ei tällöin juurikaan muuttuisi. Väestön kokonaisyksilöannokset ydinvoiman tuotantoon liittyvien laitosten läheisyydessä vaihtelevat alkuvaiheessa välillä 0,001 - 0,2 mSv vuodessa ja pidempien tarkastelujaksojen loppuvaiheessa yksilöiden vuotuinen altistus laskee vielä huomattavasti alhaisemmaksi. Käyttöhenkilökunnan annokset vaihtelevat puolestaan noin välillä 1 - 10 mSv.

## 4.2 Ydinpolttoainekierto vaihtoehtojen normaalikäytön aiheuttaman säteilyaltistuksen arviointi

### 4.2.1 Kansainvälisen ydinpolttoainekierto selvityksen yleisarvio

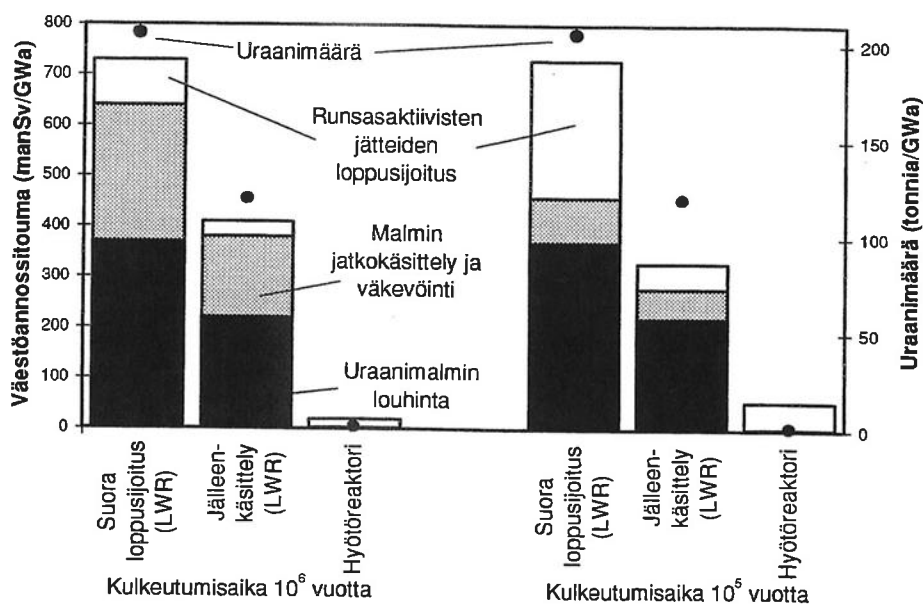
Ensimmäinen ja edelleenkin kattavin selvitys vaihtoehtoisten ydinpolttoainekiertojen aiheuttamista säteilyvaikutuksista käsittelyketjun eri vaiheissa tehtiin kansainvälisen ydinpolttoainekierto selvityksen (INFCE) ydinjätehuoltoa käsitelleen työryhmän toimesta [5]. Sittemmin erityisesti Yhdistyneiden Kansakuntien säteilyvaikutuksia arvioivan tieteellisen komitean (UNSCEAR) noin viiden vuoden välein julkaisemissa raporteissa on tarkennettu yksittäisiä vaiheita koskevia arvioita.

Kansainvälisen ydinpolttoainekierto selvityksen jätehuoltoryhmän loppuraportissa on tarkasteltu kaikkiaan seitsemää erilaista polttoainekierto ratkaisua. Suomen kannalta kiinnostavimmat niistä olivat kevytvesireaktorien käyttöön perustuvat vaihtoehdot, joihin sisältyivät sekä käytetyn ydinpolttoaineen suoraan loppusijoitukseen että jälleenkäsittelyyn ja plutoniumin ja uraanin jälleenkierätykseen perustuvat polttoainekierrat. Lisäksi hyötöreaktorin käyttöön perustuvan polttoainekierto ratkaisun tuloksia voidaan käyttää eräiden näkökohtien osalta vertailukohdaksi kevytvesireaktoreihin perustuville vaihtoehdoille.

Uraanin kertakäyttöön kevytvesireaktorissa perustuvassa vaihtoehdossa luonnollisen uraanin tarve on 205 tonnia 1000 MW<sub>e</sub> reaktorin vuoden mittaista keskeytymättömää käyttöjaksoa kohden eli 205 tU/GW<sub>a</sub>. Reaktoriin ladattavan isotooppiväke-

vöidyn uraanipolttoaineen tarve vastaavaa energiamäärää kohden on 37 tU/GWa. Jälleenkäsittelyyn ja plutoniumin sekä uraanin kierrätykseen perustuvassa polttoainekiertoavaihtoehdossa luonnonuraanitarve on noin 40 % pienempi eli 120 tU/GWa. Reaktoriin ladattaisiin tässä vaihtoehdossa plutoniumia sisältävän sekapolttoaineen (MOX) lisäksi myös 25 tU/GWa isotooppiväkevöityä tavallista polttoainetta. Hyötöreaktorissa puolestaan tarvittaisiin luonnonuraania vain 1,26 tU/GWa ja lisäksi käytettäisiin köyhdytettyä uraania ja jälleenkäsittelyssä erotettua plutoniumia.

Kuvassa 4. on esitetty kolmelle polttoainekiertoavaihtoehdoille eri käsittelyvaiheiden jätehuollosta aiheutuvat väestöannokset täydellisinä annositoumina eli tarkastelujakson ylärajalle ei ole asetettu rajoitusta. Tästä syystä lukuarvoja tulee



Kuva 4. Suoraan loppusijoitukseen ja jälleenkäsittelyyn pohjautuvissa kevytvesi- ja hyötöreaktori-perustaisissa polttoainekiertoissa aiheutuvat kollektiiviset annositoumat eri käsittelyvaiheissa (manSv/GWa) viitteen [5] mukaan. Jälleenkäsittelylaitoksen päästöjen vaikutusta ei ole otettu huomioon. Annositoumia laskettaessa ei tarkastelujakson pituutta ole rajoitettu.

tarkastella lähinnä suhteellisesti ja on otettava huomioon, että huomattava osa väestöannoksesta näin laskettuna aiheutuu luonnollisista uraanin hajoamis-sarjoihin kuuluvista radioaktiivisista aineista. Kuvassa 4. on INFCE-selvityksen mukaisesti esitetty tulokset kahdella eri olettamuksella koskien loppusijoitetuista jätteistä vapautuneiden radioaktiivisten aineiden kulkeutumisaikaa kallioperässä ennen vapautumistaan biosfääriin. Vasemman puoleisessa osassa pylväikköä kulkeutumisaikalle on käytetty arvoa  $10^6$  vuotta ja oikeanpuoleisessa osassa puolestaan arvoa  $10^5$  vuotta. Uraanin isotooppiväkevöintilaitoksella muodostuva köyhdytetty uraani tulkittiin selvityksessä myös jätteeksi. Tämän jätetyypin osalta pidentynyt kulkeutumisaika lisää jonkin verran annositoumaa johtuen kulkeutumisen aikana uraanista muodostuvista radioaktiivisista tytäraineista. Kuvassa 4. esitettyjen käsittelyvaiheiden lisäksi huomattavasti vähäisempi osuus väestöannositoumaan aiheutuu polttoaine-elementtien valmistusprosessin jätteistä ja voimalaitosjätteiden huollosta ja loppusijoituksesta. Taulukossa 3. on esitetty arviot myös näiden vaiheiden osalta.

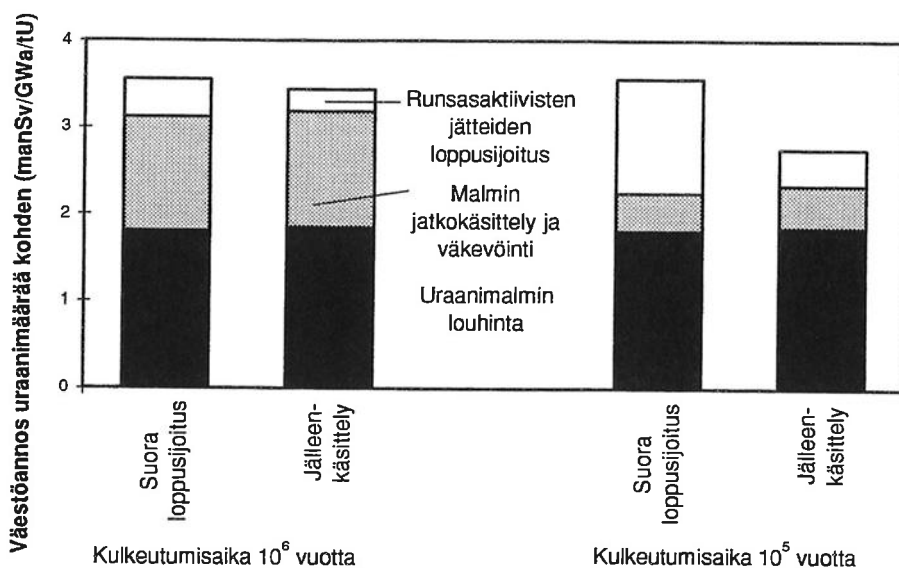
Taulukossa 3. on lisäksi väkevöintijätteiden ja runsasaktiivisten jätteiden loppusijoitukselle esitetty erikseen kokonaisarviot ilman reaktoriin syötetyssä polttoaineessa olevasta uraanista peräisin olevaa osuutta. Malminlouhintajätteiden annososuus on puolestaan kokonaan peräisin luonnonuraanista ja sen hajoamisketjujen radioaktiivisista tytäraineista. Kuvassa 4. on väestöannositoumien lisäksi esitetty kullekin polttoainekiertoaihtoehdolle uraanimalmista erotetun uraanin määrät. Kuvan 4. ja taulukon 3. perusteella voidaan päätellä, että kokonaisväestöannokset riippuvat merkittävästi siitä, miten tehokkaasti uraani hyödynnetään kussakin polttoainekiertoaihtoehdossa. Hyötöreaktori-pohjaisessa polttoainekierrossa jää kierron alkupään eli malminlouhinnan osuus väestöannoksesta pieneksi ja tuotettua energiamäärää kohden runsasaktiivisten jätteiden loppusijoituksen vaikutus on suunnilleen sama kuin jälleenkäsittelyyn pohjautuvassa kevytvesireaktoripolttoainekierrossa.

Kuvassa 5. on esitetty kevytvesireaktorivaihtoehdoille väestöannositouma suhteutettuna kyseissä polttoainekierrossa uraanimalmista erotetun uraanin määrään. Tällöin havaitaan, että suoran loppusijoituksen ja jälleenkäsittelyvaihtoehtojen kokonaisväestöannosten erot jäävät varsin pieniksi eli oletetusta kallioperäkulkeutumisajasta riippuen 3 tai 23 %. Näin ollen polttoainekierrossa käytettävää uraanimäärää kohden laskettuna kokonaisväestöannos on polttoainekierron alkupään vaiheiden (malmin louhinnan ja isotooppiväkevöinnin jätteet) osalta

Taulukko 3. Käytetyn polttoaineen suoraan loppusijoitukseen ja jälleenkäsittelyyn perustuvissa polttoainekiertoissa aiheutuvat kollektiiviset annositoumat (manSv/GWa) [5] eri vaiheissa. Annositoumia laskettaessa ei tarkastelujakson pituutta ole rajoitettu.

Jätetyyppi/polttoainekierron vaihe	Kevytvesirektoripolttoainekierto	
	Suora loppusijoitus	Jälleenkäsittely
Uraanimalmin louhinta ja rikastus	370	220
Malmin jatkokäsittely ja isotooppiväkevointi (köyhdytetty uraani oletettu jätteeksi)		
<i>Kulkeutumisaika 10<sup>6</sup> vuotta</i>	270	160
<i>Kulkeutumisaika 10<sup>5</sup> vuotta</i>	90	59
Polttoaineen valmistus	≤ 1	≤ 1
Voimalajätteiden huolto ja loppusijoitus	< 1	< 1
Loppusijoitus		
<i>Kulkeutumisaika 10<sup>6</sup> vuotta</i>	89	31
<i>Kulkeutumisaika 10<sup>5</sup> vuotta</i>	270	50
<b>YHTEENSÄ</b>		
<i>Kulkeutumisaika 10<sup>6</sup> vuotta</i>	730	410
<i>Kulkeutumisaika 10<sup>5</sup> vuotta</i>	730	330
<b>YHTEENSÄ</b> (ilman köyhdytetyn uraanin ja runsasaktiivisessä jätteessä tai käytetyssä polttoaineessa olevan alkuperäisen uraanin osuutta)		
<i>Kulkeutumisaika 10<sup>6</sup> vuotta</i>	400	230
<i>Kulkeutumisaika 10<sup>5</sup> vuotta</i>	570	250

luonnollisesti riippumaton siitä, jälleenkäsittelläänkö käytetty ydinpolttoaine vai ei ennen loppusijoittamista. Runsaaktiivisten jätteiden loppusijoituksen aiheuttaman väestöannositouman osalta erot ovat jonkin verran suuremmat. Johtuen siitä, että suoraan loppusijoitettavassa käytetyssä ydinpolttoaineessa ja runsasaktiivisessä jälleenkäsittelyjätteessä on suunnilleen samat määrät halkeamistuotteita mutta pitkäikäisempien aktinidien määrä on jälleenkäsittelyjätteessä selvästi pienempi, riippuu arvioitu väestöannositouma huomattavasti oletetusta teknisten päästöesteiden kestosta sekä kulkeutumisajasta kallioperässä. INFCE-



Kuva 5. Suoraan loppusijoitukseen ja jälleenkäsittelyyn pohjautuvissa kevyvesi-reaktori-polttoainekiertoissa aiheutuvat kollektiiviset annositoumat eri käsittelyvaiheissa tuotettua energiamäärää kohden ja normeerattuna kiertoon syötettävää uraanimäärää kohden (manSv/GWa/tU) [5]. Annositoumia laskettaessa ei tarkastelujakson pituutta ole rajoitettu.

selvityksessä jätekapselien kestoajan oletettiin olevan 1000 vuotta ja vapautumisjakson lasitetusta jätetuotteesta tai keraamisesta uraanidioksidista olevan 10 000 vuotta. Kulkeutumisaajan oletettiin olevan alkuaineesta riippumatta sama. Käytännössä pitkäikäiset aktinidit yleensä kuitenkin vapautuvat käytetystä polttoaineesta tai lasitetusta jätteestä ja liukenevat edelleen pohjaveteen huomattavasti hitaammin kuin halkeamistuotteet sekä viivästyvät kallioperässä keskimääräistä enemmän. Näistä syistä vaihtoehtojen väliset erot runsasaktiivisten jätteiden loppusijoituksen aiheuttaman väestöannositouman osalta riippuvat enemmän teknisten päästöesteiden ja kallioperän ominaisuuksista kuin polttoainekierron perusratkaisuista. Runsaaktiivisten jätteiden loppusijoituksen turvallisuusanalyysien tuloksien vertailu [7] osoittaa, että eniten altistetun väestöryhmän yksilöannosnopeudet jäävät varsin pieniksi riippumatta siitä, onko kyse käytetyn polttoaineen vai runsasaktiivisen jälleenkäsittelyjätteen loppusijoituksesta ja myös keskinäiset erot ovat vähäisiä.

#### 4.2.2 Polttoainekierron alkupään vaiheiden säteilyvaikutukset

Kun uraanimalmista erotetaan malminrikastuksessa varsinainen uraani, jäävät alkuperäisessä malmissa olleet uraanin luonnollisten hajoamissarjojen muut radioaktiiviset aineet ja pieni osa uraanista malminlouhintajätteisiin. Näihin jätteisiin sisältyvien luonnollisten radioaktiivisten aineiden aiheuttamia pitkäaikaisia säteilyvaikutuksia on edellä kuvatun INFCE-selvityksen julkaisemisen jälkeen tarkasteltu muun muassa UNSCEAR-komitean raporteissa. INFCE:n arviot perustuvat olettamukseen, että malminlouhintajätteiden läjitysalue säilyy peitettynä ja ominaisuuksiltaan alkuperäisen kaltaisena 1000 vuoden ajan, minkä jälkeen kaikki jätteisiin sisältyneet radioaktiiviset aineet joutuvat vesistöihin. Sinä aikana, kun läjitysalue säilyy ehjänä ja peitettynä, radonin tunkeutumisen peitekerroksen läpi oletetaan vaimenevan tekijällä neljä ja radonin päästönopeus olisi  $4,6 \text{ Bq/m}^2/\text{s}$  ( $1,5 \text{ TBq/ha/a}$ ). INFCE:n mukaisissa arvioissa (taulukko 3.) suoran loppusijoitusvaihtoehdon mukaisessa polttoainekierrossa malminlouhintajätteistä aiheutuvasta täydellisestä väestöannositoumasta ( $370 \text{ manSv/GWa}$ ) vain pieni osa ( $10 \text{ manSv/GWa}$ ) aiheutuisi 1000 vuoden aikana radonin ilmakehään suotautumisen kautta ja loppuosa aiheutuisi globaalisesti vesiympäristöön liittyvien altistusreittien kautta.

UNSCEAR-82 -raportissa [8] on vastaavalla tavalla arvioitu vesistöreitit kautta aiheutuvaksi annositoumaksi  $460 \text{ manSv/GWa}$  ja 1000 vuoden aikana jätekasasta ilmakehään nousevan radonin aiheuttamaksi annosuudeksi  $25 \text{ manSv/GWa}$ . Mikäli jätekasen oletettaisiin säilyvän paikallaan syöpymättömänä 100 000 vuoden ajan, aiheutuva annositouma ilmakehään tihkuvan radonin kautta olisi  $2600 \text{ manSv/GWa}$ . Lähtöoletuksena raportissa käytetään arviota, että läjitysalueelta tihkuu radonia noin  $1 \text{ TBq/a/GWa}$ . Läjitysalueen pinta-alaksi arvioidaan keskimäärin noin  $1 \text{ ha/GWa}$ , kun INFCE-raportissa kertakäyttövaihtoehdolle vastaava pinta-ala on  $1,46 \text{ ha/GWa}$  ja jälleenkäsittelyvaihtoehdolle  $0,85 \text{ ha/GWa}$ . Näin ollen radonin tihkumismäärää koskeva oletamus on UNSCEAR-raportissa lähes sama kuin INFCE-selvityksessä. Raportissa todetaan kuitenkin, että sopivilla jätteiden läjityskasojen peittämismenetelmillä radonin tihkumisnopeutta ja näin myös aiheutuvaa annosta voidaan huomattavasti alentaa. Samoin radioaktiivisten aineiden suotautumisen syvemmälle maaperään katsotaan alentavan merkittävästi ilmakehään tihkuvan radonin määrää.

UNSCEAR-88 -raportissa [9] esitetään eri maissa ja alueilla sijaitsevien uraanimalmin louhintajätteiden läjityskasoilta mitattuja havaintoja radonin tihkumisnopeudesta. Havaittu vaihteluväli on  $0,1 - 20 \text{ Bq/m}^2/\text{s}$  ( $0,03 - 6 \text{ TBq/ha/a}$ ). Lisäksi

raportissa esitellään vaihtoehtoisia suunniteltuja tekniikoita peittää louhintajätökaset kaivostoiminnan päättymisen jälkeen erilaisilla radonin tihkumista pitkällä aikavälillä hidastavilla maa-aineskerroksilla. Kaikkein tehokkaimmassa tarkastelussa menetelmässä radonin tihkumisnopeus putoaisi jopa alle miljoonasosaan peittämättömään jättekasaan verrattuna ja ratkaisussa, jossa jätökasa peitetään metrin vahvuisella savikerroksella ja eroosiosuojana toimivalla kalliomurskeella tihkumisnopeus alenisi noin 2 promilleen peittämättömään kasaan verrattuna.

Viimeisimmässä vuonna 1993 julkaistussa UNSCEAR-raportissa [6] ei sinänsä esitetä pitkäaikaisvaikutusten osalta poikkeavia arvioita, vaan todetaan arviointeihin liittyvän huomattavia epävarmuuksia riippuen oletetun huoltomenetelmän tehokkuudesta ja vaihtoehtoista olettamuksista pitkäaikaiskestävyyden suhteen. Uraanimalmion toimintajakson kuluessa aiheutuvaksi annositoumaksi arvioidaan raportissa 1,5 manSv/GWa perustuen käyttöjakson aikana vapautuvaksi arvioituun radonmäärään 20 TBq/GWa. Malmin louhinnan lopettamisen jälkeen louhintajätteiden kasasta tyypillisesti aiheutuvaksi annoskertymäksi perustuen tyypilliseen radonin tihkumisnopeuteen 1 TBq/ha/a raportissa esitetään arvio 0,015 manSv/a/GWa. Havainnollisena esimerkkinä raportissa esitetään 10 000 vuoden kuluessa tällä nopeudella kertyväksi tyypilliseksi väestöannositoumaksi 150 manSv/GWa, jonka epävarmuusalueeksi esitetään 1 - 1000 manSv/GWa. Vaihtelualue määräytyy kahdesta äärimmäisestä mahdollisuudesta. Mikäli läjityskasan peitekerros häviää kokonaan joko ihmisen toimesta tai luonnon olosuhteiden muutoksen takia, arvioidaan radonin tihkumisnopeuden nousevan tasolle 6 TBq/ha/a. Vaihtoehtoisesti tulevat sukupolvet voivat tehostaa läjityskasojen nykyisiä peittämismenetelmiä ja radonin tihkumisnopeus voisi tällöin alentua arvoon 0,006 TBq/ha/a.

Euroopan Unionin komission JOULE-tutkimusohjelmaan kuuluvassa ExternE-projektissa [10] on tarkasteltu ainoastaan uraanimalmin louhinnan ja malmirikastuksen aikana tapahtuvien päästöjen paikallisesti ja alueellisesti aiheuttamia väestöannoksia, Esitetyssä annosarviossa käytetään samoja päästöarvioita kuin UNSCEAR-1993-raportissa ja esitetty väestöannos 1,8 manSv/GWa on myös suunnilleen yhtä suuri. Raportissa ei erikseen käsitellä malminlouhinnan lopettamisen jälkeen louhintajätteistä kertyvää annositoumaa. Raportissa todetaan, että käytetyllä esimerkkilaitoksella jätteet sijoitetaan vanhoihin avolouhoskai- voksiin ja peitetään, jolloin UNSCEAR-raportin radonin pitkän aikavälin päästö- määrien voidaan katsoa olevan pessimistisiä.



Yhteenvedon esitetystä arvioista voidaan todeta, että aikanaan INFCE-selvityksessä esitetyt arviot ovat suurella todennäköisyydellä yläarvioita pitkällä aikavälillä kertyvästä väestöannositoumasta. Mikäli esitetyt vaihtoehtoisia louhintajätteiden edistyneitä huoltotekniikoita todella otetaan tulevaisuudessa käyttöön, alenee polttoainekierron alkupäässä aiheutuvan säteilyaltistuksen suhteellinen merkitys. Tällöin jälleenkäsittelyvaihtoehdossa toteutuvan uraanivarojen säästeliäämmän käytön merkitys koko polttoainekierron säteilyaltistusta alentavana tekijänä vähenee.

Rikastetun uraanimalmin konversiossa uraanitetrafluoridiksi ja edelleen heksafluoridiksi arvioidaan ExternE-selvityksen [10] mukaan aiheutuvan vain vähäinen annositouma (0,0003 manSv/GWa) väestölle ja myös käyttökäytökunnan kollektiivinen annos arvioidaan pieneksi 0,02 manSv/GWa.

Heksafluoridimuodossa olevan luonnonuraanin isotooppiväkevöinnistä  $^{235}\text{U}$ :n suhteen aiheutuu saman selvityksen mukaan väestölle vielä alhaisempi annositouma 0,0002 manSv/GWa ja käyttökäytökunnan kollektiivinen annos on hyvin pieni (0,00007 manSv/GWa). ExternE-selvityksessä ei tarkastella lainkaan köyhdytetyn uraanin mahdollista jatkokäyttöä eikä tätä materiaalia myöskään pidetä INFCE-selvityksen tulkinnan tapaan jätteenä, josta aiheutuisi pitkällä aikavälillä väkevöintilaitoksen käyttöjaksoon verrattuna huomattavasti suurempi annositouma väestölle.

Uraanipolttoaineen valmistuksen aiheuttamaksi väestöannokseksi on viitteessä [10] arvioitu 0,00008 manSv/GWa ja UNSCEAR-1993 -raportissa [6] noin 0,003 manSv/GWa. Polttoainetehtaan henkilökunnan kollektiiviseksi annokseksi viitteessä [10] arvioidaan 0,06 manSv/GWa. Plutoniumia sisältävän sekaoksidi-poltoaineen valmistuksesta ei käytettävissä olleissa viitteissä ole annettu tietoja.

#### 4.2.3 Ydinvoimalaitosten ja niiden jätehuollon aiheuttamat säteilyvaikutukset

Ydinvoimalaitosten normaalikäytön aiheuttamien radioaktiivisten aineiden päästöjen aiheuttama väestöannos paikallisesti ja alueellisesti viitteeseen [6] koottujen tilastojen mukaan on kevytvesireaktoreilla keskimäärin noin 0,5 manSv/GWa, mistä noin 80 prosenttia aiheutuu hiilen radioaktiivisesta isotoopista  $^{14}\text{C}$ :stä. Kevytvesireaktorien painotettu  $^{14}\text{C}$ -päästö on raportin mukaan noin 0,2 TBq/GWa ja paikallisen ja alueellisen väestöannoksen muunnoskerroin  $^{14}\text{C}$ :lle on 1,8 manSv/TBq. ExternE-projektissa käytetään voimaloiden  $^{14}\text{C}$ -pääs-

töille noin puolet pienempää arvoa 0,11 TBq/GWa ja lähinnä esimerkkisijoituspaikkaa koskevien tietojen erilaisuudesta johtuen päädytään huomattavasti alhaisempaan arvioon 0,01 manSv/GWa paikalliselle ja alueelliselle väestöannokselle.

UNSCEAR-1993 -raportin mukaan kevytvesireaktoreiden keskimääräisistä  $^{14}\text{C}$ -päästöistä (0,2 TBq/GWa) aiheutuu globaalisesti 17 manSv/GWa suuruinen väestöannos käyttäen globaalisen väestöannoksen muunnoskertoimena 85 manSv/TBq. ExternE-selvityksessä käytetään pidempää tarkastelujaksoa ja hieman suurempaa muunnoskerrointa, mutta pienemmästä päästöstä johtuen päädytään kuitenkin lähes samaan väestöannosarvioon 16 manSv/GWa. Yhden ydinvoimalayksikön (900 MW<sub>e</sub> PWR) lähiympäristössä  $^{14}\text{C}$ -päästöistä aiheutuva vuotuinen yksilöannos on kuitenkin erittäin pieni eli noin sadasmiljoonasosa mSv/a ( $10^{-11}$  Sv/a), mikä on noin miljoonasosa ympäristön luonnollisen  $^{14}\text{C}$ -pitoisuuden aiheuttamasta annosnopeudesta.

Ydinvoimaloiden käytöstä aiheutuu käytettyyn polttoaineeseen - tai siitä jälleenkäsittelyn kautta erotettuun runsasaktiiviseen jätteeseen - sisältyvien radioaktiivisten aineiden muodostaman runsasaktiivisen jätteen ohella myös aktiivisuudeltaan huomattavasti alhaisempia muita jätteitä. Laitoksen huoltotöistä ja prosessivesien puhdistamisesta aiheutuu erityyppisiä laitosjätteitä. Lisäksi ydinvoimaloita aikanaan purettaessa osa rakenteista ja komponenteista sisältää radioaktiivisia aineita ja näistä niinsanotuista käytöstäpoistojätteistä on huolehdittava vastaavalla tavalla kuin laitosjätteistä.

Voimalaitosjätteiden loppusijoituksesta aiheutuvaksi väestöannokseksi maanhautaukseen perustuvassa sijoitusratkaisussa on arvioitu viitteessä [6] karkeasti noin 0,5 manSv/GWa. Suomessa toteutettua kallioon louhittua voimalajätteiden loppusijoitustilaa koskeva VTT:n arvio [11] päättyy huomattavasti pienempään arvioon eli alle 0,01 manSv/GWa. Tuotettua energiamäärää kohden laskettuna myös käytöstäpoistojätteiden loppusijoittaminen voimalajätteiden loppusijoitustilan laajennusosassa aiheuttaisi hyvin pessimistisesti arvioituna alle 1 manSv/GWa suuruisen väestöannoksen ja realistisin oletuksin noin 0,01 manSv/GWa. Voimalajätteiden ja käytöstäpoistojätteiden loppusijoituksesta aiheutuva väestön säteilyaltistus on suurella todennäköisyydellä selvästi alhaisempi kuin ydinvoimaloiden normaalitoiminnasta aiheutuvat säteilyannokset. ExternE-selvityksessä [10] paikallinen väestöannos on odotettua kehityskulkua kuvaavassa tapauksessa noin 0,0001 manSv/GWa ja oletettaessa loppusijoitustilan betonirakenteiden äkillisesti vaurioituvan noin 300 vuoden kuluttua päädytään arvioon 2,9 manSv/GWa. Tuloksia vertailtaessa on otettava huomioon, että selvi-

tyksessä tarkastelluissa jätteissä on pelkästään voimalajätteisiin verrattuna suhteessa selvästi suuremmat määrät radionuklideja  $^{129}\text{I}$ ,  $^{107}\text{Pd}$  ja  $^{237}\text{Np}$ , koska samalla laitoksella loppusijoitetaan myöskin jälleenkäsittelystä peräisin olevia keskiaktiivisia jätteitä.

Käytetyn polttoaineen välivarastoinnista voimalaitoksella tai erillisessä välivarastossa joko ennen jälleenkäsittelyä tai suoraa loppusijoitusta aiheutuvasta normaalikäytön väestöannoksesta ei ole ollut käytettävissä erillisiä selvityksiä, mutta normaalitilanteessa päästöt näiltä laitoksilta voidaan pitää olennaisesti pienempinä kuin ydinvoimaloilta. Näin ollen myös aiheutuvat annokset jäävät hyvin alhaisiksi. Käytetyn polttoaineen välivarastoinnin mahdollisten onnettomuustilanteiden vaikutuksista on aiemmin tehty VTT:ssä selvitys [12] ja odotusarvoksi väestöannokselle saatiin vaihteluväli 0,0001-0,03 manSv/a. Samassa viitteessä on esitetty myös arvioita käytetyn polttoaineen kuljetuksista Loviisan laitokselta Venäjälle aiheutuvista säteilyhaitoista ja vuotuiseksi kollektiiviseksi annokseksi (väestö ja kuljetushenkilökunta) arvioitiin normaalitilanteessa 0,002 manSv/a ja kuljetusonnettomuuksista odotusarvona noin tuhannesosa normaalikuljetuksiin verrattuna. ExternE-selvityksessä koko polttoainekierron kuljetusten aiheuttamaksi kollektiiviseksi annokseksi (väestö ja kuljetushenkilökunta) arvioitiin noin 0,03 manSv/GWa, mistä käytetyn polttoaineen kuljetusten osuus on noin kuudennesosa. Ydinpolttoainekierron kuljetuksista vaarallisimmaksi ExternE-selvityksessä katsottiin luonnollisen tai isotooppiväkevöidyn uraaniheksafluoridin kuljetukset. Liikenneonnettomuuksista arvioitiin aiheutuvan odotusarvona noin 0,001 kuolemantapausta/GWa. Vaikkakaan selvityksen mukaan säteilyllä ei ole merkittävää osaa kuljetusonnettomuuksien aiheuttamassa terveysriskissä tätä arviota terveysriskimielessä vastaava väestöannos olisi 0,02 manSv/GWa.

#### 4.2.4 Jälleenkäsittelylaitoksen aiheuttamat säteilyvaikutukset

INFCE-jätehuoltoselvityksessä ei varsinaisesti tarkasteltu itse jälleenkäsittelylaitoksen päästöjen aiheuttamia väestöannossitoumia. Selvityksessä oletettiin, että pitkäikäiset halkeamistuotteet otetaan talteen käsittelyn yhteydessä. Hyvin pitkällä aikavälillä kertyvän annossitouman kannalta kaikkein merkittävin nukliidi eli jodin pitkäikäinen isotooppi  $^{129}\text{I}$  oletettiin selvityksessä sidottavan erityisuodattimeen ja suljettavan metallikapseliin. Tämän aineen hyvin pitkästä puoliintumisajasta johtuen sen voidaan kuitenkin olettaa ennemmin tai myöhemmin vapautuvan biosfääriin. Vuoden 1982 UNSCEAR-raportissa [9] esitettiin siihen mennessä kertyneiden käyttökokemusten perusteella jälleenkäsittelylaitokselta vapautuvan  $^{129}\text{I}$ -määrän olevan noin 40 GBq/GWa ja päästöjen tapahtuvan pääosin nestemäi-

sessä muodossa mereen. Epätäydellinen, 10 000 vuoden kuluessa kertyvä, väestöannositouma on raportin mukaan 0,16 manSv/GWa. Edellä esitettyihin INFCE-selvityksen arvioihin verrattavissa oleva täydellinen annositouma on raportin mukaan 560 manSv/GWa. Tämän kokonaisarvion on kuitenkin arvioitu olevan varsin pessimistinen [13, 14, 15] erityisesti hyvin pitkillä aikaväleillä, koska muun muassa valtamerien pohjaan sedimentoitumisen vaikutusta jodia merivedestä poistavana tekijänä ei ole otettu huomioon. Realistisempi arvio  $^{129}\text{I}$ -päästöjen aiheuttamasta täydellisestä väestöannositoumasta olisi viitteiden [13, 14] perusteella luokkaa 40 - 80 manSv/GWa. Tällöin jälleenkäsittelylaitoksen kokonaissäteilyvaikutuksia pitkälläkään aikavälillä ei dominoisi pelkästään  $^{129}\text{I}$ -päästöt, vaan myös  $^{14}\text{C}$ -päästöillä jälleenkäsittelylaitoksilta (0,4 TBq/GWa; [9]) olisi huomattava osuus ja realistisempi kokonaisarvio jälleenkäsittelylaitoksen aiheuttamasta täydellisestä annositoumasta olisi noin 110 manSv/GWa, mikäli jodin osalta käytetään yllä mainitun vaihteluvälin ylärajaa.

Myöhemmässä UNSCEAR-raportissa vuodelta 1988 [8] käytetään samaa  $^{129}\text{I}$ -päästöarviota (40 GBq/GWa) perustuen Sellafieldin ja la Hagen jälleenkäsittelylaitosten käyttökokemuksiin vuosilta 1980-1985. Raportissa on kuitenkin muutettu väestöannositouman laskentaperustetta ja pidetty tarkoituksenmukaisempaan ottaa annosarvioissa huomioon miljoonan vuoden mittainen tarkastelujakso aiemman äärettömän pitkän ajan kuluessa kertyvän täydellisen annositouman sijasta., jolloin annosmuunnoskertoimeksi muodostuu 0,7 manSv/GBq. Laskentaperusteiden säilyessä muutoin samoina päädytään jälleenkäsittelylaitoksen jodipäästöjen osuudeksi väestöannositoumasta arvioon 28 manSv/GWa, mikä on lähes sama kuin edellä viitteiden [13, 14] perusteella esitetyn täydellisen annositouman realistisemmän arvion vaihteluvälin alaraja, kun on pyritty ottamaan huomioon pitkällä aikavälillä vaikuttavat annoskertymää hidastavat poistumismekanismit.

Jälleenkäsittelylaitoksen  $^{14}\text{C}$ -päästöille UNSCEAR-88 -raportti [8] päättyy jonkin verran suurempiin kokemusperäisiin arvioihin. Ranskalaisen la Hagen laitoksen päästöt olivat tuolloin olleet noin 0,66 TBq/GWa (pääosin päästöinä ilmakehään) ja selvästi pienempiä kuin Sellafieldin laitokselta, jonka  $^{14}\text{C}$ -päästöiksi arvioitiin 3,5 TBq/GWa. Täydellisen väestöannositouman annosmuunnoskertoimena käytetään edellisen UNSCEAR-raportin tapaan 67 manSv/TBq ja näin väestöannositoumalle saadaan arvio 44 ja 235 manSv/GWa vastaten edellä mainittujen laitosten arvioituja päästömääriä.

UNSCEAR-93 -raportissa käytetään edelleen lähes samansuuruisia arviota esimerkkilaitoksen  $^{129}\text{I}$ -päästöille (38 GBq/GWa). Tässä viimeisimmässä UNSCEAR-raportissa käytetään yleisesti 10 000 vuoden tarkastelujaksoa arvioidessa väestöannositoumia. Koska jodin annositouman muunnoskertoimien arviointiperusteet ovat säilyneet samoina kuin jo aiemmin viitteessä [9] esitettiin, päädytään jodin annositoumaosuudelle arvioon 0,16 manSv/GWa.

Jälleenkäsittelyssä esimerkkilaitoksesta vapautuville  $^{14}\text{C}$ -päästöille käytetään viitteessä [6] arviota 2,54 TBq/GWa. UNSCEAR-93 -raportissa on päivitetty  $^{14}\text{C}$ :n globaalista kulkeutumista kuvaavaa laskentamallia ja täydelliselle annositoumalle yksikköpäästöä kohden esitetään arvio 120 manSv/TBq, mistä raportissa yleisesti tarkastelujaksona käytetyn 10 000 vuoden jakson kuluessa kertyy 71 % eli 85 manSv/TBq. Referenssilaitoksen arvioidujen päästöjen perusteella väestöannositoumalle 10 000 vuoden tarkastelujakson kuluessa saadaan arvio 213 manSv/GWa.

Paikallisesti ja alueellisesti jälleenkäsittelylaitoksen päästöistä aiheutuvassa väestöannoksessa ei hyvin pitkäikäisten radioaktiivisten aineiden osuus ole hallitseva verrattuna eräiden muiden lyhytikäisempien aineiden aiheuttamaan väestöannokseen verrattuna. Alueellisesti arvioituna  $^{106}\text{Ru}$ :n ja  $^{137}\text{Cs}$ :n väestöannokset ovat UNSCEAR-93:n [6] mukaan vastaavasti 2,8 ja 1,1 manSv/GWa eli jonkin verran suuremmat kuin saman raportin arviot  $^{14}\text{C}$ - ja  $^{129}\text{I}$ -päästöjen aiheuttamille alueellisille väestöannoksille (0,81 ja 0,25 manSv/GWa, vastaavasti). Pitkäikäisistä radioaktiivista aineista aiheutuvat globaaliset väestöannokset ovat näitä alueellisia väestöannoksia huomattavasti suurempia, mutta vuotuiset yksilöannokset ovat vastaavasti huomattavasti alhaisempia.

Euroopan Unionin komission JOULE-tutkimusohjelmaan kuuluvassa ExternE-projektissa [10] on myös tarkasteltu jälleenkäsittelyä osana koko ydinpolto-ainekierron kattavaa tarkastelua. Tässä selvityksessä on esitetty käytettäväksi 100 000 vuoden mittaista tarkastelujaksoa ja selvityksessä käytettyjen annoslaskentamallien perusteella  $^{129}\text{I}$ :n annosmuunnoskertoimeksi on saatu 0,066 manSv/GBq valtameren tapahtuville päästöille ja suoraan ilmakehään tapahtuville vastaavasti 0,55 manSv/GBq. Raportissa esitetty  $^{129}\text{I}$ :n nestemäisten päästöjen arvioitu määrä on 6 GBq/GWa eli noin 15 % UNSCEAR-88 ja -93 -raporteissa esitetystä. Lisäksi kaasumaisena on arvioitu vapautuvan 0,45 GBq/GWa. Päästöjärien ja annosmuunnoskertoimen perusteella 100 000 vuoden tarkastelujakson mukaiselle väestöannositoumalle saadaan arvio 0,64 manSv/GWa.

Jälleenkäsittelylaitoksen  $^{14}\text{C}$ -päästöt ovat raportissa [10] käytetylle esimerkkilaitokselle 0,62 TBq/GWa kaasumaisina eli lähes samat kuin UNSCEAR-88 raportissa. Lisäksi nestemäisessä muodossa arvioidaan vapautuvan 0,4 TBq/GWa. Annosmuunnoskertoimena selvityksessä käytetään sovelletulla laskentamallilla 100 000 vuoden kuluessa kertyväksi arvioitua annositoumaa eli annosmuunnoskertoimena käytetään 142 manSv/TBq, mikä on varsin lähellä viimeisimmässä UNSCEAR-raportissa esitettyä arvoa (120 manSv/TBq) täydelliselle annositoumalle. Yhteensä  $^{14}\text{C}$ -päästöistä aiheutuvaksi väestöannositoumaksi muodostuu näin 145 manSv/GWa. Pitkäikäisistä nuklideista ( $^{14}\text{C}$  ja  $^{129}\text{I}$ ) aiheutuva annositouma on yhteensä siis hivenen alle 150 manSv/GWa, mikä lähes kokonaisuudessaan aiheutuu  $^{14}\text{C}$ :sta. Näin ollen kokonaisarvio on jälleenkäsittelyn osuuden kohdalta edelleen suunnilleen sama kuin viitteessä [13] esitetty arvio 115 manSv/GWa, vaikkakin sekä päästöarvioissa että laskentaperusteissa on tapahtunut huomattavia (toisiaan kompensoivia) muutoksia. Ydinvoimalaitosten normaalikäytön yhteydessä vapautuvista pitkäikäisistä radioaktiivisista aineista aiheutuviin väestöannoksiin verrattuna jälleenkäsittelyn aiheuttama väestön yhteenlaskettu altistus on noin kymmenkertainen. On kuitenkin huomattava, että sekä ydinvoimaloiden että jälleenkäsittelylaitosten aiheuttamat eniten altistettujen yksilöiden vuotuiset säteilyannokset jäävät selvästi viranomaisten asettamien enimmäisrajojen alapuolella ja väestön keskimääräiset vuotuiset säteilyannokset jäävät vielä olennaisesti pienemmiksi.

#### 4.2.5 Runsasaktiivisten ydinjätteiden geologinen loppusijoitus

INFCE-selvityksen jälkeen ei ole tehty yhtä laajaa kansainvälistä vertailua vaihtoehtoisten polttoainekiertoratkaisujen tuottamien runsasaktiivisten jätteiden loppusijoituksen aiheuttamista väestön yhteenlasketuista säteilyvaikutuksista. Viimeaikaisissa turvallisuusanalyseissä on katsottu olevan olennaisinta varmistaa, että minkään yksittäisen väestöryhmän säteilyaltistus hyvin pessimistisestikään arvioituna ei ylittäisi viranomaisten asettamia säteilyannosrajoja. Näin ollen turvallisuusarvioinneissa on keskitytty tarkastelemaan mahdollisia säteilyvaikutuksia ensisijaisesti eniten altistetun väestöryhmän suurimpien vuotuisen yksilöannosten kannalta. Suomessa vuonna 1992 julkaistun Olkiluodon laitosten käytetyn polttoaineen loppusijoituksen turvallisuusanalyysin [16] tulosten mukaan loppusijoitusratkaisun tekniset ja luonnolliset vapautumisesteet varmistavat suunnitellulla tavalla toimiessaan, että ympäristön väestön altistetuimmallekin ryhmälle aiheutuva säteilyaltistuksen lisäys on enimmillään luokkaa 0,001 mSv vuodessa. Suomalaisen keskimääräinen - pääosin luonnollisesta taustasäteilystä, mukaanlukien asuntojen

huoneilman radon - saama säteilyannos on noin 4 mSv vuodessa ja sen vaihtelualue eri paikkakuntien välillä on varsin laaja.

Ydinjätteistä laajemmille väestöryhmille keskimäärin aiheutuvat annokset jäisivät jopa useita kertaluokkia pienemmiksi. Näin myös kollektiivinen annos esimerkiksi 10 000 vuoden kuluessa jäisi pieneen murto-osaan taustasäteilyn vastaavalla aikavälillä aiheuttamaan väestöannokseen verrattuna. Kun loppusijoitustilan kaikkien kapselien oletetaan turvallisuusanalyysissä vaurioituvan 1000 vuoden kuluttua samanaikaisesti, mutta muiden vapautumisesteiden toimivan normaalilla tavalla, enimmäisyksilöannoksen arvioidaan olevan luokkaa 0,006 mSv vuodessa. Turvallisuusanalyysissä on tarkasteltu myös usean vapautumisesteen samanaikaiseen vaurioitumiseen johtavia tilanteita ja niiden seurauksia. Merkittävimpiä haittoja voisi seurata maan kuoren kuormituksen aiheuttamista suurista lohkoliikunnoista, mikäli niitä esiintyisi tarkasteltavana olevalla aikavälillä. Ydinjäteluolasto sijoitetaan kallioperässä olevien ruhjevyyöhykkeiden välisiin ehjempiin kallion lohkoihin, jolloin suuretkin kalliolohkojen liikunnot tapahtuvat pääsääntöisesti jo aiemmin muodostuneita liikuntasauvoja myöten ja jätekapselit säilyisivät vahingoittumattomina. Mikäli siirroksen kuitenkin oletetaan tapahtuvan 1000 vuoden kuluttua ja leikkaavan itse loppusijoitustilaa ja särkevän samanaikaisesti kuutisenkymmentä kapselia, jää ympäristön väestön altistetuimmalle ryhmälle aiheutuva säteilyannoksen enimmäislisäys silti vähäiseksi, noin 2 mSv vuodessa.

Eri maissa tehdyissä runsasaktiivisen jätteen loppusijoituksen turvallisuusanalyysissä on päädytty hyvin samankaltaisiin päätelmiin kuin edellä kuvatussa VTT:n tekemässä analyysissä. Viitteessä [7] on tarkasteltu runsasaktiivisen boorisilikaattilasiin kiinteytetyn jälleenkäsittelyjätteen loppusijoituksen turvallisuutta käsittelevän sveitsiläisen analyysin tuloksia verrattuna käytetyn polttoaineen suoraan loppusijoituksen turvallisuutta tarkastelleisiin ruotsalaiseen, kanadalaiseen ja suomalaiseen selvitykseen [16]. Vaikka sveitsiläisen analyysin tulokset ovat tulosten vaihteluvälin (0,00001 - 0,001 mSv) alapäässä, kaikissa vertailuissa selvityksissä vuotuinen enimmäisannos jää selvästi alle viranomaisten esittämän enimmäisrajan (0,1 mSv/a). ExternE-selvityksessä on tarkasteltu myös runsasaktiivisen jätteen loppusijoittamista graniittityyppiseen kallioperään ja selvitykseen sisältyneen epävarmuusanalyysin mukaan arvio enimmäisannosnopeudet vaihteluvälistä on noin 0,0001 - 0,006 mSv/a. Ottaen huomioon eri selvitysten käyttämissä oletamuksissa olevat eroavuudet ja sen, että jälleenkäsittelyjätteessä ei ole mukana pitkäikäistä ja kallioperässä herkemmin liikkuvaa <sup>129</sup>I:aa, ei tulosten vertailun perusteella voida katsoa yksilöannosnopeuksissa olevan mitään ratkaisevia

eroja käytetyn polttoaineen suoran loppusijoituksen ja jälleenkäsittelystä kertyvien runsasaktiivisten jätteiden loppusijoituksen kesken.

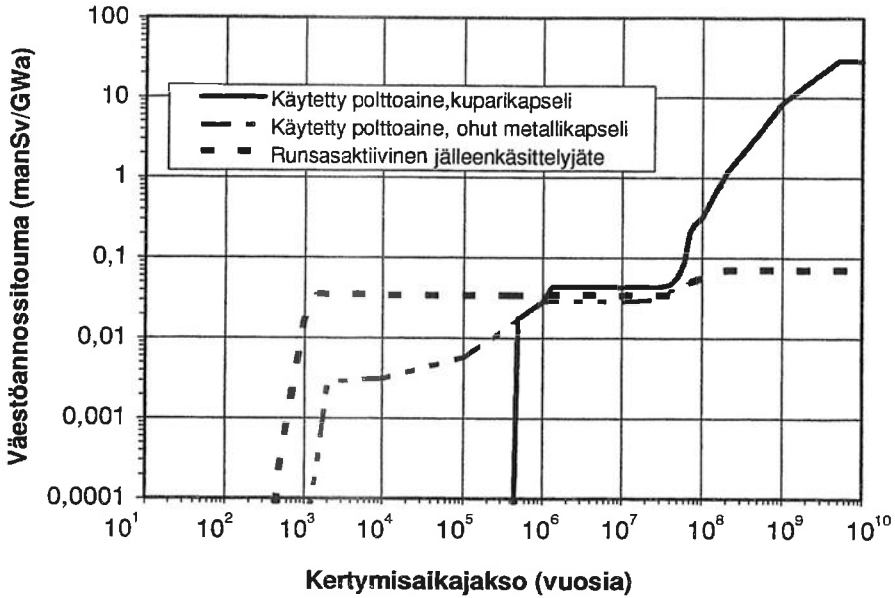
VTT:n aiemmin tekemissä selvityksissä [11, 13] on yleisluontoisina tarkasteluina vertailtu käytetyn polttoaineen ja runsasaktiivisen jälleenkäsittelyjätteen aiheuttamien enimmäisyksilöannosnopeuksien ohella myös kollektiivisia annoksia - erityisesti alueellisesti Itämeren vaikutuspiirissä elävälle väestölle. Vertailuja tehtäessä oletettiin, että myös jälleenkäsittelylaitoksella erotettu  $^{129}\text{I}$  sijoitetaan erillisesti kapseloituna samaan loppusijoitustilaan. Vuotuiset yksilöannokset ovat myös tämän tutkimuksen tulosten mukaan luokkaa 0,001 mSv sekä jälleenkäsittelyjätteiden että käytetyn polttoaineen suoran loppusijoituksen tapauksessa läheisyydessä olevan järven vaikutuspiirissä elävän väestöryhmän yksilöille. Kollektiivisen annoksen kertymistä Itämeren alueella elävälle väestölle ajan funktiona on tarkasteltu kuvassa 6. Käytetylle polttoaineelle on tarkasteltu kahta vaihtoehtoista teknistä ratkaisua. Ensimmäisenä vaihtoehtona tarkastellaan kuparikapselia, jonka kestoikäksi on arvioitu noin 0,5 miljoonaa vuotta, ja toisena vaihtoehtona ohuempaa metallikanisteria, jonka kestoikäksi on oletettu 1000 vuotta. Lasitetulle runsasaktiiviselle jälleenkäsittelyjätteelle on oletettu käytettävän samoin ohuempaa metallikanisteria.

Jälleenkäsittelyprosessissa erotetun  $^{129}\text{I}$ :n on oletettu vapautuvan erillisistä kapselista 1000 vuoden mittaisen ajanjakson kuluessa. Paremmilla teknisillä ratkaisuilla jodin vapautumista voidaan viivästyä ja lisätä päästajakson kestoja ja näin edelleen pienentää yksilöannosnopeuksia, mutta aineen pitkän puoliintumisaajan vuoksi pitkän aikavälin annoskertymä ei oleellisesti muuttuisi.

Kuvan 6. perusteella voidaan todeta, että Itämeren alueen väestöannos kertyy eri vaihtoehtoisissa hieman eri nopeuksilla, mutta saavuttaa noin miljoonan vuoden jälkeen tason, joka on sekä jälleenkäsittelyjätteille että käytetylle polttoaineelle lähes yhtä suuri. Johtuen pääosin käytetyn polttoaineen sisältämästä suuremmasta luonnollisesta uraanin ( $^{238}\text{U}$  ja  $^{235}\text{U}$ ) määrästä jatkuu väestöannoksen kertyminen tällöin vielä noin sadan miljoonan vuoden jälkeenkin ja lopullinen kertymä on kuvassa 6. noin 30 manSv/GWa alueellisesti koko Itämeren vaikutuspiirissä.

On kuitenkin hyvin kyseenalaista, onko näin pitkällä aikaväleillä kertyvällä lisäyksellä väestöannokseen mitään käytännön merkitystä, koska kertyvä lisäannos on valtaosaltaan peräisin luonnollisista radioaktiivisista aineista ja tätä kautta aiheutuva lisäys väestön ja sen yksilöiden vuotuisiin säteilyannoksiin tulee olemaan





Kuva 6. Vaihtoehtoisten käytetyn polttoaineen ja runsasaktiivisen jälleenkäsittelyjätteiden loppusijoitusratkaisujen Itämeren vaikutusalueella aiheuttaman väestöannossitouman kertyminen ajan funktiona tuotettua sähköenergiämäärää kohden [13]. Tarkastellun kertymisjakson ylittäessä noin miljoonaa vuotta käytetyn polttoaineen vaihtoehtoja kuvaavat käyrät yhtyvät.

häviävän pieni. On edelleen huomattava, että myöskään jälleenkäsittelyvaihtoehdossa ei pelkästään kevytvesireaktoreihin perustuvassa ratkaisussa voida käyttää hyväksi kaikkea jälleenkäsittelyssä erotettua uraania, vaan huomattava osa uraanista jouduttaisiin mahdollisesti kuitenkin loppusijoittamaan. Lisäksi hyvin pitkällä aikavälillä väestöannos tulee kertymään suunnilleen yhtä suurena riippumatta siitä, onko tiettyä osaa uraanista koskaan käytetty energiantuotantoon. Itse asiassa käytetystä polttoaineesta aiheutuu hivenen pienempi täydellinen annositouma kuin aiheutuisi vastaavasti loppusijoitetusta säteilyttämättömästä tuoreesta polttoaineesta, koska osa uraani-isotoopeista häviää fissioreaktioissa suoraan tai muodostuneen plutoniumin kautta ja reaktioissa muodostuneet fissiotuotteet ovat valtaosaltaan selvästi uraania lyhytikäisempiä. Lisäksi ydinvoiman tuotannossa käyttämättä jäänyt osa uraanista palautetaan loppusijoitettuna huomattavasti syvemmälle kallioperään kuin valtaosa maailman hyödynnetyistä uraanimalmioista sijaitsee.

#### 4.2.6 Kokonaisarvio polttoainekierron normaalikäytön aiheuttamista radiologisista vaikutuksista

Taulukossa 4. on esitetty yhteenveto aiemmin yksityiskohtaisemmin tarkasteltujen selvitysten tuloksista. Kaikilta osin tuloksia ei kuitenkaan voida pitää täysin vertailukelpoisina. INFCE-tutkimuksessa [5] esitettiin tulkinta, että uraanin isotooppiväkevöinnissä erotusprosessin tuloksena jäljelle jäävä köyhdytetty uraani

Taulukko 4. Yhteenveto polttoainekierron eri vaiheiden aiheuttamista väestö-annoksista ( $manSv/GW_ea$ ).

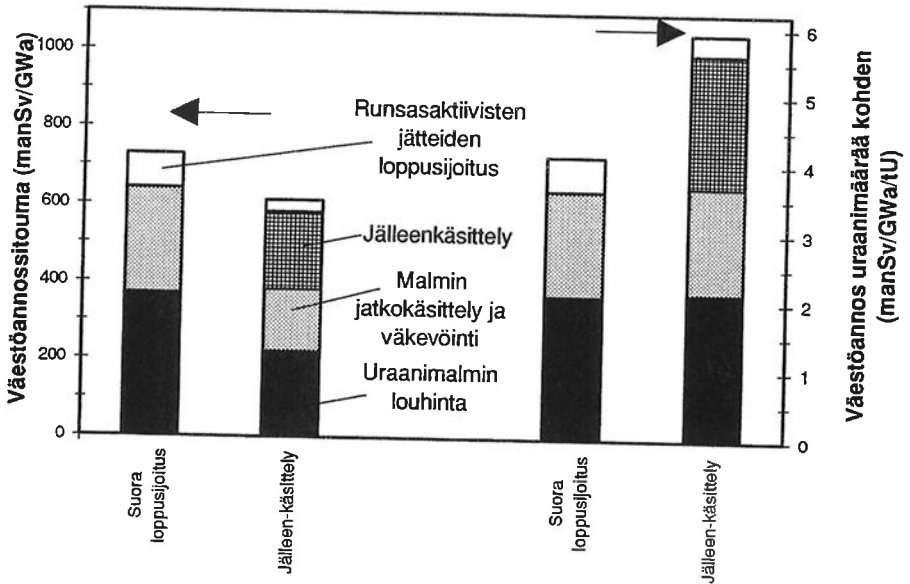
Polttoainekierron vaihe	INFCE, 1980 [5]	UNSCEAR-selvitykset			ExternE
	Suora loppusijoitus/ jälleenkäsittely	1982 [9]	1988 [8]	1993 [6]	1995 [10]
Uraanimalmien louhinta & rikastus ja jätteiden loppusij.	370/230 (radon $10^3a$ +vesistö)	485 (jälleenkäs.) (radon $10^3a$ +vesistö)	150 (radon, $10^4a$ )	150 (radon, $10^4a$ )	1,8 (käyttövaihe)
Malmin jatkokäsittely ja isotooppiväkevöinti	270/160 köyhdytetty uraani tulkittu jätteeksi	-	-	-	0,0005 (käyttövaihe)
Polttoaineen valmistus	1	0,002	0,003	0,003	0,0001
Reaktoreiden käyttö (paikallinen & lähialue)	-	4,2 (keskim.)	2,5 (keskim.)	0,5 (LWR)	0,01 (PWR)
Reaktoreiden käyttö (globaalinen)	-	(sisältyy jälleenkäs.)	(sisältyy jälleenkäs.)	17	16
Voimalajätteiden huolto ja loppusijoitus	< 1	-	-	0,5	<<1 - 3
Jälleenkäsittely	-	$^{129}I$ : 560 $^{14}C$ : 110 (täyd. sitouma)	$^{129}I$ : 28 $^{14}C$ : 44-235 ( $10^6a$ )	$^{129}I$ : 0,15 $^{14}C$ : 213 ( $10^4a$ )	$^{129}I$ : 0,64 $^{14}C$ : 145 ( $10^5a$ )
Loppusijoitus	89/31 (globaalisesti $10^6a$ kulk. aika)	30 (jäl. käs) (globaalisesti)	-	0,05 (paikallisesti)	1,2 (paikallisesti)
<b>YHTEENSÄ</b>	<b>730/410</b>	<b>1190</b>	<b>225 - 415</b>	<b>380</b>	<b>≈170</b>

olisi jätettä, joka olisi myös loppusijoitettava. Käytännössä köyhdytettyä uraania ei ole loppusijoitettu, vaan sitä varastoidaan mahdollista myöhempää hyväksikäyttöä silmälläpitäen. Mahdollisuuksia ovat käyttö osana uraani-plutonium-sekapolttoainetta tai hyötöreaktorin vaippamateriaalina. Taulukossa esitellyistä tutkimuksista ainoastaan INFCE-selvityksessä on tarkasteltu runsasaktiivisten jätteiden loppusijoituksen aiheuttamaa kollektiivista annosta paikallisen alueen ulkopuolella. Vastaavan suuruinen väestöannosarvio on esitetty VTT:n aiemmassa tutkimuksessa koko Itämeren vaikutusalueella elävälle väestölle.

Lisäksi eroavuutena selvitysten välillä on tarkastelujakson valinta. Täydellistä väestöannositoumaa laskettaessa ei tarkastelujakson ylärajalle aseteta lainkaan kiinteää rajaa. Tällöin erittäin pitkäikäisten radioaktiivisten aineiden, kuten  $^{129}\text{I}$ , aiheuttamista hyvin pienistäkin vuotuisista säteilyannoksista kertyy pitkällä aikavälillä huomattava väestöannos. Tehtäessä päätelmiä tällaisen kokonaisarvion merkityksestä sitä olisi pyrittävä vertaamaan yhtä pitkän ajan kuluessa kertyvään jonkin muun toiminnan aiheuttamiin haittoihin. Mikäli vertailu tehdään suhteena luonnollisesta taustasäteilystä kertyvään väestöannokseen tarkasteluhetken tai -jakson valinnalla ei ole läheskään yhtä suurta merkitystä.

Kuvassa 7. on täydennetty aiemmissa kuvissa 4. ja 5. esitettyä eri vaihtoehtojen vertailua ottamalla huomioon kokonaisväestöannoksessa myös jälleenkäsittelystä aiheutuva osuus, mille taulukon 4. perusteella on käytetty arvoa noin 200 manSv/GWa perustuen viimeisimpien selvitysten [6, 10] tuloksiin.

Otettaessa huomioon jälleenkäsittelyprosessin yhteydessä vapautuvien pitkäikäisten nuklidien aiheuttama globaalinen annositouma edellä kuvissa 4. ja 5. esitetyn vertailun (kulkeutumisajalla  $10^6$  vuotta) tulokset muuttuvat jonkin verran. Tuotettua sähkömäärää kohden esitetystä arviosta suoraan loppusijoitukseen ja jälleenkäsittelyyn pohjautuvien vaihtoehtoisten ratkaisujen ero kaventuu. Verrattaessa vaikutuksia sekä tuotettua energiayksikköä että kiertoon syötettävää uranimäärää kohden näyttäisi vertailun tulos kallistuvan päinvastaiseksi. Mikäli vertailussa painotetaan säästäväisempää uranivarojen käyttöä, on kuvan 7. vasemmanpuoleinen tarkastelutapa perustellumpi ja näin ollen jälleenkäsittelyvaihtoehto olisi jonkin verran edullisempi myös jälleenkäsittelystä aiheutuva väestöannososuus huomioonottaen. Toisaalta ennenkuin jälleenkäsittelyn mahdollistamaa voimaimentelluvien säästöpotentiaalia voidaan todella käytännössä hyödyntää kierrättämällä erotetut plutonium- ja uranimäärät sekapolttoaineena takaisin kevytvesi- tai hyötöreaktoreissa käytettäväksi, saattaisi olla soveliaampaa vertailla



Kuva 7. Suoraan loppusijoitukseen ja jälleenkäsittelyyn pohjautuvissa kevyvesireaktori-polttoainekiertoissa aiheutuvat täydelliset kollektiiviset annositoumat eri käsittelyvaiheissa ottaen huomioon myös jälleenkäsittelylaitokselta vapautuvien pitkäikäisten nuklidien ( $^{129}\text{I}$  ja  $^{14}\text{C}$ ) vaikutukset (manSv/GWa ja manSv/GWa/tU).

annosvaikutuksia käytettävää uranimäärää kohden normeeratusti, kuten on tehty kuvan 7. oikeassa puoliskossa. Tällöin vaihtoehtojen paremmuusasetelma kallistuisi lievästi päinvastaiseksi. Lisäksi on huomattava, että jälleenkäsittelyssä erotetun uraanin kierrätysmahdollisuuksia heikentää useamman kierrätyskerran jälkeen lisääntyvät isotooppien  $^{232}\text{U}$  ja  $^{236}\text{U}$  määrät, millä on epäedullisia vaikutuksia polttoaineen valmistuksen ja reaktorifysikaalisten ominaisuuksien kannalta. Itse asiassa ilman mittavaa hyötöreaktoriohjelmaa huomattava osa jälleenkäsittelyssä erotetusta uraanista ja isotooppiväkevöinnissä kertyvästä köyhdytetystä uraanista jää hyödyntämättä.

Viitteessä [17] on käsitelty vaihtoehtojen kevyvesireaktorien käyttöön pohjautuvien ydinpolttoainekierrätysratkaisujen säteilyturvallisuutta toteutettujen ja suunniteltujen saksalaisten ydinlaitosten osalta. Selvityksessä painottuu paikallisten ja alueellisten vaikutusten tarkastelu ja pääsääntöisesti väestöannositouman tarkastelujaksona käytetään 50 vuotta. Pitkäaikaisia globaalisia vaikutuksia tarkastel-

laan vain suppeammin. Ydinpolttoainekierron eri laitoksista normaalikäytön aikana alueellisesti (1500 km säteellä) aiheutuvaan 50 vuoden väestöannokseen suurimman osuuden arvioidaan aiheuttavan ydinvoimalaitokset ja jälleenkäsittely. Suoraan loppusijoitukseen perustuvan vaihtoehdon tapauksessa alueellisen väestöannoksen arvioidaan olevan 0,16 manSv/GWa, mistä polttoainekierron alkuvaiheiden osuus on noin 14 %, ydinvoimalaitoksen noin 88 % ja loput eli 0,003 manSv/GWa aiheutuu jätehuollosta. Jälleenkäsittelyyn perustuvan polttoainekierron aiheuttama kokonaisväestöannos alueellisesti on vastaavasti 0,35 manSv/GWa, mistä jälleenkäsittelyn osuus on yli puolet eli 0,19 manSv/GWa ja ydinvoimalaitosten osuus sama kuin suoran loppusijoituksen tapauksessa eli 0,14 manSv/GWa. Ammatillisessa säteilyaltistuksessa vaihtoehtojen väliset erot ovat selvästi pienemmät. Suoran loppusijoitusvaihtoehdon tapauksessa ammatillisen altistuksen koko polttoainekierrosta on arvioitu olevan 2,3 manSv/GWa, mistä lähes 90 % aiheutuu ydinvoimalaitoksen käytöstä. Vastaavasti jälleenkäsittelyvaihtoehdossa ammatillinen altistus on jälleenkäsittelyvaiheen aiheuttaman osuuden (0,3 manSv/GWa) verran suurempi.

Globaalisen annoksen on viitteessä [17] arvioitu aiheutuvan lähes yksinomaan malminlouhintajätteistä ja niiden aiheuttamalle pitkän aikavälin väestöannostoumalle on käytetty samaa arviota kuin UNSCEAR-82 -raportissa [9]. Pitkäikäisten fissiotuotteiden ( $^{14}\text{C}$  ja  $^{129}\text{I}$ ) aiheuttama globaalinen annos 10 000 vuoden kuluessa on arvioitu huomattavasti alhaisemmaksi kuin muissa selvityksissä.

Koko polttoainekiertoa koskevien säteilyvaikutusten arvioinnin tuloksia tulee ensisijaisesti vertailla vaihtoehtojen välisinä suhteina ja kiinnittää vähemmän huomiota absoluuttisiin lukuarvoihin. Etsittäessä vertailupohjaa säteilyvaikutusten arvioinnissa käytetyille suureille eli ensisijaisesti väestön yhteenlasketulle säteilyannokselle voidaan vertailuja tehdä kohdassa 4.1 esitettyyn tapaan suhteutettuna esimerkiksi luonnolliseen taustasäteilyyn, mihin verrattuna ydinenergian käytöstä aiheutuva osuus on varsin vähäinen. Säteilyvaikutusta voidaan verrata myös kivihiiililaitoksen tuottaman uraani- ja radiumpitoisen jättemateriaalin pitkäaikaisiin vaikutuksiin. Kivihiiililaitoksen pohjatuhka ja talteen otettu lentotuhka jäävät yleensä sijoitetuksi melko tiheään asutulle alueelle verrattuna uraanikaivospaikkakuntiin eikä tuhkakäytteen loppusijoituksessa pyritä erityisesti estämään radonin vapautumista tuhasta ilmakehään ja edelleen mahdollisesti lähistöllä sijaitseviin asutuskeskuksiin. Näin ollen kivihiiilen käytöstä voi aiheutua väestölle samaa suuruusluokkaa oleva tai jopa selvästi suurempi säteilyaltistus kuin ydinpolttoainekierrosta. Kuitenkin kivihiiilen tärkeimmät terveys- ja ympäristövaikutukset aiheutuvat muista seikoista kuin säteilyaltistuksesta.

### 4.3 Häiriötilanteiden mahdollisuudet ydinpolttoainekierron käsittelylaitoksilla, kuljetuksissa ja loppusijoituksessa

Polttoainekierron eri vaiheissa käytettävien käsittelylaitosten suunnittelussa noudatetaan samoja yleisiä turvallisuus- ja säteilysuojeluperiaatteita kuin ydinvoimalaitosten ja jätehuollon ratkaisuissa. Laaja katsaus ydinpolttoainekierron kaikkien vaiheiden turvallisuuteen liittyvistä näkökohdista, häiriötilanteiden mahdollisista aiheuttajista sekä käyttökokemuksista sisältyy OECD:n ydinenergiajärjestön kokoamaan selvitykseen [4].

#### 4.3.1 Polttoainekierron alkuvaiheiden turvallisuus ja häiriömahdollisuudet

Ydinpolttoainekierron alkuvaiheissa päätavoitteena on polttoaineen louhinnan, jatkojalostuksen ja isotooppiväkevöinnin kautta tuottaa polttoaine-elementtien valmistuksessa tarvittava polttoainemateriaali. Mikäli polttoainekierrossa hyödynnetään käytetyn polttoaineen jälleenkäsittelyssä erotettuja uraania ja plutoniumia, tulee näiden materiaalien sekä niihin sisältyvien epäpuhtauksien radiologiset erityisominaisuudet ottaa huomioon suunniteltaessa kierrätysmateriaaleja käsittelevien laitosten (väkevöinti ja polttoaineen valmistus) turvallisuus- ja säteilysuojelujärjestelyitä.

*Uraanin louhinnassa ja malminrikastuksessa* ei ole vastaavia käsittelylaitosten suunnittelussa huomioonotettavia ydinturvallisuuteen liittyviä näkökohtia kuin esimerkiksi ydinvoimalaitoksissa. Käyttöturvallisuus- ja ympäristötekijöinä on otettava huomioon sekä normaaliin kaivos- ja malminrikastustoimintaan että erityisesti työntekijöiden säteilysuojeluun liittyvät näkökohdat. Säteilysuojelussa on tarkasteltava sekä kaivosalueella vallitsevaa kohonnutta ulkoisen säteilyn tasoa että radonin ja uraanipölyn hengittämisen kautta aiheutuvaa sisäistä altistusta. Kertyneet käyttökokemukset osoittavat, että hyvin toteutetuin säteilysuojelujärjestelyin - muun muassa huolehtimalla riittävästä tuuletuksesta maanalaisissa uraanikaivoksissa - voidaan työntekijöiden säteilyaltistus rajoittaa viranomaismääräysten mukaisesti. Malminlouhinnan ja rikastuksen tuottamat jätteet ovat tilavuudeltaan huomattavan suuria ja ne sisältävät lähes kokonaan alkuperäisessä uraanimalmissa olleet uraanin hajoamisketjun luonnolliset radioaktiiviset hajoamistuotteet (tytärmuklidit). Tämän vuoksi jo kaivoksen ja rikastamon käyttövaiheen aikana on toiminta suunniteltava niin, että jätteiden läjityskasojen pölyäminen voidaan minimoida. Riippuen kaivosalueen topografisista ja muista ympäristöolo-

suhteista sekä jätteiden kokoamis-, välivarastointi ja loppusijoitustekniikasta, toimintaan liittyy häiriötilanteiden mahdollisuus. Epäsuotuisissa olosuhteissa voi jätteiden pidätykseen käytetty lietalammikko tulvia patovallien yli tai vallit voivat sortua. Vaikkakaan jätteiden alhaisesta aktiivisuuspitoisuudesta johtuen ei välitömiä terveyshaittoja voi ilmetä, saattaa suurimittainen jätemateriaalin kulkeutuminen läjitysalueen ulkopuolelle aiheuttaa laajan alueen saastumisen laitoksen ympäristössä. Mikäli uraanikaivosjätteiden sisältämää maa-ainesta myöhemmin käytetään yhdyskuntarakentamisessa täyttömateriaalina kiinnittämättä huomiota kohonneeseen säteilytasoon tai radonin ilmaan tihkumismäärien lisääntymiseen, saattaa aiheutuva väestön säteilyaltistus kasvaa melkoisesti. Erityisesti uusimpien uraanikaivosten ja rikastamojen suunnittelussa ja käytössä kiinnitetään erityistä huomiota sekä normaaliin toimintaan että mahdollisiin häiriötilanteisiin liittyviin turvallisuus- ja säteilysuojelunäkökohtiin.

Uraanimalmirikastamon tuote on kemiallisesti epäpuhdasta uraanioksidia ( $U_3O_8$ ) ja sitä joudutaan edelleen kemiallisesti puhdistamaan. Seuraavaa käsittelyvaihetta eli isotooppiväkevointiä silmälläpitäen uraanirikaste muunnetaan uraaniheksafluoridiksi ( $UF_6$ ). Tämän uraaniyhdisteen käsittelyyn ja varastointiin ei liity mitään erityisiä säteilysuojeluongelmia, vaan käyttöturvallisuustarkasteluissa on keskityttävä tavanomaisiin kemianteollisuudelle tyypillisiin näkökohtiin. Uraaniheksafluoridin käsittelyyn nestemäisessä muodossa liittyy varastosäiliöiden vaurioitumistilanteessa mahdollisuus sisällön nopeaan vapautumiseen höyrystymällä. Vapautuneesta uraaniheksafluoridista lähinnä työntekijöille aiheutuva mahdollinen vaara johtuu siitä, että aineen reagoidessa kosteuden tai veden kanssa syntyy myrkyllistä uranylfluoridia ( $UO_2F_2$ ). Kaksi merkittävää häiriötilannetta on tapahtunut konversiolaitoksilla maailmalla. Pierrelatten laitoksella Ranskassa tapahtui heinäkuussa 1977 säiliön venttiilin rikkouduttua uraaniheksafluoridin hallitseman purkautuminen ilmakehään. Kaikkiaan yli 7 tU nestemäistä  $UF_6$ :tta vapautui säiliöstä noin 12 minuutissa aiheuttaen kuitenkin vain rajallisia seurauksia. Tammikuussa 1986 Sequoyahin konversiolaitoksella Oklahomassa Yhdysvalloissa tapahtui varastosäiliön murtuminen, kun säiliöön epähuomioissa oli siirretty liian paljon  $UF_6$ :tta. Räjähdyksessä vapautuneesta ja ilman kosteuden kanssa reagoineesta uraaniheksafluoridista muodostunut uranylfluoridi-fluorivetyhappo -päästöpilvi aiheutti yhden työntekijän kuoleman ja useat muut saivat lieviä vammoja, joista ei jäänyt pysyviä seurauksia. Eräissä maissa on turvallisuutta lisäävien muiden toimien ohella päädytty ratkaisuun, jossa varastoitu köyhdytetty uraani  $UF_6$ -muodossa muunnetaan takaisin uraanitetrafluoridiksi. Tätä jauhemaisista kiinteä aineista voidaan sen jälkeen turvallisemmin ja pienemmin kustannuksin varastoida edelleen.

*Uraanin isotooppiväkevöinnissä* joko kaasudiffuusio- tai sentrifugi-laitoksissa käytetään kaasumaisessa muodossa olevaa uraaniheksafluoridia ja siihen liittyy edellä kuvatun kaltainen potentiaalinen häiriötilanne, mikäli yhdistettä pääsee vuotamaan väkevöintilaitteiston ulkopuolelle. Tästä syystä on erityisen tärkeää, että maailmalla käytössä olevat väkevöintilaitokset on varustettu tehokkailla vuotojen ilmaisu- ja hälytyslaitteistoilla. Kun on kyseessä väkevöity uraani, on kriittisyysmahdollisuuksiin aina kiinnitettävä erityistä huomiota. Itse väkevöinti-prosessissa ja sen putkistoissa kerrallaan oleva uraanimäärä on kuitenkin kaikissa tilanteissa riittämätön aikaansaamaan kriittisen massan. Laitoksen muissa osissa kriittisyystilanteen estäminen hoidetaan käyttämällä geometrialtaan edullisia rakennelmia ja muita kriittisyyden hallintaan käytettyjä menetelmiä. Tiettyjä säteilysuojeluun liittyviä lisävaatimuksia asettaa jälleenkäsittelyssä erotetun uraanin uudelleen väkevöinti, sillä reaktorissa säteilytetyssä uraanissa on mukana  $^{232}\text{U}$ - ja  $^{236}\text{U}$ -isotooppeja, joita ei esiinny luonnossa. Vastaaviin hajoamisketjuihin sisältyy varsin voimakkaasti gammasäteileviä tytärnuklideja. Myös  $^{234}\text{U}$ :n suhteellinen osuus kasvaa, mikä lisää käsiteltävän materiaalin alfa-aktiivisuutta.

*Polttoaineen valmistuslaitoksella* uraaniheksafluoridi muunnetaan kemiallisesti uraanidioksidiksi, joten laitoksen turvallisuustarkasteluissa myös kemialliset vaaratekijät on otettava huomioon vastaavasti kuin edellä kuvatuissa laitoksissa. Kriittisyysturvallisuus on tärkeä tekijä myös polttoaineen valmistuksen yhteydessä. Kevytvesirektoreissa käytettävä polttoaine on väkevöintiasteeltaan alhaista ja sen vuoksi valmistusprosessissa kuivissa olosuhteissa tehtävät vaiheet ovat hidastinaineen puuttumisen takia luontaisesti turvallisia kriittisyyden kannalta. Muissa vaiheissa on rajoitettava kerralla käsiteltävää ainemäärää, huolehdittava ettei geometrialtaan epäedullisia tilanteita muodostu sekä tarvittaessa käytettävä kiinteitä absorptiomateriaaleja. Mahdollisilla kriittisyystilanteilla olisi vaikutuksia lähinnä käyttöhenkilökuntaan ja päästöt ympäristöön jäisivät merkityksettömiksi. Polttoaineen valmistuksessa jälleenkäsittelystä kierrätetyn uraanin käsittely polttoaineen valmistuksen yhteydessä edellyttää säteilysuojelutoimien tehostamista samaan tapaan kuin väkevöintilaitoksilla. Mikäli uraanin ja jälleenkäsittelyssä erotetun plutoniumin seosta käytetään niin sanotun sekaoksidipolttoaineen valmistamiseen, on polttoaineen valmistuslaitoksella erityisesti varmistettava moninkertaisesti varmistetuin päästöestein, että säteilymyrkyllistä plutoniumia ei voi vapautua ympäristöön. Lisäksi käyttöhenkilökunnan säteilysuojelusta on korkeamman neutroni- ja alfasäteilytason vuoksi huolehdittava tehokkaasti ja tarvittaessa on turvaututtava enenevästi kauko-ohjattuihin käsittelyjärjestelmiin.



### 4.3.2 Käytetyn polttoaineen välivarastoinnin ja jatkokäsittelyn turvallisuus

Jätehuoltovaihtoehdoista riippumatta reaktorista poistettavaa, osan energiasisällöstään luovuttanutta käytettyä polttoainetta välivarastoidaan ensin reaktorin välitörmässä yhteydessä olevassa välivarastossa ja siirretään sen jälkeen erilliseen välivarastoon odottamaan jatkokäsittelyä. Käytännön kokemukset ovat osoittaneet sekä vesialtaissa että erityiskapseleissa kuiviltaan tapahtuvan *käytetyn polttoaineen välivarastoinnin* olevan koeteltua ja turvallista tekniikkaa.

Vesiallasvarastoinnin keskeisiä turvallisuuskysymyksiä ovat jäädytyksen pitkäaikainen menettäminen tai jäädytteen menetys sekä kriittisyysvaara. Kaikkein vakavin kuviteltavissa oleva häiriö varastoinnissa on jäädytteen täydellinen menetys esimerkiksi maanjäristyksen seurauksena. Varastolaitosten suunnittelussa kiinnitetäänkin erityistä huomiota tällaisiin vaaramahdollisuuksiin ja esimerkiksi altaiden betonirakenteiden raudoitusterästen jouston kautta varmistetaan, että mahdollisesti syntyneet halkeamat sulkeutuvat lähes kokonaan ja altaan veden nopea poistuminen estyy ja hitaammat vuodot ovat kompensoitavissa vettä lisäämällä. Lisäksi altaiden suunnittelu useimmiten perustuu kaksiseinäisiin ratkaisuihin, mikä edelleen pienentää mahdollisuutta suuren vuodon syntymiseen.

Toinen huomioonotettava häiriötyyppi on jäädytyksen keskeytyminen esimerkiksi pitkäaikaisen sähkökatkoksen vuoksi. Ulkoisen vaihtosähkötehon menettämisen varalta myös välivarastot varustetaan erillisillä dieselkäyttöisillä varasähkögeneraattoreilla. Sekä ulkoisen sähkötehon että dieselgeneraattoreiden samanaikainen menettäminen on erittäin epätodennäköistä. Johtuen polttoaineen huomattavasti alhaisemmasta jälkilämpötehon tasosta verrattuna reaktorissa sammutuksen jälkeen vallitsevaan tilanteeseen, ei jäädytyksen pitkäaikaisellakaan (luokkaa 10 päivää tai enemmän) menetyksellä olisi vaikutusta polttoaineen säilymiseen ehjänä ja mahdolliset radioaktiivisten aineiden vuodot jäisivät vähäiseksi.

Kriittisyysmahdollisuuden eliminointi on yksi keskeinen välivarastojen suunnittelutavoite, vaikka tarkastelun kohteena olevan kevytvesireaktorin käytetyn polttoaineen kriittisyysvaara on hyvin vähäinen polttoaineen sisältämien halkeamiskelpoisten aineiden määrän vähäisyyden vuoksi. Kriittisyysmarginaalit arvioidaan pessimistisesti ottamatta huomioon reaktorissa käytön aikana vähentyntä halkeamiskelpoisen ainemäärän osuutta polttoaine-elementeissä sekä lisääntyntä neutroniabsorptiota. Jälleenkäsittelylaitoksilla tulee varmistaa erityisen huolelli-

sesti alikriittisyys tilanteissa, joissa laitoksen puhdasta vettä sisältäviin vesialtasiin toimitettavan uuden polttoaine-erän kuljetusastioiden sisällä ja alkuperäisissä reaktorin varastoaltaissa on käytetty boorattua vettä. On kuitenkin arvioitu, että allasvarastoinnissa tapahtuvasta kriittisyysongelmasta ei aiheudu radioaktiivisten aineiden päästöjä ympäristöön.

Suoraan loppusijoitukseen perustuvassa jätehuoltovaihtoehdossa välivarastointia seuraava käsittelyvaihe on *käytetyn ydinpolttoaineen kapselointi loppusijoituslaitoksen teknisissä suunnitelmissa edellytettävällä tavalla*. Erilaisia kapselointiratkaisuja on esitetty muun muassa Ruotsissa, Suomessa ja Kanadassa. Vaikkakaan todellisia käyttökokemuksia ei ole vielä olemassa, voidaan kapselointiprosessin olettaa olevan säteilyturvallisuuden kannalta toteutettavissa varsin suoraviivaisesti ja laitoksen suunnittelussa voidaan hyödyntää sekä välivarastointilaitoksilla että jälleenkäsittelylaitoksilla koeteltua käytetyn polttoaineen siirtely- ja käsittelytekniikkaa. Lisäksi teknologisella kehityksellä on voitu edelleen pienentää mahdollisuuksia häiriötilanteiden esiintymiseen ja niihin mahdollisesti liittyvien radioaktiivisten aineiden päästöjen määriä. Tästä esimerkkinä on suomalais-ruotsalaisena yhteistyönä kehitetty kylmäkapselointiprosessi, jossa käytetty polttoaine suljetaan kaksivaippaisiin kupari-teräs-kapseleihin. Tällöin vältetään aiempiin suunnitelmiin kuulunut polttoaine-elementtien sisäpuolisen sauvojen välisen tyhjän tilan täyttö valetulla lyijyllä, mikä edellyttää korkeampaa prosessilämpötilaa ja täten myös huolellisempia järjestelyitä mahdollisesti vapautuvien kaasumaisten päästöjen pidättämiseksi kapselointikammion sisällä.

Käytetyn polttoaineen kierrätykseen perustuvissa polttoainekiertoratkaisuissa keskeisenä ja vaativimpana vaiheena on uraanin, plutoniumin sekä fissiotuotteiden ja aktivointituotteiden erottaminen *jälleenkäsittelylaitoksilla*. Turvallisuuteen vaikuttavat ja suunnittelussa huomioonotettavat tekijät ovat yleisiltä periaatteiltaan samankaltaisia kuin ydinvoimalaitoksilla. Sekä mahdolliset laitoksen sisäiset uhkatekijät (kriittisyys, tulipalo, räjähdys, säiliöiden korroosio, mekaaninen vaurioituminen ja vuodot sekä jäädytyksen menetys) että ulkoiset tapahtumat (maanjärjestykset, äärimmäiset sääolosuhteet, tulvat, lentokonetörmäykset, naapurilaitosten vaurioiden seurausvaikutukset) on otettava huomioon jälleenkäsittelylaitoksia suunniteltaessa. Mahdollisten säteilyturvallisuutta uhkaavien tilanteiden perimmäinen syy liittyy laitoksilla käsiteltävien materiaalien sisältämien radioaktiivisten aineiden määriin. Merkittävänä erona esimerkiksi ydinvoimalaitoksiin verrattuna on se, että koko laitoksen käsittelylinjalla kerrallaan oleva materiaalmäärä ja näin myös radioaktiivisten aineiden määrä on huomattavasti vähäisempi. Esimerkiksi materiaalin keskimääräinen viipymisaika jälleenkäsitte-

ylälaitoksen yhdellä linjalla voisi olla luokkaa viisi päivää ja prosessissa kerrallaan oleva materiaali vastaisi noin 5-7 tonnia polttoainetta. Lisäksi massayksikköä kohti oleva radioaktiivisten aineiden määrä on alentunut huomattavasti jälleenkäsittelyä edeltävän vähintään vuoden mittaisen välivarastoinnin kuluessa. Samoin jälkilämmön kehitysmäärä on vastaavasti alentunut selvästi. Toisaalta prosessissa käsiteltävät aineet ovat helposti leviävässä muodossa (liuoksina, jauheena tai kaasuna) ja niihin kohdistuu voimakkaita kemiallisia ja fysikaalisia reaktioita. Tästä syystä mahdollisten häiriötilanteiden varalta on olennaisen tärkeää, että radioaktiivisten aineiden vapautuminen laitoksen sisätiloihin ja edelleen ympäristöön estetään moninkertaisesti varmistetuin päästöestein.

Kriittisyysmahdollisuuksien eliminoimisesta huolehditaan useilla eri menetelmillä. Ensinnäkin osalaitteistojen geometrisella muotoilulla estetään määrältään ja muodoltaan kriittisen koostumuksen muodostuminen. Mikäli tällöin päädyttäisiin epätarkoituksenmukaisen pienikokoisten laitteiden käyttöön, käytetään täydennyksenä nestemäisiä tai kiinteitä neutroniabsorbaattoreita. Lisäksi kriittisyysmahdollisuuksien valvonnassa rajoitetaan laitoksen yksittäisissä osissa olevan halkeamiskelpoisen kiinteän aineen massaa tai pitoisuutta liuoksessa sekä nestemäisten liuosten tilavuutta. Kriittisyysvalvontaa toteutetaan useissa eri kohdissa käsittelyprosessia. Polttoaineen mekaanisessa pilkonnassa ei saa syntyä liian suuria kertymiä ja pilkontakammion puhdistuksessa huuhtelunesteessä on oltava neutroniabsorbaattoria. Samoin polttoainepalasten liuotuksessa typpihapossa on oltava mukana nestemäistä neutronimyrkkyä, jonka määrä on varmistettava kahdella toisistaan riippumattomalla menetelmällä. Mikäli käsiteltävässä polttoaineessa olevan uraanin väkevöintiaste  $^{235}\text{U}$ :n suhteen on alle 2 % ei uraanin puhdistusprosessissa olisi tarpeen valvoa kriittisyysmahdollisuuksia, mutta suuremmilla väkevöintiasteilla edellä mainitun kaltaiset kriittisyyden rajoitusmenetelmät ovat tarpeen. Vastaavasti plutoniumin osalta on erityisesti valvottava muun muassa liuosten riittävää happamuusastetta ylläpitämällä, että sakkautumisen tai kolloidien muodostumisen takia ei kerry kriittisyyden kannalta vaarallisia plutoniumkasautumia.

Käsiteltävien aineiden vapautumista ehkäisevistä ja mahdollisten räjähdysten seurauksia rajoittavista päästöesteistä ensimmäinen on itse osaprosessissa käytettävä laite putkistoinen. Toisen vapautumisesteen muodostavat paksuseinämaiset kammiot, joissa yksittäiset käsittelylaitteet sijaitsevat. Eri vaiheiden ja rakennusten väliset yhdistävät putkistot voisivat muodostaa heikon lenkin varmistuksessa. Eräissä tapauksissa turvallisuus varmistetaan käyttämällä putkistoissa kaksinkertaisia seinämiä tai upottamalla putket vesitiivistä aineesta muodostuvaan maape-

rään. Lisäksi mahdollisten vuotokohtien tehokkaasta valvonnasta on huolehdittava. Laitoksen sisätiloissa tehokkaalla ilmastointijärjestelmällä kerätään ja suodatetaan moninkertaisista estämistavoista huolimatta mahdollisesti vuotavat radioaktiiviset aineet.

Tulipalojen estäminen on erityisen tärkeää, koska niiden tapahtuminen muiden häiriöiden yhteydessä voisi lisätä radioaktiivisten aineiden leviämistä. Samoin räjähdysmahdollisuuksien eliminointi on hyvin keskeistä. Merkittävin uhkatekijä räjähdyksille on vetykaasun kertyminen. Esimerkiksi Dounreayn laitoksella Englannissa on tapahtunut kolme vedyn aiheuttamaa räjähdystä 26 käyttövuoden aikana vuoteen 1983 mennessä. Räjähdysvaaran minimoimiseksi jälleenkäsittelylaitoksilla valvotaan huolellisesti ilman vetypitoisuutta ja varastosäiliöissä veden tai muiden nesteiden radiolyytisessä hajoamisessa vapautuvan vedyn ilmastoinnista tai hallitusta polttamisesta tai rekombinoinnista on huolehdittava. Kokemukset kuitenkin osoittavat, että vedyn vapautuminen radiolyysin kautta käytännön olosuhteissa on hyvin hidasta.

Jälleenkäsittelyssä yhden merkittävän räjähdysuhan muodostaa liuotteessa olevan hydratsiinin reagointi ja typpivetyhapon ( $\text{HN}_3$ ) muodostuminen, mikä myöhemmin uraani- tai plutoniumliuosten tai erotettujen jätteiden tilavuutta höyrystämällä (evaporaattoreissa) pienennettäessä tai lasitusvaiheessa voisi aiheuttaa räjähdysen. Tämän vuoksi prosessia valvottaessa huolehditaan, että typpivetyhapon ( $\text{HN}_3$ ) pitoisuus säilyy hyvin alhaisena. Höyrystysvaiheessa tapahtuvien räjähdysten seurauksena itse käsittelylaite eli ensimmäinen vapautumiseste vaurioituisi, mutta olisi hyvin epätodennäköistä, että samalla vaurioituisi myös toisena vapautumisesteenä toimiva paksuseinämäinen kammio.

Ympäristöseurauksiltaan merkittävin jälleenkäsittelyonnettomuus tapahtui Kyshytymissä entisen Neuvostoliiton alueella Etelä-Uralin alueella vuonna 1957. Kyseessä oli ydinaseohjelman pioneerivaiheen toimintaan kuulunut runsasaktiivisen jätteen varastosäiliön räjähtäminen. Kyseiseen varastotankkiin oli aikavälillä 1949-57 kerätty hyvin aktiivista typpihappo-natriumasetaattiliuosta. Jälleenkäsittely- ja varastointilaitosten suunnittelussa ja käytössä ei noudatettu länsimaista vaatimustasoa eivätkä myöskään käytetyt liuokset olleet kemialliselta koostumukseltaan samankaltaisia kuin länsimaisissa laitoksissa syntyvät runsasaktiiviset nestemäiset jätteet. Kyshtymän varastosäiliön jäädytyksen keskeydyttyä pitkäaikaisesti lämpötila nousi  $350\text{ }^\circ\text{C}$  saakka, minkä jälkeen seos räjähti ja ilmakehään vapautui suuria määriä radioaktiivisia aineita, mistä aiheutui ympäristön pitkäaikainen saastuminen. Länsimaisilla jälleenkäsittelylaitoksilla tapahtuneet häiriöti-

lanteet ovat olleet huomattavasti rajoittuneempia ja ympäristöseurauksiltaan olennaisesti vähäisempiä [4, 18].

Johtuen jälleenkäsittelyprosessissa käsiteltävien materiaalien alhaisesta ominaisaktiivisuudesta lämmöntuotto tilavuusyksikköä kohden on yleensä varsin alhainen ja mahdollisesta jäädytyksen menetyksestä aiheutuva lämpötilan nousu on hidasta. Kuitenkin erityisesti runsasaktiivisten nestemäisten jätteiden varastointisäiliöiden riittävä jäädytys varmistetaan moninkertaisesti varmennetuilla ja toisistaan riippumattomilla menetelmillä toimivilla jäädytyslaitteistoilla.

Runsasaktiivisten nestemäisten jätteiden kiinteytyksessä lasittamalla ei ole kokemusten perusteella todettu olevan merkittäviä turvallisuusongelmia. Koska kiinteytys kuitenkin suoritetaan korkeassa lämpötilassa, on kiinteytyslaitoksen ilmastointi- ja suodatusjärjestelmät suunniteltava erityisen huolellisesti riittävän tehokkuuden ja luotettavuuden takaamiseksi. Käytännön kokemukset osoittavat, että puhdistus pystytään suorittamaan tehokkaasti.

Kiinteytetyn runsasaktiivisen jätteen varastoinnissa on turvallisuuden kannalta tärkeää huolehtia tehokkaasti ja luotettavasti jäädytyksestä. Johtuen käytettyyn polttoaineeseen verrattuna huomattavasti vähäisemmästä lämmönkehityksestä jäädytysjärjestelmien tehokkuusvaatimukset ovat kuitenkin selvästi alhaisempia ja pitkäaikaisestakaan jäädytyksen keskeytymisestä huolimatta ei lämpötila merkittävästi kohoaisi huomattavan lämpökapasiteetin vuoksi. Ranskassa ilmajäädytykseen tarvitaan aivan alkuvaiheessa pakotettua kiertoa, mutta myöhemässä vaiheessa jäädytys on hoidettavissa luonnonkierrolla. Englannissa kiinteytystuotteiden jäädytys on suunniteltu toimivaksi alustapitäen luonnonkierrolla ja pakkokierrätys toimii varajärjestelmänä.

Viitteessä [17] on tarkasteltu onnettomuusriskejä, jotka liittyvät joko käytetyn polttoaineen kapselointiin loppusijoitusta varten tai jälleenkäsittelyyn ja runsasaktiivisen jätteen kiinteytykseen. Kummassakin tapauksessa selvitysten tulosten mukaan onnettomuuksista aiheutuvan väestöannoksen odotusarvo on vähintään tekijällä sata pienempi kuin vastaavien laitosten normaalista käytöstä aiheutuva väestöannos. Jälleenkäsittelylaitoksen onnettomuusriskit ovat selvästi suurempia kuin käytetyn polttoaineen kapselointiin liittyvät riskit, mutta säteilyturvallisuuden kannalta normaalikäytöstä aiheutuva säteilyaltistus on kuitenkin selvästi suurempi.

Käytetyn polttoaineen tai runsasaktiivisen jätteen loppusijoituksessa ongelmaksi eivät muodostu onnettomuustilanteet, jotka samalla kertaa altistaisivat suuren väestöryhmän säteilyn aiheuttamille välittömille terveysvaikutuksille. Pulmat liittyvät pikemminkin loppusijoituksen pitkäaikaisturvallisuuteen, jolloin on tarkasteltava kaikkiaan varsin pitkää ajanjaksoa. Tällöin on kuitenkin kyseessä lisäaltistuksesta säteilylle, joka asetettujen turvallisuusvaatimusten mukaan tulee olla selvästi luonnon taustasäteilytasoa vähäisempi rasitus väestölle ja olla enintään samaa luokkaa kuin ydinvoimalaitosten normaalikäytöstä aiheutuva altistus väestölle. Loppusijoitusjärjestelmien turvallisuutta eri tilanteissa on tarkasteltu lähemmin kohdassa 4.2.5.

Ydinaineiden ja ydinjätteiden kuljetusta varten on luotu toimivat järjestelmät useimmissa maissa. Kuljetusten turvallisuutta varten on luotu kattavat kansainväliset kuljetusmääräykset. Määräysten mukaiset kuljetussäiliöratkaisut on testattu monipuolisesti erilaisia häiriötilanteita silmälläpitäen. Kuljetusten aiheuttamista säteilyhaitoista normaalitilanteessa ja onnettomuuksissa tehtyjä arvioita on tarkasteltu kohdassa 4.2.3.

## 5 Muut ydinjätehuollon ratkaisuvaihtoehdot ja näkökohdat

### 5.1 Valvottu pitkäaikaisvarastointi

Lähes kaikissa ydintekniikkaan liittyvää toimintaa harjoittavissa maissa laaditaan suunnitelmia ja valmistellaan hankkeita nimenomaisesti geologista loppusijoitusta varten. Monissa maissa käydään kuitenkin myös jatkuvaa eettistä keskustelua aiheen tiimoilta. Vuonna 1995 julkistettiin OECD ydinenergiajärjestön jätekomitean kannanotto aihepiirin eettisistä kysymyksistä [19]. Kannanotossa käsitellään eri vaihtoehtojen välistä eettistä keskustelua siitä, onko geologinen loppusijoitus suositeltavin passiivisen eli luontaisesti turvallisen eristämisen menetelmä, milloin loppusijoituksen toteuttamiseen olisi ryhdyttävä ja onko sitä mahdollista perua. Onko eettisesti oikein, että ydinvoimaa käyttävä nykyinen sukupolvi hävittää siitä syntyvät jätteet tavalla, jonka ei voi ennakoida vaativan mitään toimenpiteitä tulevilta sukupolvilta? Vai olisiko nykyisen sukupolven sijoitettava jätteet valvottuihin varastoihin, joista ne ovat helposti poistettavissa, jotta tulevilla sukupolvilla olisi kaikki tekniset vaihtoehdot avoimna jatkotoimenpiteitä varten?

Määräämättömäksi ajaksi ulottuvan varastoinnin ja valvonnan puolesta voidaan esittää joukko teknisiä ja eettisiä perusteita, varsinkin jos varastointiin liittyy sopivia toimenpiteitä, joilla varmistetaan lopullisten ratkaisuvaihtoehtojen jatkuva kehittäminen tai parantaminen ja varmistetaan, että toimintaan tarvittavat taloudelliset resurssit ovat käytettävissä kaikkina aikoina tulevaisuudessa. Tällöin kukin sukupolvi siirtäisi seuraavalle polvelle maailman "yhtäläisin mahdollisuuksin". Silloin vaihtoehdot säilyisivät avoimina eikä tarvitsisi tehdä vaikeita, pitkälle tulevaisuuteen kohdistuvia ennusteita. Tämän ajatuksen mukaisesti nykypolvella olisi vastuu siitä, että seuraavalle sukupolvelle taattaisiin ne taidot, resurssit ja mahdollisuudet, joita tarvitaan nykyisen sukupolven eteenpäin siirtämien ongelmien käsittelemiseksi. Jos nykyinen sukupolvi kuitenkin pitkittää loppusijoituslaitoksen rakentamista odottaen tekniikan kehittymistä tai sen vuoksi että varastointi on halvempaa, sen ei tulisi odottaa tulevilta sukupolvilta mitään muuta päätöstä. Tällainen menettely itse asiassa siirtäisi vastuun tositoimiin ryhtymisestä aina tuleville sukupolville, ja sen vuoksi sitä voitaisiin pitää epäeettisenä.

Määräämättömäksi ajaksi tapahtuvan varastoinnin merkittävin puute liittyy olettamukseen, että tulevat yhteiskunnat säilyvät vakaina ja pystyvät edelleen huolehtimaan vaaditusta turvallisuudesta ja valvonnasta. Yhteiskunnalla on myös luonnollinen taipumus tottua varastointilaitosten olemassaoloon ja läheisyyteen ja vähitellen unohtaa niihin liittyvät riskit. Nämä riskit tosiasiaassa lisääntyisivät ajan myötä asianmukaisen valvonnan ja ylläpidon puutteessa ja voisivat jossain vaiheessa mahdollisesti johtaa vakaviin terveys- ja ympäristövaurioihin. Tunnetaan monia esimerkkejä menneisyydestä perityistä vaikeista ympäristö-ongelmista, jotka osoittavat ettei tätä odotusstrategiaan sisältyvää vaaraa tule aliarvioida.

Edellä mainittujen periaatteiden valossa tarvitaan arviointia vaihtoehtoisten toimintatapojen hyvistä ja huonoista puolista. Yksi tärkeä näkökohta on, että emme voi olla varmoja, säilyvätkö tulevaisuuden yhteiskunnassa ne tiedot ja rakennelmat, joita tarvitaan ihmisten ja ympäristön suojelemiseen valvottuun varastoon liittyviltä vaaroilta. Ehkä vieläkin tärkeämpi näkökohta on, että nykyiset sukupolvet saavat välitöntä hyötyä ydinvoiman tuotannosta ja radioisotooppien käytöstä lääkinnässä ja teollisuudessa eikä heidän tulisi jättää tulevien sukupolvien kannettavaksi vastuuta ja kustannuksia silloin, kun se voidaan välttää toimenpiteillä nykyisten sukupolvien eliniän aikana. Toimenpiteet voidaan kuitenkin ulottaa usealle vuosikymmenelle, jolloin on aikaa pitkäaikaisen jätteiden eristämisen teknisten epävarmuustekijöiden ratkaisemiseksi sekä sosiaalisen hyväksyttävyyden selvittämiseksi.

## **5.2 Aktinidien ja halkeamistuotteiden erotus ja transmutaatio ja kehittyneet kiinteytysmenetelmät**

Viime vuosina on useissa johtavissa ydinenergiamaissa ryhdytty panostamaan melkoisesti pitkän aikavälin strategisena tutkimuskohteena edistyneisiin polttoainekiertoratkaisuihin. Yhtenä perusteluna tutkimukselle on esitetty pyrkimys pienentää uraania raskaampien reaktorissa syntyvien aktivoitumistuotteiden eli aktinidien sekä hyvin pitkäikäisten hajoamistuotteiden määriä loppusijoitettavassa runsasaktiivisessa jätteessä. Esimerkiksi Ranskassa on jopa lainsäädännöllisesti määrätty suorittamaan tutkimusta, jonka tavoitteena on selvittää teknisiä mahdollisuuksia toteuttaa näiden runsasaktiivisten jätteiden erityisosasten erottaminen ja muuntaminen lyhytikäisemmiksi radioaktiivisiksi aineiksi.



Jotta potentiaalisesti vaarallisimpien aineiden erottaminen ylipäätään olisi mahdollista, käytetyn polttoaineen jälleenkäsittely on välttämätön esikäsittelyvaihe. Tällöin erottelu voidaan periaatteessa suorittaa joko käyttäen lähtökohtana runsasaktiiviset jätetuotteet sisältävää liuosta tai samanaikaisesti jälleenkäsittelyprosessin kanssa. Erotetut plutonium-isotoopit sekä uraani otetaan normaalilla tavalla hyötykäyttöön kierrättämällä niitä sekaoksidipolttoaineena käytettäväksi kevytvesireaktoreissa tai nopeissa hyötöreaktoreissa. Lyhytikäisemmäksi muuntamista harkitaan täten erityisesti neptuniumille, amerikumille ja curiumille (muun muassa  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{244}\text{Cm}$ ) sekä pitkäikäisille fissiossa syntyville hajoamistuotteille ( $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{135}\text{Cs}$  ja  $^{129}\text{I}$ ).

Selvitettäessä edellä mainittujen aktinidien ja hajoamistuotteiden erottamisen merkitystä potentiaalisten säteilyvaikutusten kannalta lähestymistapana käytetään usein hyvin yksinkertaista niin sanottuun vaarallisuusindeksiin perustuvaa arviointimenetelmää. Tällöin arvioidaan esimerkiksi yksikköenergiämäärää vastaten kullekin vertailtavalla jätokoostumukselle, kuinka paljon vettä tarvittaisiin laimentamaan radioaktiivisten aineiden pitoisuudet juomavedeltä edellytettävälle tasolle olettaen, että kaikki aineet liukenevat rajoituksetta veteen. Tällaisessa pelkistetyssä vertailussa ei esimerkiksi oteta huomioon eri aineiden erilaisia liuokoisuuksia veteen ja kulkeutumista kallioperässä hidastavia ominaisuuksia eikä ylipäätään loppusijoitusjärjestelmien teknisten ja luonnollisten vapautumisesteiden vaikutuksia.

Eri menetelmien tehokkuudesta kokonaisturvallisuuden kannalta voidaan tehdä perusteltuja johtopäätöksiä vasta, kun on käytettävissä tuloksia kokonaisvaltaisista systeemiselvityksistä. Tällaisia tutkimuksia ollaan käynnistämässä esimerkiksi OECD:n ydinenergiajärjestön piirissä. Alustavia näkemyksiä hyödyistä kokonaisturvallisuuden kannalta on esitetty muun muassa viitteissä [20, 21, 22]. Näissä katsotaan, että nykyiseen jälleenkäsittelykäytäntöön perustuva runsasaktiivinen kiinteytetty jäte voidaan loppusijoittaa hyvin turvallisesti soveltaen nykyisin ehdotettuja loppusijoitusratkaisuja. Pyrittäessä edelleen pienentämään loppusijoituksesta aiheutuvia - sinänsä vähäisiä - säteilyvaikutuksia ei aktinidien ja hajoamistuotteiden erottamista ja transmutaatiota voida toteuttaa riittävän tehokkaasti saatavaan hyötyyn nähden. Viitteessä [21] tuodaan esiin näkökohta, että koko polttoainekierron kattavassa säteilyvaikutusten arvioinnissa on otettava huomioon nykyisessä kevytvesireaktorivaltaisissa ydinvoimaohjelmissa hyödyntämättä jäävä isotooppiväkevöinnin sivutuote eli köyhdytetty uraani. Se voitaisiin täysimääräisesti hyödyntää vain hyvin voimakkaalla panostuksella nopeisiin hyötöreaktoreihin, mitä edellyttää myös jälleenkäsittelyssä erotetun uraanin täydellisempi

hyötykäyttö verrattuna pelkästään kevytvesireaktorien sekaoksidipolttoaineen valmistukseen kuluvaan uraaniin.

Riippumatta siitä osoittaako kokonaisvaltainen systeemitarkastelu potentiaalisesti haitallisimpien aineiden erottamisen ja transmutaation turvallisuuden kannalta hyödylliseksi, on myös selvitettävä todelliset tekniset mahdollisuudet toteuttaa vaadittava transmutaatio. Vaihtoehtoina toteuttamiselle on ehdotettu joko aineiden "polttamista" erikoisrakenteisissa nopeissa reaktoreissa tai hiukkaskiihdyttämiä käyttäen. Tarvittavan transmutaatiokapasiteetin saavuttaminen erityisten polttoreaktorien kautta edellyttää voimakasta panostusta nopeisiin reaktoreihin. Muunnettavia aineita on tarpeen kierrättää useiden käyttöjaksojen ajan reaktoreissa ja haluttuun lopputulokseen päästään vasta useiden vuosikymmenien jälkeen. Kiihdytinpohjainen polttovoimalaratkaisu [22, 23] näyttäisi tarjoavan sinänsä tehokkaan ratkaisumallin, mutta vaadittava teknologia on varsin mutkikas ja investoinneiltaan kallis eikä sekään täten voi tulla kysymykseen kuin vasta kaukana tulevaisuudessa. Tehokkaimmillakaan kaavailuilla tavoilla kaikkia jätteenaineita ei voida kokonaan tuhota ja näin joka tapauksessa tietty osa jätteistä tulee aikanaan loppusijoittaa.

Edellä kuvattujen erottelu- ja transmutaatio suunnitelmien ohella on erityisesti australialaisten toimesta kehitetty tehokkaampia nestemäisten runsasaktiivisten jätteiden kiinteytysmenetelmiä. Lähtökohtana on tällöinkin käytetyn polttoaineen jälleenkäsittely. Tutkittavassa menetelmässä pyritään radioaktiiviset jätteenaineet sisältävä liuos kiinteyttämään luonnollista mineraalia muistuttavaksi aineeksi, jolle käytetään tuotenimeä SYNROCK. Pitkäaikaisesta kehitystyöstä huolimatta menetelmää ei kuitenkaan ole otettu käyttöön suurten kaupallisten jälleenkäsittelylaitosten jätteiden kiinteytysmenetelmänä. Näin ollen mahdollinen käyttöontulo on huomattavan kaukana tulevaisuudessa.

## 6 Vertaileva yhteenveto

Tässä raportissa on tehty merkittävimpien kansainvälisten selvitysten pohjalta katsaus ydinpolttoainekierron perusvaihtoehtojen aiheuttamista säteily- ja ympäristövaikutuksista. Ydinenergialakiin vuoden 1994 lopulla tehtyjen muutosten kannalta kiinnostavimmat vaihtoehdot liittyvät polttoainekierron jälkipään ratkaisumalleihin eli loppusijoitetaanko käytetty polttoaine sellaisenaan Suomen kallioperään vai tarjoaisiko paremman vaihtoehdon käytetyn ydinpolttoaineen jälleenkäsittely ja erotettujen runsasaktiivisten ja muiden jätteiden loppusijoittaminen vasta jälleenkäsittelyn jälkeen kallioperään.

Vertailua ei voida tehdä rajoittamalla pelkästään ydinpolttoainekierron jälkipään käsittelyvaiheisiin. Tästä syystä tarkastelun tulee kattaa koko polttoainekierto. Useimmissa kansainvälisissä selvityksissä ei kuitenkaan ole valittu riittävän laajaa tarkastelutapaa ja tästä syystä jo 1970-luvun lopulla kansainvälisessä ydinpolttoainekierto selvityksessä (INFCE) tehty vaihtoehtoisten jätehuoltoratkaisujen vertailu on edelleen kattavin ja kaikissa kierron vaiheissa yhtenäisiä arviointiperusteita käyttävä selvitys. Yksittäisiä polttoainekierron vaiheita koskien erityisesti YK:n alaisen säteilyn laaja-alaisia vaikutuksia selvittävän tieteellisen komitean (UNSCEAR) raporteissa on esitetty tarkentavia tietoja muun muassa jälleenkäsittelyvaiheen aiheuttamista vaikutuksista. Euroopan Unionin tutkimusohjelmassa tehdyssä eri energiamuotojen niin sanottuja ulkoisia kustannuksia arvioivassa selvityksessä on myös tehty koko ydinpolttoainekierron kattava selvitys. Se ei kuitenkaan ole kaikilta osin täysin yhteneväisiä arviointiperusteita noudattava.

Tässä raportissa on eri selvitysten antamien tulosten pohjalta pyritty luomaan mahdollisimman yhtenäinen kuva tarkasteltavien vaihtoehtoisten polttoainekierto-ratkaisujen aiheuttamista säteilyvaikutuksista toisiinsa verrattuna. Perusarviointisuurena on käytetty maailmanlaajuisista väestön yhteenlaskettua pitkällä aikavälillä kertyvää säteilyannosta, jota kuitenkin tulee tarkastella ensisijaisesti suhteellisenä mittana ydinpolttoainekierron eri vaiheiden merkityksestä kokonaissäteily-altistuksen kannalta. Tehtäessä arvioita aiheutuvien säteilyvaikutusten merkityksestä yhteiskunnassa esiintyviin muihin ympäristöhaittoihin verrattuna on tuloksia pyrittävä tarkastelemaan mahdollisimman samanlaisin arviointiperustein ja erityisesti paikallisesti ja ajallisesti yhtä laajasta näkökulmasta.

Yleisjohtopäätöksiin eri polttoainekiertovaihtoehtojen suhteellisessa vertailussa kokonaisväestöannoksien suhteen vaikuttaa myös muille tekijöille annettu paino-

tus. Kansainvälisen ydinpolttoainekierto selvityksen tulokset täydennettynä uudemmilla tutkimustuloksilla päätyvät tuotettua sähköenergiayksikköä kohden laskettuina tulokseen, että jälleenkäsittelyyn ja erotettavien plutoniumin ja uraanin uudelleen käyttöön perustuva vaihtoehto olisi hieman edullisempi. Tuloksien lähempi tarkastelu osoittaa kuitenkin valtaosan erosta aiheutuvan siitä, että polttoainekierron alkupään eli polttoaineen louhinnan ja isotooppiväkevöinnin aiheuttamat säteilyvaikutukset riippuvat suoraan siitä, kuinka tehokkaasti tarkastellussa polttoainekierrossa voidaan käyttää hyväksi luonnonuraanimääriä. Niinpä esitettäessä kansainvälisen ydinpolttoainekierto selvityksen vertailun tulokset laskettuina sekä tuotettua energiayksikköä että käytettyä luonnonuraanimäärää kohden päädytään johtopäätökseen, että tarkastellut vaihtoehdot ovat kokonaissäteilyvaikutusten suhteen yhtävertaisia. Jos lisäksi otetaan huomioon jälleenkäsittelylaitoksesta ilmaan vapautuviksi oletetut pitkäikäisten radioaktiivisten aineiden päästöt, kaventuu jälleenkäsittelykierron suhteellinen paremmuus energiayksikköä kohden laskettuna väestöannoksena ilmaistuna.

Mikäli jälleenkäsittelyssä erotettujen uraanin ja plutoniumin käytöstä kevytvesi-reaktoreissa saatavaa merkittävää taloudellista hyötyä ja energiavarojen tehokkaampaa hyödyntämistä ei katsota aiheelliseksi mitenkään hyvittää eli lasketaan kokonaisvaikutukset käytettyä uranimäärää kohden, kääntyy vertailun lopputulos päinvastaiseksi. Eli jos jälleenkäsittelyssä erotettu uraani ja plutonium jäävät kokonaan hyödyntämättä reaktorien polttoaineena, suora loppusijoitusvaihtoehto aiheuttaa vähemmän säteilyaltistusta kuin jälleenkäsittelyvaihtoehto.

Yllä kuvatuissa vertailuissa polttoainekierron alkupäässä luonnollisista radioaktiivisista aineista aiheutuvilla säteilyvaikutuksilla on kummassakin vertailtavassa päävaihtoehdossa suuri suhteellinen osuus verrattuna esimerkiksi käytetyn polttoaineen tai runsasaktiivisten jälleenkäsittelyjätteiden loppusijoituksen aiheuttamiin vaikutuksiin. Polttoainekierron alkupäässä kertyvien jätteiden eli malminlouhinta ja -jalostusjätteiden huollosta ja loppusijoituksesta aiheutuvia vaikutuksia on kuitenkin mahdollista uusimmilla teknisillä järjestelyillä olennaisesti vähentää. Tällöin jälleenkäsittelyn ja runsasaktiivisten jätteiden tai käytetyn polttoaineen loppusijoituksen aiheuttamien säteilyvaikutusten suhteellinen osuus kasvaisi. Eri kiertovaihtoehtoihin sisältyvästä runsasaktiivisten jätteiden loppusijoituksesta ei kuitenkaan tässä katsauksessa tarkasteltujen tutkimusten tulosten valossa ole merkittäviä eroja huolimatta jätteiden sisältämien radioaktiivisten aineiden määrien eroista. Havaittuihin eroihin selvitysten lopputuloksissa vaikuttavat merkittävämmiin erot teknisissä loppusijoitusratkaisuissa, kallioperän ominaisuuksissa sekä eroavuudet tehtyjen olettamusten pessimistisyydessä.

Riippumatta siitä, onko kyse käytetyn polttoaineen vai lasitetun runsasaktiivisen jälleenkäsittelyjätteen loppusijoittamisesta, tutkimusten tulokset vahvistavat käsitystä, että loppusijoitus voidaan toteuttaa korkeaa turvallisuustasoa noudattaen ja että väestön yksilöiden vuotuiset enimmäissäteilyannokset jäävät selvästi viranomaisten asettamien rajojen alapuolelle. Erittäin pitkällä aikavälillä kertyvissä kokonaisväestöannoksissa loppusijoitetusta käytetystä polttoaineesta näyttäisi kertyvän selvästi suurempi kokonaissäteilyaltistus. On kuitenkin huomioonotettava, että käytännössä kaikkea jälleenkäsittelyssä erotettavaa uraania ei kuitenkaan voida hyödyntää pelkästään kevytvesireaktorien käyttöön pohjautuvassa polttoainekierto- ja jätehuollon käytössä, joten myös jälleenkäsittelyvaihtoehdossa tulisi tarpeelliseksi loppusijoittaa käyttämättä jäävä uraani ja hyvin pitkän aikavälin väestöannossitouma lähestyisi käytetyn polttoaineen suorassa loppusijoituksessa kertyväksi arvioitua kokonaisväestöannosta. Lisäksi on hyvin kyseenalaista, mikä paino tällaiselle hyvin pitkällä aikavälillä ilmenevälle erolle tulisi asettaa, koska ero aiheutuu lähes yksinomaan käytetyssä polttoaineesta olevasta suuremmasta määrästä luonnollisia radioaktiivisia aineita uraanin hajoamisketjuissa ja yksilöannosnopeudet ovat joka tapauksessa erittäin alhaisia. Ydinenergian käytöstä riippumatta maapallolla olevat luonnolliset radioaktiiviset aineet aiheuttavat maailman väestölle jatkuvaa säteilyaltistusta.

Koko polttoainekiertoakin koskevia johtopäätöksiä tehtäessä on kuitenkin otettava huomioon, että vertailuissa käytetyt kokonaisväestöannokset kertyvät summalla hyvin pienistä yksilöannosnopeuksista laskettuna suurelle väestömäärälle ja pitkän aikavälin ylitse. Lisäksi niihin liittyy huomattavia epävarmuuksia. On arvioitu, että koko maailman ydinvoimaohjelman jatkaminen nykyisellä tasolla 50 vuoden ajan aiheuttaa selvästi alle sadasosan altistuksesta, johon on laskettu muista syistä - esimerkiksi luonnollisesta taustasäteilystä ja huoneilman radonista - vastaavalla aikavälillä aiheutuva kokonaissäteilyannos.

Suomessa tällä hetkellä valittu perusvaihtoehto eli käytetyn polttoaineen suora loppusijoitus sisältää pitkän välivarastointivaiheen, jonka kuluessa on vielä mahdollista harkita myös siirtymistä jälleenkäsittelyvaihtoehtoon, mikäli maailmanlaajuinen energiahuoltotilanne päättyy uuteen tilanteeseen joko taloudellista syistä tai energiavarojen saatavuuden takaamiseksi. Hyvin pitkällä aikavälillä käytetyn polttoaineen jälleenkäsittely ja voimametallien erotus ja uudelleen käyttö voisi merkittävästi kehittyneissä uusissa polttoainekierto- ja reaktoriratkaisuissa tarjota merkittäviä etuja useissa suhteissa. Tällöin voitaisiin nopeita reaktoreita käyttämällä tehostaa olennaisesti luonnonuraanin sekä tähänastisessa ydinenergiatuotannossa kertyneiden huomattavien köyhdytetyn uraanin varastojen ja jälleenkäsittelyssä erotetun uraanin käyttöä. Samalla voitaisiin myös pienentää geologista loppusijoitusta edellyttävien runsasaktiivisten jätteiden määriä.

## Tiivistelmä

Selvityksen taustana on ydinenergiain muutosten eduskuntakäsittelyn yhteydessä hallitukselle esitetty vaatimus selvittää, onko käytetyn ydinpolttoaineen jälleenkäsittely koko polttoaineketju huomioon ottaen ihmisten ja ympäristön turvallisuuden kannalta parempi ydinjätehuoltovaihtoehto kuin käytetyn ydinpolttoaineen suora loppusijoittaminen.

Raportissa käydään läpi ydinpolttoainekierron vaihtoehdot, jotka perustuvat joko käytetyn polttoaineen suoraan loppusijoitukseen tai jälleenkäsittelyyn ja siitä kertyvien runsasaktiivisten jätteiden loppusijoitukseen. Vertailevassa katsauksessa nojaututaan aikaisemmin tehtyjen kansainvälisten selvitysten tuloksiin keskittyen nykYTEKNIikkaan perustuvien polttoainekierron teknisten ratkaisujen säteily- ja ympäristöturvallisuuteen. Raportissa ei ole ollut mahdollisuutta selvittää tiettyjen käsittelylaitosten vaikutuksia sijoituspaikkakohtaisesti, vaan käytettyjen lähdeteosten mukaisesti on rajoitettu tyypillistä nykYTEKNIikka edustaviin laitoksiin sekä tyypillisten sijoituspaikkojen olosuhteisiin.

Tarkasteltujen polttoainekiertovaihtoehtojen paremmuudesta säteily- ja ympäristöturvallisuuden suhteen tehtävät johtopäätökset riippuvat valitusta tarkastelunäkökulmasta. Tuotettua sähköenergiamäärää kohden laskettuna kokonaisvaikutusten arviointisuurena käytetty maailmanlaajuinen kokonaisväestöannos on jälleenkäsittelyn ja siinä erotetun polttoaineen uudelleenikäytön tapauksessa hieman alhaisempi kuin suoraan loppusijoitukseen perustuvassa vaihtoehdossa. Eron syynä on lähinnä säteilyannosten painottuminen polttoainekierron alkupäähän eli uraanimalmiin louhintajätteiden loppusijoituksen pitkäaikaisvaikutuksiin, jolloin luonnonuraania tehokkaammin hyödyntävän jälleenkäsittelyvaihtoehdon vaikutukset jäävät pienemmiksi. Uusimmissa uraanimalmioissa voidaan louhintajätteiden loppusijoitukseen kuitenkin soveltaa huomattavasti edistynyttä tekniikka, jolloin aiheutuvat säteilyvaikutukset polttoainekierron alkupäästä vähentyvät merkittävästi ja koko polttoainekierto huomioonottaen lasketut kokonaisvaikutukset lähes tasapainottuvat.

Käytetyn ydinpolttoaineen ja runsasaktiivisen kiinteätetyn jälleenkäsittelyjätteen loppusijoituksen säteilyturvallisuuksessa kokonaisväestöannoksina tarkasteltuna ei tämän katsauksen perusteella voida katsoa olevan merkittäviä eroja - etenkin kun otetaan huomioon myös itse jälleenkäsittelyvaiheesta aiheutuvat vaikutukset. Nykyisin viranomaisten asettamissa runsasaktiivisten ydinjätteiden loppusijoituk-

sen turvallisuusvaatimuksissa korostetaan väestöannosten sijasta loppusijoituslaitoksen lähiympäristön väestön vuotuisia enimmäisannoksia sekä nykyisin elävälle väestölle että kaukana tulevaisuudessa eläville väestöryhmille. Verrattaessa arvioituja säteilyannoksia näihin vaatimuksiin useat ulkomaiset ja kotimaiset turvallisuus selvitykset päätyvät yhtenevästi johtopäätökseen, että kummankin jäte-tyypin tapauksessa loppusijoitus voidaan toteuttaa turvallisesti ja keskinäiset erot ovat vähäisiä. Eri maissa käynnissä olevin laajoin tutkimuksin ollaan varmistamassa yleisten selvitysten perusteella tehtyjen johtopäätösten paikkansapitävyys konkreettisille teknisille loppusijoitusratkaisuille todellisilla sijoituspaikoilla.

## Lähdeluettelo

- [1] Selvitys Loviisan voimalaitoksen käytetyn ydinpolttoaineen huollosta. Työryhmän mietintö. Helsinki: Kauppa- ja teollisuusministeriö, Energiaosasto, 1994, 45 s. (MIETINTÖJÄ C:42).
- [2] Cornet, G. & Michel, A. MOX - Industrial reality and political acceptance. Global'95 Conference. Versailles 11 - 14.9.1995. 11 s. Brussels: Belgo-nucleaire, 1995. (Esitettiin Global'95-konferenssissa, mutta ei sisälly konferenssijulkaisuun).
- [3] Options, experience and trends in spent nuclear fuel management. Vienna: International Atomic Energy Agency, 1995. 72 s. (Technical Report Series 378).
- [4] The safety of the nuclear fuel cycle. Paris: OECD Nuclear Energy Agency, 1995. 244 s.
- [5] International Nuclear Fuel Cycle Evaluation (INFCE). Waste management and disposal. Report of INFCE Working Group 7. Vienna: IAEA, 1980. 288 s.
- [6] Sources and effects of ionizing radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation UNSCEAR 1993 Report to the General Assembly, with Scientific Annexes. New York, NY: United Nations, 1993. 922 s.
- [7] Neall, F.B., Baertschi, P., McKinley, I.G., Smith, P.A., Sumerling, T.J. & Umeki, H. Kristallin-I - Results in perspective. Wetingen: National Cooperative for the Disposal of Radioactive Waste (NAGRA), 1994. 120 s. (Technical Report 93-23).
- [8] Sources and effects of ionizing radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation UNSCEAR 1988 Report to the General Assembly, with Scientific Annexes. New York, NY: United Nations, 1988. 647 s.
- [9] Sources and effects of ionizing radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation UNSCEAR 1982 Report to the General Assembly, with Scientific Annexes. New York, NY: United Nations, 1982. 773 s.
- [10] Dreicer, M., Tort, V. & Manen, P. Nuclear Fuel Cycle - Estimation of physical impacts and monetary valuation for priority pathways. Paris: Centre d'étude sur l'évaluation de la protection dans le domaine nucléaire (CEPN), 1995, 380 s. + liitt. 24 s.



- [11] Korhonen, R., Peltonen, E., Savolainen, I., Heinonen, O.J., Muurinen, A. & Valkiainen, M. A comparative assessment of radiological impact due to nuclear waste disposal in hard crystalline bedrock. Radioactive Waste Management. (Proc. Int. Conf. Seattle, WA, 16 - 20 May 1983). Vienna: International Atomic Energy Agency, 1984. Vol. 4. S. 257 - 274.
- [12] Kaikkonen, H., Rämö, E., Vilkkamo, S. & Vuori, S. Assessment of risks involved in handling and transportation of spent fuel from Loviisa nuclear power station. 6th Int. Symp. on Packaging and Transportation of Radioactive Materials. Berlin 10 - 14 November 1980. S. 219 - 226.
- [13] Vuori, S., Peltonen, E. & Vira, J. Environmental impact and risk analysis of direct disposal of spent fuel as compared to reprocessing. Int. Mtg. Fuel Reprocessing and Waste Management. Proc. ANS Topical Mtg. Jackson, USA La Grange Park: American Nuclear Society, 1984. S. 302 - 313.
- [14] Kocher, D.C., Killough. A review of global environmental transport models for  $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$ ,  $^{85}\text{Kr}$  and  $^{129}\text{I}$ , Radioactive Waste Management (Proc. Int. Conf. Seattle, WA, 16 - 20 May 1983). Vienna: International Atomic Energy Agency, 1984. Vol. 5, S. 181 - 196..
- [15] Kirchman, R. Environmental aspects of nuclides of regional and global significance discharged routinely from the nuclear power industry. Radioactive Waste Management (Proc. Int. Conf. Seattle, WA, 16 - 20 May 1983), Vienna: International Atomic Energy Agency, 1984. Vol. 5, S. 157 - 179.
- [16] Vieno, T. Safety analysis of disposal of spent nuclear fuel. Espoo: Valtion teknillinen tutkimuskeskus, 1994. 262 s. + liitt. 3 s. (VTT Publications 177). Väitöskirja.
- [17] Papp, R. & Loser, P. Fuel reprocessing versus direct disposal of spent fuel - A comparison from the standpoint of radiological safety, Nuclear Technology, 1986. Vol. 73, s. 228 - 235.
- [18] Mercier, J.P. Safety record of the French reprocessing plants. Proc. of the BNS/OECD-NEA/CSNI Symp. on the Safety of the Nuclear Fuel Cycle. 3 - 4 June 1993. Paris: OECD. (Report NEA/CSNI(94)8).
- [19] Pitkäikäisten radioaktiivisten jätteiden geologisen loppusijoituksen ympäristösuojelulliset ja eettiset perusteet. Käännös OECD:n Ydinenergiajärjestön NEA:n ydinjätekomitean yhteisestä kannanotosta. Helsinki: Kauppa- ja teollisuusministeriö, 1995. 21 s. + liitt. 10 s. (Tutkimuksia ja raportteja 133).
- [20] Bush, R.P. & Mills, A.L. Some implications of the partitioning of actinides from high level waste. The 4th International Conference on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management, RECOD'94. 24 - 28 April 1994. London: British Nuclear Industry Forum, 1994. Proceedings, Vol I, 23 s.

- [21] Baetslé, L.H. Limitations of actinide recycle and waste disposal consequences. A global analysis. The 4th International Conference on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management, RECOD'94. 24 - 28 April 1994. London: British Nuclear Industry Forum, 1994. Proceedings, Vol I, 17 s.
- [22] Skålberg, M. et al. Partitioning and transmutation (P&T) 1995 - A review of the current state of the art. Stockholm: Swedish Nuclear Fuel and Waste Management, 1995. 38 s. (SKB Technical Report 95-32).
- [23] Björnberg, M. Hiukkaskiihdytin ja ydinfissio, Arkhimedes 3, 1995, ss. 217 - 223.



HANDELS- OCH  
INDUSTRIMINISTERIET

Alexandersgatan 4, PB 230, FIN-00171 Helsingfors, Finland  
Telefon (90) 1601, Telefax (90) 160 3666

Publikationsseriens namn och kod  
Undersökningar och rapporter 8/1996

Författare Seppo Vuori		Publiceringstid Maj 1996
		Uppdragsgivare Handels- och industriministeriet
		Organets tillsättningsdatum
Titel Strålnings- och miljösäkerheten av alternativ för hantering av använt kärnbränsle genom direkt slutförvaring av använt bränsle eller högaktivt avfall från upparbetning		
Referat Bakgrunden till utredningen är de diskussioner man i riksdagen fört under behandlingen av förändringar till kärnenergilagen varvid krav ställts att utreda, om upparbetningen av använt kärnbränsle är ett bättre alternativ för hanteringen av använt kärnbränsle än direkt deponering då säkerheten av människor och omgivningen beaktas i hela kärnbränslecykeln. I rapporten går man igenom alternativa kärnbränslecyklar, som baserar sig antingen på direkt slutförvaring av använt kärnbränsle eller på upparbetning av bränslet och slutförvaring av det därigenom uppkomna högaktiva avfallet. Rapportens jämförande översikt baserar sig på resultat av tidigare utförda internationella undersökningar och koncentrerar sig till strålnings- och miljöpåverkan förorsakad av tekniska lösningar baserade på nuvarande teknik. Beräknat per producerad elmängd är den globala befolkningsdosintäckningen, som används såsom utvärderingsfaktor för totalverkan, lite mindre i fallet av upparbetning med återanvändning av de avskilda bränsleämnena jämfört med alternativet, där använt kärnbränsle slutförvaras som sådant. Orsaken till skillnaden beror närmast på den större dosbelastningen förorsakad av de första skedena i kärnbränslecykeln dvs. slutförvaring av avfall från uranutvinning och malmanrikning. Då förblir påverkan av upparbetningsalternativet mindre på grund av den effektivare användningen av natururanresurser i detta fall. I de mest moderna urangruvorna kan man ändå tillämpa betydligt längre avancerad teknik för slutförvaring av gruv- och malmanrikningsavfall varvid strålbekastningen från de begynnande skeden av kärnbränslecykeln förminskas betydligt I slutförvaringen av använt kärnbränsle och vitrifierat högaktivt upparbetningsavfall kan man inte säga föreliggande avsevärda skillnader i strålsäkerheten uppgiven i totalbefolkningsdos - speciellt när påverkan av själva upparbetningsskedet tas i hänsyn. När man jämför de uppskattade maximala årliga individdoserna hos befolkningen i närområdet av slutförvaret med motsvarande myndighetsgränser, kommer både inhemska och utländska utredningar enhetligt till slutsats att båda de avfallstyperna kan slutförvaras på ett säkert sätt och att skillnaderna mellan alternativen är obetydliga.		
Nyckelord kärnbränslecykel, kärnavfallshantering, använt kärnbränsle, upparbetning		
ISSN 1236-2352		ISBN 951-739-156-0
Sidoantal 68	Språk Finska	Pris 70 mk
Utgivare Handels- och industriministeriet		Förläggare OY EDITA AB



MINISTRY OF  
TRADE AND INDUSTRY

Aleksanterinkatu 4, P.O.Box 230, FIN-00171 Helsinki, Finland  
Tel. +358-0-1601, Telefax +358-0-160 3666

Series title and number of the publication  
Studies and Reports 8/1996

Authors Seppo Vuori		Date May 1996
		Commissioned by Ministry of Trade and Industry
		Date of appointment
Title Radiation and environmental safety of spent nuclear fuel management options based on direct disposal or reprocessing and disposal of high-level		
Abstract <p>The background for this review are the discussions in the Finnish parliament while handling the changes to the nuclear energy act. The parliament required the government to assess whether reprocessing of spent nuclear fuel is a better management option in view of impacts from the whole fuel cycle compared to the direct disposal of spent fuel.</p> <p>The report considers the various stages of two nuclear fuel cycle options: direct disposal and reprocessing followed by disposal of vitrified high-level waste. The comparative review is based on the results of previous international studies and concentrates on the radiation and environmental safety aspects of technical solutions based on today's technology.</p> <p>Calculated per produced amount of electricity, the global collective dose commitment is slightly lower for the reprocessing and recycle option as compared to the direct disposal option. The basic reason for this difference is the concentration of the radiological impacts on the front end stages of the nuclear fuel cycle, i.e. long-term population dose from the disposal of mining and milling wastes. The reprocessing and recycle option brings about less impacts as it exploits the uranium resources more effectively than the once-through option. However, in modern nuclear mines it is possible to employ advanced techniques for the disposal of mining and milling wastes and, hence, considerably reduce the radiological impacts of the front end activities and approximately balance the impacts calculated for the whole fuel cycle.</p> <p>On the basis of this review only minor differences exist between the radiological impacts of final disposal of spent fuel and the disposal of the vitrified high-level reprocessing waste in view of the total collective dose commitment - especially when the global long-term impacts of the reprocessing phase are taken into account as well. When the estimated maximum individual doses of the population close to the repository are compared to the regulatory limits set by the authorities, based on the results of both Finnish and international studies one can consistently conclude that the final disposal can be realized safely for both options and the mutual differences between them are insignificant.</p>		
Key words Nuclear fuel cycle, nuclear waste management, spent nuclear fuel, reprocessing		
ISSN 1236-2352		ISBN 951-739-156-0
Pages 68	Language Finnish	Price 70 FIM
Published by Ministry of Trade and Industry, Finland		Sold by EDITA LTD