

SUOMEN
ATOMITEKNILLINEN
SEURA-

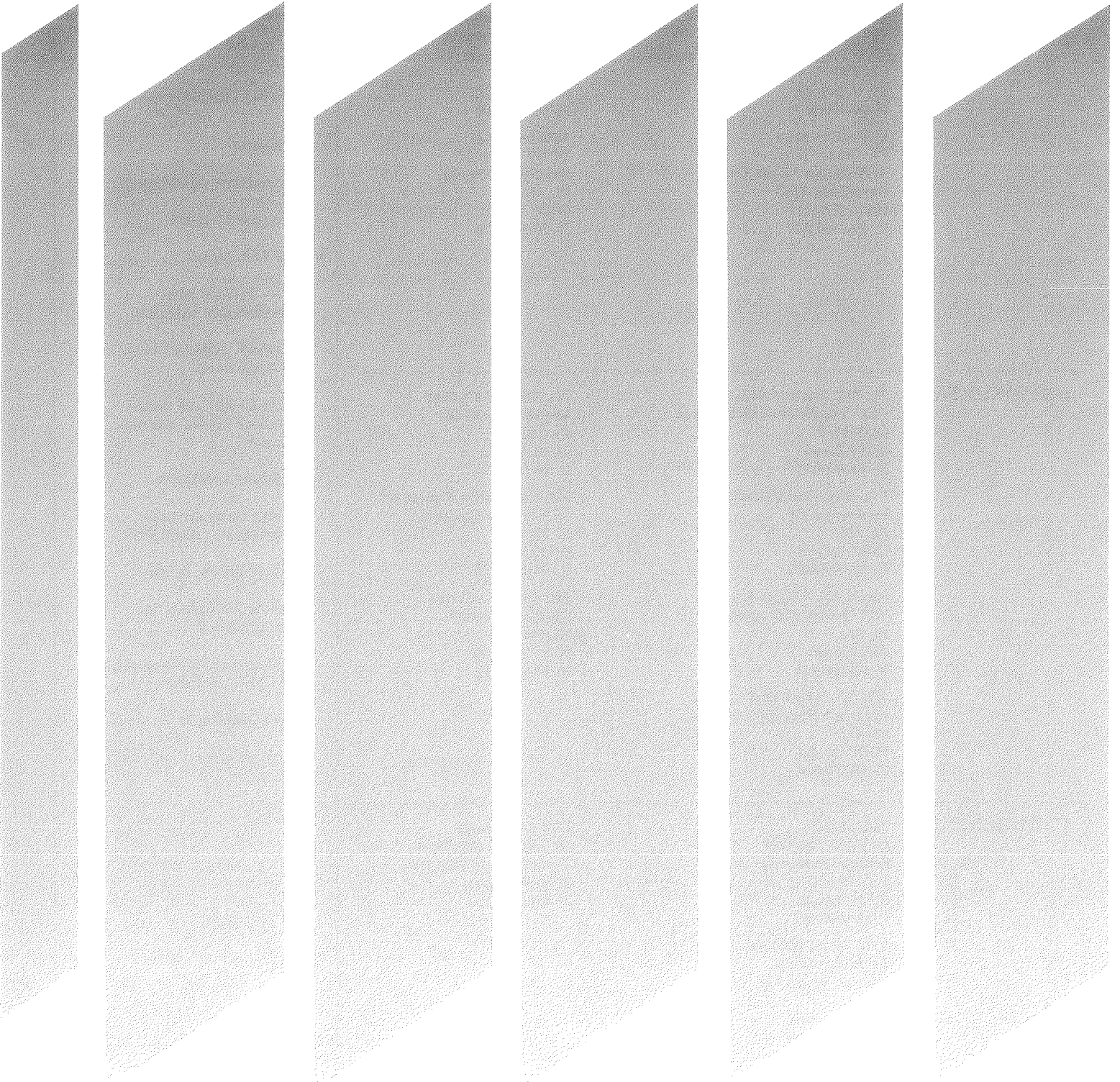
ATOMTEKNISKA
SÄLLSKAPET
I FINLAND ry.



ATS

YDINTEKNIikka

2/92
vol. 21



ATS

YDINTEKNIikka

2/92, vol. 21

JULKAISIJA

Suomen Atomiteknillinen Seura —
Atomtekniska Sällskapet i Finland r.y.

TOIMITUS

Päätoimittaja
TkT Seppo Vuori
VTT/Ydinvoimatekniikan laboratorio
PL 208
02151 Espoo
P. 90-4565067

Erikoistoimittaja
FK Osmo Kaipainen
Teollisuuden Voima Oy
Annankatu 42 C
00100 Helsinki
P. 90-61802522

Erikoistoimittaja
FL Risto Paltemaa
Säteilyturvakeskus
PL 268
00101 Helsinki
P. 90-7082380

Toimitussihteeri
DI Olli Nevander
Imatran Voima Oy
PL 112
01601 Vantaa
P. 90-5082613

SISÄLTÖ

TURVALLISUUDEN ARVIOINTI

Pääkirjoitus	1
Rakenteellinen turvallisuus ...	2
Assessment of safety	2
Elävä PSA otettu	14
PSA — Työkalu ydin- turvallisuuden hallintaan ...	16
Paloturvallisuuden arviointi ydinvoimalassa	17
Pidättääkö Loviisan suoja- rakennus vakavat onnetto- muudet	20
Ympäristön asukkaiden... ..	24
Ydinalan naiset tiivistävät tiedotuksen yhteistyötä .	26
Safety evaluation by use... ..	28
Uuden ekskursiosihteerin näppäimistöä	28
ISP 33 standardiprobleemakoe PACTEL-laitteistolla	29
Lyhyesti maailmalta	30
English abstracts	32

JOHTOKUNTA

Pj. TkT Rainer Salomaa
TKK/Teknillisen fysiikan laitos
Otakaari 2
02150 Espoo
P. 90-4513199

Vpj. TkL Eero Patrakka
Perusvoima Oy
PL 138
00101 Helsinki
P. 90-60906022

Rh DI Anna-Maija Kosonen
VTT/Metallilaboratorio
PL 26
02151 Espoo
P. 90-4566858

Siht. DI Jussi Palmu
Imatran Voima Oy
PL 112
01601 Vantaa
P. 90-5084562

Jäs. DI Pekka Louko
Imatran Voima Oy
PL 112
01601 Vantaa
P. 90-5082454

Jäs. TkL Rauno Rintamaa
VTT/Metallilaboratorio
PL 26
02151 Espoo
P. 90-4566879

Jäs. DI Olli Vilkkamo
Säteilyturvakeskus
PL 268
00101 Helsinki
P. 90-7082372

TOIMIHENKILÖT

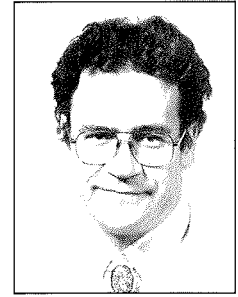
Yleissihteeri
DI Timo Jaakkola
Imatran Voima Oy
PL 112
01601 Vantaa
P. 90-5082469

Kans.väl.asioiden.siht.
DI Jorma Aurela
Imatran Voima Oy
PL 23
07901 Loviisa
P. 915-5503040

Ekskursiosihteerin
DI Tapio Saarenpää
Teollisuuden Voima Oy
27160 Olkiluoto
P. 938-3814312

Tkt Seppo Vuori on VTT:n ydinvoimatekniikan laboratorion turvallisuustekniikan jaoston johtava tutkija, p. 456 5067.

Seppo Vuori



ATS YDINTEKNIikka (21) 2/92

TURVALLISUUDEN ARVIOINTI

Vuoden 1992 numeroiden teemat ovat:

- No. 1 Ydinvoima ja asenteet
dead-line 31.1.
- No. 2 Turvallisuuden arviointi
dead-line 30.4.
- No. 3 Säteily
dead-line 15.8.
- No. 4 Yhdysvallat

Vuosikerran tilaushinta muilta kuin
ATS:n jäseniltä: 200 mk

Ilmoitushinnat: 1/1 sivua 2000 mk
1/2 sivua 1400 mk
1/3 sivua 1000 mk

Toimituksen osoite:

ATS Ydintekniikka
c/o Olli Nevander
Imatran Voima Oy
PL 112 (Rajatorpantie 8)
01601 Vantaa
p. 90-508 2613 (suora)
telefax 90-508 3404

Lehdessä julkaistut artikkelit edustavat kirjoittajien omia mielipiteitä, eikä niiden kaikissa suhteissa tarvitse vastata Suomen Atomiteknillisen Seuran kantaa.

ISSN-0356-0473

Ydinvoiman turvallisuuden arviointi

Ydinvoiman ja erityisesti ydinreaktorien turvallisuus perustuu moninkertaisesti varmistettuihin suojaus- ja turvajärjestelmiin. Niiden ja yleisesti turvallisuuteen liittyvien seikkojen suunnittelussa varaudutaan jo ennalta hyvin monenlaisiin ja varsinkin poikkeuksellisiin onnettomuustilanteisiin. Turvallisuuden arvioinnilla on useita erillisiä tavoitteita, joilla kaikilla on yhteinen päämäärä. Ydinvoimaloiden turvallisuuteen vaikuttavien ilmiöiden syvälinen tuntemus ja arviointi edellyttää monien luonnontieteiden osa-alueiden hallintaa. Ydinvoimaloiden erityispiirteiden eli reaktorifysiikan ja säteilyn aiheuttamien vaikutusten ohella on on hallittava erityisen tarkasti kaikki tavanomaisilakin voimaloilla kyseseen tulevat tekniikan alueet: lämpö- ja virtaustekniikka, materiaalien käyttäytyminen vaativissa olosuhteissa sekä sähkö- ja säätötekniikka. Pelkkä teoreettinen arviointi ei luonnollisesti riitä, vaan käytettävät mallit on varmistettava kokeellisesti.

Turvallisuuden arviointi ei rajoitu ainoastaan laitoksen suunnittelu- ja käyttönotovaiheessa rakennus- ja käyttöluvan saamisen edellytyksenä oleviin turvallisuusanalyysiin, joissa laskennallisesti arvioidaan turvallisuutta verrataan viranomaisten asettamiin vastaaviin tavoitteisiin. Turvallisuuden arviointi on nähtävä jatkuvana prosessina, jota viritetään säännöllisesti uusien käyttökokemusten ja tutkimustulosten mukaan. Hyvä esimerkki onnistuneesta turvallisuustason parantamisesta on suomalaisten ydinvoimaloiden turvalli-

suusjärjestelmien täydentäminen vakavien — eli reaktorisydämen vaurioon johtavien — onnettomuuksien varalta. Mahdollisesti Suomeen rakennettaville uusille laitoksille on asetettu erittäin tiukat turvallisuusvaatimukset. Näiden vaatimusten täyttämiseksi on perusteellisiin turvallisuusarviointeihin tukeutuen kehitetty turvajärjestelmäratkaisut, jotka säilyttävät laitoksen hyvin epäedullisissakin olosuhteissa ympäristön kannalta turvallisessa tilassa.

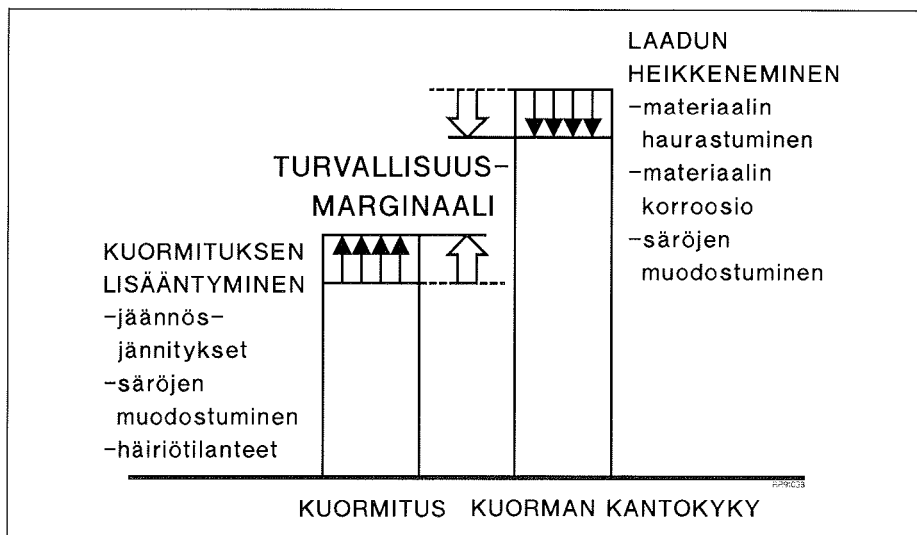
Huolellisinaan ennakkovarautuminen ja turvallisuusarviointi ei voi olla täysin aukotonta, kun arvioidavat järjestelmät paisuvat yhä monimutkaisemmiksi. Järjestelmien välille saattaa muodostua ennalta arvaamattomia vuorovaikutuksia, jotka yhdistyessään laitoksen käyttäjien mahdollisiin inhimillisiin virheisiin voivat saattaa osia turvajärjestelmistä käytännössä tehottomiksi. Turvallisuusjärjestelmiä täydennettäessä on huolellisesti varmistauduttava siitä, että tietyissä olosuhteissa saavutettavan turvallisuuden parantamisen vastapainoksi ei voi muodostua turvallisuutta vaarantavia olosuhteita muissa tilanteissa. Suunnitteilla olevissa, edistyneissä tulevaisuuden reaktoreissa korkeaan turvallisuustasoon pyritäänkin yksinkertaisin ratkaisuin, jotka perustuvat mahdollisimman laajalti luontaisiin turvallisuusominaisuuksiin sekä ilman ulkoista voimanlähdettä tai sähköistä käynnistysignaalia toimiviin, ns. passiivisiin, turvajärjestelmiin.

Rakenteellinen turvallisuus Onko turvallisuusmarginaali mitattavissa?



Rakenteellinen turvallisuus edustaa ensimmäistä ja merkittävintä vaihetta kolmesta ydinvoimalaitosten turvallisuuden tasoista nykyisen turvallisuusfilosofian mukaan. Rakenteiden turvallisuus tähtää siihen, että turvallisuuden kannalta tärkeiden komponenttien vaurioituminen pystytään ehkäisemään. Tämä merkitsee sitä, että komponentin kuormankantokyky pysyy suurempana kuin siihen kohdistuvat rasitukset koko suunnitellun käyttöajan ajan.

Tämän pitää päteä myös mahdollisen käyttöajan jatkamisen aikana. Rakenteen mahdolliseen vaurioitumiseen vaikuttavat monet eri tekijät. Vaikutusketju alkaa laitoksen suunnittelusta ja valmistuksesta sekä jatkuu aina laitoksen suunnitellun viimeisen käyttövuoden aikana tehtyihin ratkaisuihin. Intensiivinen rakenteisiin ja rakennemateriaaleihin kohdistuva tutkimus luo edellytykset ydinvoimalaitosten rakenteiden kuten myös muiden vaativien prosessilaitteiden häiriötömälle toiminnalle. Tämä merkitsee toisaalta tuotantoseisokkien ja toisaalta ympäristölle aiheutuvien haittojen ja riskien vähenemistä. Nykyinen ydinvoimalaitosten rakenteellisen turvallisuuden tutkimus on kohdistunut ensisijaisesti kohteisiin, joita ovat: ydinvoimalaitosten vanheneminen ja teknisen käyttöajan määrittely, kriittisten ilmiöiden etsintä, vanhenemisen seurantatekniikat, säteilyn vaikutukset materiaalien ominaisuuksiin sekä teknisen käyttöajan arviointimenetelmät.



Komponentin rakenteellinen turvallisuus on taattu, kun komponentin kuormankantokykyyn ja komponenttiin kohdistuvien kuormitusten väliin jää riittävä turvallisuusmarginaali kaikissa käyttötilanteissa koko suunnitellun käyttöajan ajan.

Ydinvoimalaitosten rakenteiden turvallisen ja luotettavan toiminnan perusta luodaan paljolti jo suunnitteluvaiheessa tehdyillä rakenne ja materiaaliratkaisuilla. Suunnittelulla ei kuitenkaan voida taata rakenteiden turvallista toimintaa laitoksen koko käyttöäiksi. Materiaaliominaisuuksien muutokset käytön aikana on selvitettävä ja rakenteiden kuntoa on jatkuvasti seurattava. Ydinvoimalaitosrakenteiden toimivuus ja turvallisuus on varmistettava sekä normaaleissa käyttöolosuhteissa että mahdollisissa häiriötilanteissa koko laitoksen käyttöajan. Etenkin häiriötilanteisiin liittyviä rasitusvaikutuksia on mahdoton arvioida luotettavasti jo suunnitteluvaiheessa. Tämä merkitsee sitä, että turvallisuusmarginaali käyttöajan aikana muuttuu. Sekä laitosten suunnittelussa ja valmistuksessa että käytössä on paljon epävarmuustekijöitä, jotka vaikeuttavat todellisen varmuusmarginaalin arviointia. Selvää on, että varmuus on taattu, mutta esiin tulee usein kysymys: How safe is safe enough? Pyrkimyksenä on, että turvallisuusmarginaali pystytään tavalla tai toisella määrällisesti arvioimaan. Tämä tulee olemaan vielä pitkään suuri haaste rakenteiden ja rakennemateriaalien tutkimukselle.

Jotta kuormaa kantavan komponentin tai rakenteen kestävyyttä voidaan arvioida, on tunnettava käytetyn materiaalin ominaisuudet, vaikuttavat kuormitukset ja jännitykset sekä komponentin geometria, mahdolliset poikkeamat ja viat.

Näiden lähtötietojen perusteella voidaan käyttäen kulloinkin tarkoitukseen soveltuvia laskentamenetelmiä arvioida komponentin turvallista käyttöä halutulle ajanjaksolle. Tarkasteltaessa lopullisen analyysin luotettavuutta oleelliseksi tekijäksi muodostuu analyysissä käytettävien lähtöarvojen luotettavuus ja yleensä kaikki ongelmaan liittyvä taustatieto.

Ydinvoimalaitosten rakenteellisen turvallisuuden tutkimuksen lähtökohdaksi on oletettu, että nykyisten laitosten käyttö jatkuu vähintään suunnitellun käyttöajan eli 30-40 vuotta, ja että uusien laitosten rakentaminen on mahdollista 1990-luvulla. Laitoksen teknisen käyttöajan määräävät erityisesti rakenteelliseen turvallisuuteen liittyvät tekijät. Ainoastaan riittävässä tutkimuksessa voidaan luoda edellytykset nykyisten voimalaitosten turvalliseen ja luotettavaan käyttöön ja ydinenergia-vaihtoehdon ylläpitoon Suomessa. Seuraavassa tarkastellaan niitä tekijöitä, jotka ovat merkittäviä arvioitaessa laitoksen turvallisuutta ja teknistä elinikää ja sen mahdollista jatkamista. Erityisesti painotetaan niitä asioita, joihin VTT:ssä tehty tutkimus on viime vuosina painottunut.

Käyttöikää rajoittavat tekijät

Mekaanisten komponenttien käyttöikää rajoittavat metallurgiset ja mekaaniset tekijät, jotka pienentävät komponenttien kykyä kantaa kuormaa käyttöolosuhteissa tai sellaisissa poikkeustilanteissa, joiden esiintymistodennäköisyys katsotaan suureksi. Yksittäisen komponentin kohdalla voidaan turvallisuusmarginaali ylläpitää useimmiten oikein ajoitetulla huolto-, korjaus- ja vaihtotoiminnalla. Tästä syystä vain harvat komponentit muodostavat teknisessä mielessä rajoituksen koko laitoksen käyttöiälle. Poikkeuksen tästä tekevät ne komponentit, joiden vaihtaminen on käytännössä mahdotonta tai erittäin kallista ja aikaavieppää. Tällaisia ovat esim. reaktoripaineastia ja teräksinen suojakuori. Lisäksi kyseeseen voi tulla uusien turvallisuusmääräysten edellyttämät laitosmodifioinnit.

Tyypillisimmät materiaalien vanhenemismiöt ja kohteet BWR ja PWR -laitoksissa

Lähes poikkeuksetta kaikkien rakenne-materiaalien ominaisuudet muuttuvat käytön aikana. Koska ydinvoimalaitosmateriaalien kirjo on kohtalaisen laaja, merkitsee tämä sitä, että lähes kaikki potentiaaliset vanhenemismiöt ovat tarkastelun kohteena. Tyypilliset vanhenemismekanismit ovat

- säteilyhaurastuminen
- terminen vanheneminen
- väsyminen
- ympäristön aiheuttamat murtumismiöt kuten korroosioväsyminen, jännityskorroosio, rearajakorroosio, eroosio-korroosio
- kuluminen

Riippuen valituista materiaaleista sekä ulkoisista kuormituksista ja ympäristörasituksista tapahtuu erilaisia muutoksia materiaaliominaisuuksissa, kuten

- sitkeyden alentumista (haurastumista)
- säröjen muodostumista
- särönkasvunopeuden kiihtymistä
- seinämän ohentumista
- pistesyöpymistä

Oheisissa kuvissa on esitetty tyypillisiä esimerkkejä edellä mainituista vanhenemismiöistä laitosten keskeisissä rakenteissa. Useimmissa komponenteissa vaikuttaa samanaikaisesti enemmän kuin yksi vanhenemismekanismi. Lisäksi korrodoivan ympäristön ja mekaanisten kuormitusten yhteisvaikutus on merkittävä tekijä useissa komponenteissa.

Parannuksia materiaalien testausmenetelmien luotettavuuteen

Luotettavat materiaaliominaisuuksien määrittäminen menetelmät ovat erityisen tärkeitä säteilyhaurastuneiden reaktoripaineastien teknisen käyttöikä määrittämisessä. Sekä determinististen että todennäköisyyspohjaisten murtumisanalyyseiden luotettavuus on suoraan riippuvainen käytettyjen lähtöarvojen oikeellisuudesta.

Erityisen tärkeitä tässä yhteydessä ovat eri murtumismekaaniset parametrit. Luotettava murtumisanalyysi asettaa suuria vaatimuksia sekä murtumismekaaniselle testausmenetelmälle että koetulosten soveltamiselle erityisesti tilastolliselta kannalta. Hyvä esimerkki testausmenetelmien luotettavuuden kehittämistarpeesta on vuosina 1988-1990 toteutetut yhteispohjoismaiset murtumismekaanisen testauksen vertailuohjelmat. Ohjelmien tulokset osoittivat, että testauksen suorituksesta johtuva hajonta oli lähes kaksinkertainen verrattuna materiaaliominaisuuksista johtuvaan hajontaan, vaikka kaikki osallistujat (7 testauslaboratoriota) käyttivät samaa standardia.

Erityisenä ongelma-alueena on säteilytettyjen materiaalien murtumissitkeyksien luotettavuuden arviointi. Yleisesti säteilyseurantaohjelmissa käytetään pieniä koesauvoja ja useissa tapauksissa vielä normaaleja V-lovisia iskusauvoja. Onneksi Loviisan laitosten säteilyseurantaohjelmissa on käytetty myös murtumismekaanisia koesauvoja. Nämä sauvat ovat kuitenkin kooltaan pieniä ja niiden lukumäärä ei ole kovin suuri. Tämä merkitsee, että on jouduttu kehittämään korrelaatioita ja teoreettisia malleja, joilla voidaan pienten koesauvojen tuloksia soveltaa todellisiin rakenteisiin. Tällainen lähestymistapa edellyttää kuitenkin systemaattista oikeellisuuden toteamista esim. osallistamalla kansainvälisiin verifiointiohjelmiin. Eräs keino luotettavuuden lisäämiseksi on ollut säteilytetyn materiaalin hyvin tehokas hyväksikäyttö. VTT:n reaktorilaboratoriossa on käytössä sauvojen valmistustekniikka, jolla testatun sauvan puoliskoista voidaan valmistaa vielä uusi sauva hitsamalla päihin vastaavaa, mutta säteilyttämättömää materiaalia. Tällä tavalla voi-

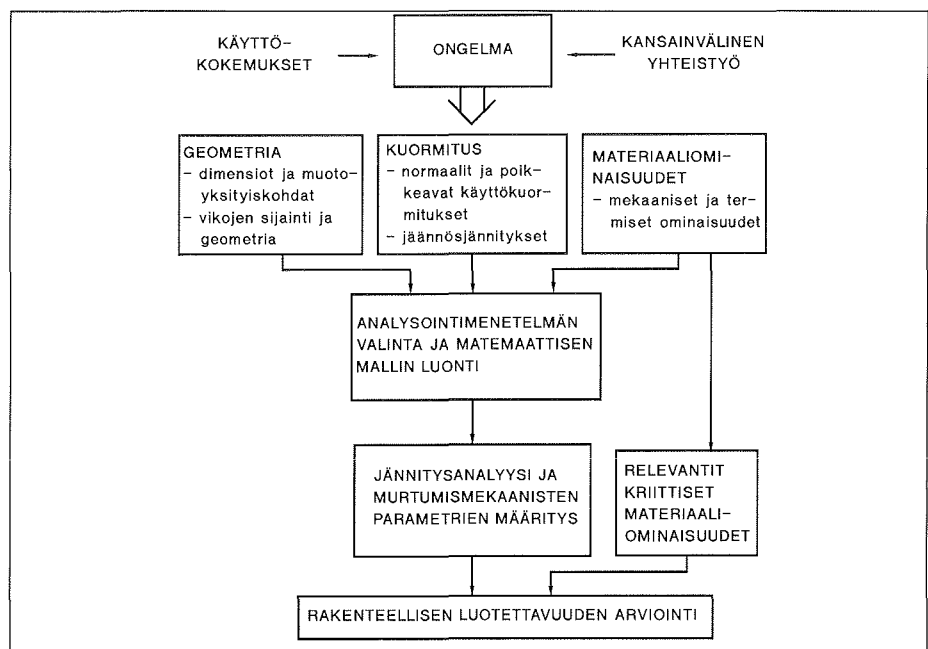
daan moninkertaistaan esim. säteilyseurantaohjelmassa olleiden koesauvojen lukumäärä, ja sitä kautta lisätä tulosaineiston luotettavuutta.

Ydinvoimalaitoskomponenteissa mahdollisesti olevat viat ovat todennäköisesti matalia pintasäröjä. Kaikki materiaaliominaisuudet määritetään kuitenkin syvä säröjä omaavilla koesauvoilla. Matalan särön tapausta ei voida kuitenkaan suoraan kuvata syvälle särölle mitattujen materiaaliominaisuuksien pohjalta. Särön syvyyden vaikutusta murtumissitkeyteen tutkitaan tällä hetkellä sekä kokeellisesti että laskennallisesti. Jotta mataliin säröihin perustuvaa lähestymistapaa voidaan soveltaa luotettavasti, on se myös laajasti verifioitava.

Tutkimuksen suuntaamisen kannalta katsoen on tyydytyksellä todettava, että kaikkiin niihin murtumissitkeyden arviointiin liittyviin epävarmuustekijöihin, joihin on törmätty Loviisan 1 laitoksen reaktoripaineastialle tehdyn haurasmurtumisanalyyseissä yhteydessä, on ratkaisuja voitu hakea aiemmin VTT:ssä tehdyistä julkisrahoitteisista tutkimuksista. Vaikka kaikki keskeiset ongelma-kohteet ovat olleet intensiivisen tutkimuksen kohteena, on vielä useissa kysymyksissä paljon selvitettävää, ennen kuin säteilytettyjen materiaalien turvallisuusanalyysien kannalta keskeiset ominaisuudet ja vaikuttajaparametrit on luotettavasti määritetty. Mainittakoon, että esim. säteilytettyjen materiaalien pysähtymissitkeyksien todellisista arvoista on hyvin vähän tietoa olemassa.

Säteilyvaurioituminen hallintaan

Painevesilaitosten reaktoripaineastioiden rakennemateriaalin haurastuminen neut-



Periaatteellinen toimintakaavio ydinvoimalaitoskomponentin luotettavan ja turvallisen käytön arvioimisesta.

ronisäteilyn vaikutuksesta on tämän laitoistyyppin keskeisin ikäongelma. Kiehutusvesilaitoksissa säteilyannos jää niin alhaiselle tasolle, ettei säteilyhaurastumisesta muodostu ongelmaa. Uusissa painevesilaitoksissa ongelmaa on pystytty paljon lieventämään vähentämällä reaktoripaineastian suunnittelussa ja valmistuksessa niitä tekijöitä, jotka ovat olleet edistämässä säteilyhaurastumista. Näitä ovat olleet esim teräksen korkeat kupari-, rikki- ja fosforipitoisuudet, kehähitsin sijainti sydänalueella sekä reaktoripaineastian saama suuri neutroniannos.

Säteilyseurantaohjelman tulosten käyttäminen turvallisuusanalyseissä

Säteilyhaurastumiseen vaikuttavien tekijöiden runsaus ja se tosiasia, että murtumismekaaniset tarkastelut tehdään sellaisten parametrien avulla, joiden mittaukseen käytetään toisenlaisia koekappaleita kuin säteilyvalvontaohjelmassa, tuo arvioiteihin tiettyä epävarmuutta. Käytännössä turvallisuusanalyseissä käytetään tietoja paineastian seinämän paksuisen lelyn käyttäytymisestä.

Yhteistyössä IAEA:n aloitteesta on ollut käynnissä laaja tutkimusohjelma, jossa keskeisiä testaustulosten käyttökelpoisuuteen liittyviä tutkimuskohteina ovat olleet:

- murtumismekaanisten säröillisten koesauvojen antamien mittaustulosten riippuvuus sauvakoosta
- yksinkertaisten Charpy V -koesauvojen antamien mittaustulosten ja murtumismekaanisten parametrien välinen korrelaatio
- koetulosten tilastollisen käsittelyn hallinta mallintamalla lämpötilasta riippuen sitkeysparametrin funktionaalinen muoto, mittauspiteiden hajonta, hajonnan riippuvuus sauvakoosta
- säteilyhaurastumista aiheuttavan neutroniannoksen mittaaminen ja paikasta riippuvan neutroniannoksen laskeminen
- säteilytislämpötilan mittaaminen
- neutroniannosnopeuden vaikutus säteilyhaurastumiseen

Tutkimusohjelman kokeelliset tulokset raportoidaan tämän vuoden syyskuuhun mennessä, jolloin vuoden 1993 alkupuolella on käytettävissä tutkimusohjelman keskeiset tulokset ja niiden pohjalta tehtävät suositukset. On valitettavaa, että kyseisessä tutkimusohjelmassa tutkittavina materiaaleina on olleet ainoastaan länsimaiset paineastiateräkset. Tästä huolimatta ohjelman tuloksia on laajassa mittassa voitu käyttää VVER reaktoripaineastiamateriaalin säteilyhaurastumisarvioinneissa.

Todellisista paineasioista otetut näytteet

Paineastian todellinen tila saadaan varmin selville ottamalla näytteitä käytössä olleista reaktoripaineastoista. VTT ja IVO toteuttivat yhdessä Novovoronezh 1 -yksiköstä irrotetun suurehkon koekappaleen säteilyhaurastumistutkimuksen. Seinämän läpi ulottunut näytekappale (halkaisija 110 mm) oli otettu sydänalu-

een hitsisaumasta. Tutkimus on saatu jo päätökseen. Lisäksi käynnistymässä on hanke, jossa Greifswald 2 -yksikön paineastiasta otettuja kahdeksaa pientä kenkälusikan muotoista näytepalaa testataan. Näytepaloissa on ensiarvoisen tärkeää se, että puolet näytteistä on otettu ennen reaktoripaineastialle tehtyä toivutushehkutusta ja neljä sen jälkeen. Lisäksi puolet näytepaloista edustaa hitsiä ja puolet perusainetta. Hitsiaineen osalta tulokset ovat jo käytettävissä kesän 1992 aikana.

Voidaanko toivutushehkutuksella pidentää teknistä käyttöikää

Koska toivutushehkutus voi olla käyttökelpoinen keino palauttaa reaktoripaineastian alkuperäinen sitkeystaso, on se vilkkaan kansainvälisen tutkimuksen kohteena. Useat tulokset osoittavat, että sitkeys palautuu kohtalain hyvin. Kuitenkin on ristiriitaisia koetuloksia, jotka osoittavat paineastiamateriaalin haurastumisherkkyden joko pienentyneen tai

KOMPONENTIT	MATERIAALI	VANHENEMISMEKANISMIT										
		Säteily	Terminen vanheneminen	Viruminen	Väsyminen, HCF, LCF Terminen väsyminen	Korroosioväsyminen	Jännityskorroosio	Raerajakorroosio	Korroosio	Pistekorroosio	Eroosiokorroosio	Kuluminen
1. Reaktori												
1.1 Reaktoripaineastia												
1.1.1 Paineastia	ferrittinen hienoteräs austeniittinen pinnoite	—	—		—	—		—				
1.1.2 Sisäosat												
1.1.2.1 Ristikko- ja tukirakenteet	austeniittinen teräs	—			—	—		—				
1.1.2.2 Pultit	austeniittinen teräs Ni-Cr-seos	—			—	—						
2. Höyrystin												
2.1 Paineastia	ferrittinen hienoraeteräs				—	—		—				
2.2 Putket	Inconel 690 Incoloy 800				—	—		—				—
2.3 Päätylevyt	austeniittinen teräs ferrittinen teräs				—	—		—				
3. Höyry- ja vesiputkistot, paine-astiat, venttiilit	austeniittinen teräs ferrittinen teräs austeniittinen pinnoite ferrittinen teräs		—		—	—		—		—		
4. Pääkiertopumppu												
4.1 Runko					—	—		—				
4.2 Akseli Juoksupyörä	seosteräs				—	—		—				
5. Turbiini												
5.1 Runko	valuteräs								—		—	
5.2 Sivекkeet	seosteräs				—	—		—			—	—
5.3 Akseli	seosteräs				—	—		—			—	—
6. Lauhdutinputket	austeniittinen teräs messinki titaani				—	—		—		—	—	

Tyypillisimmät materiaalien vanhenemisilmiöt painevesi- ja kiehutusvesilaitosten keskeisissä komponenteissa.

kasvaneen toivutushehikutuskäsittelyn jälkeen. Koska säteilyaurastuminen ja toivutushehikutuksessa tapahtuneet elpymiset ovat kummatkin diffuusioprosesseja, on mekanismien riittävän tarkka tunteminen suureksi avuksi suunniteltaessa reaktoripaineastian käyttöön pidentämistä.

Toivutushehikutuksen todellisen hyödyn arviointiin liittyy kuitenkin useita avoimena olevia kysymyksiä. Austeniittisiin pinnoitteeseen liittyvät metallurgiset muutokset ovat osin selvittämättä. Tutkimusaineistoa on hyvin vähän. Samoin perusaineen mahdollinen raerajaurastumisherkkyden lisääntyminen toivutushehikutusta seuranneen säteilyn aikana on uusi esiin tullut kysymys. Tästä on toistaiseksi olemassa vain hajanaisia havaintoja eröiden tutkimustulosten pohjalta. Mitään laajoja tutkimuksia aiheesta ei ole tehty. Loviisan reaktoripaineastian jatkolisenssin ja mahdollisen käyttöön pidentämisen kannalta edellä mainitut asiat ovat ensiarvoisen tärkeitä tutkimuskohteita.

Ympäristön aiheuttamat materiaalivauriot kuriin

Reaktorivesi voi aiheuttaa yhdessä mekaanisten ja termisten kuormitusten kanssa vikojen ydintymistä ja kasvua. Alttiita tällaisille vioille ovat mm. ruostumatto-

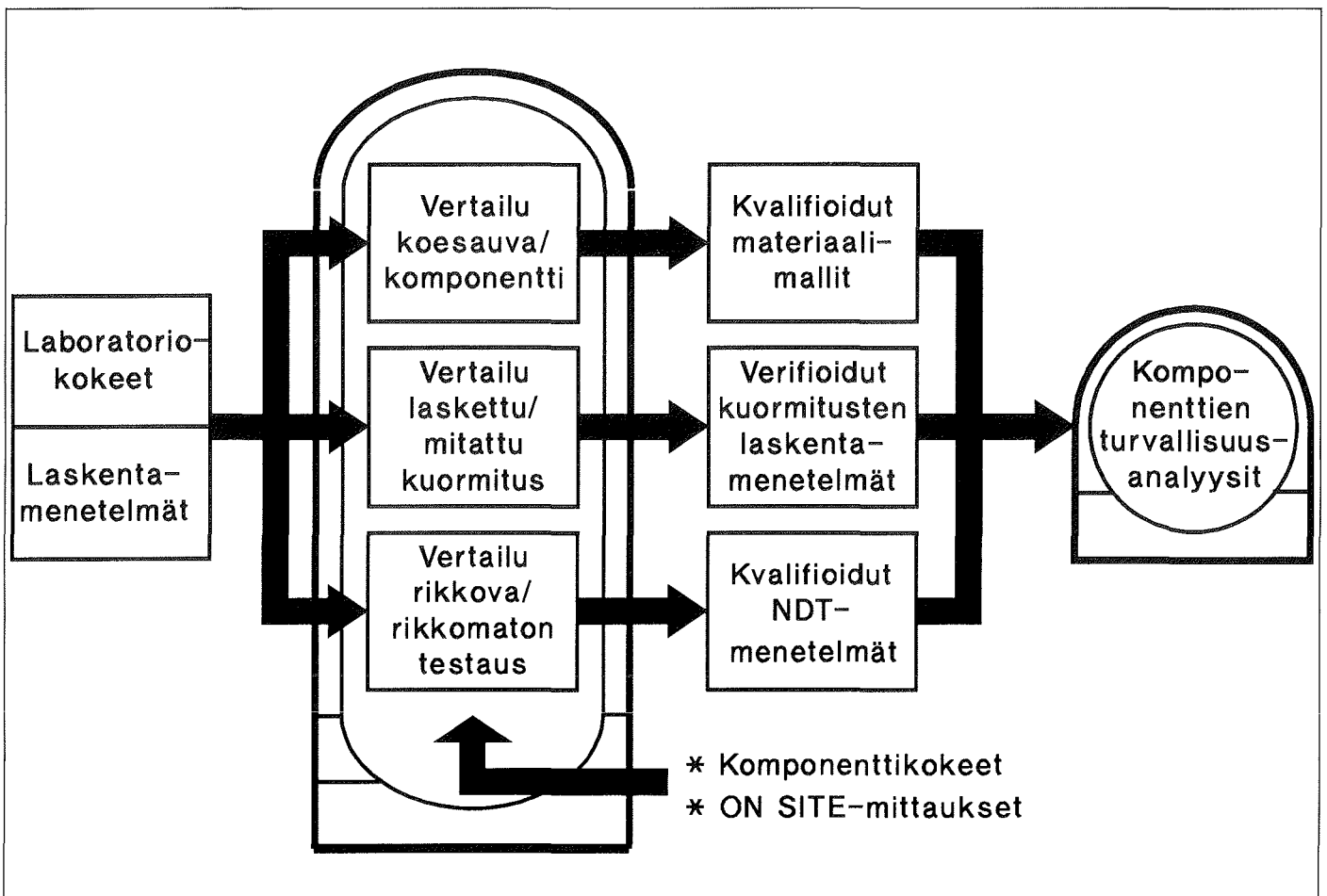
masta teräksestä valmistetut putkistot ja reaktorin sisäosat. Kyseisten ilmiöiden mekanismeja ei ole vielä yksikäsitteisesti selvitetty, eikä särönkasvunopeuksia, esim. komponenttien elinikäanalyysejä varten, luotettavasti tunnetta. Lisäksi laitojen vanhetessa esiintyy uusia ilmiöitä, joista esimerkkinä on säteilyn aiheuttama jännityskorroosio reaktorin sisäosissa.

Koska vesiolosuhteet, riippuen vesikemian parametreista, lisäävät säröilytaipumusta ja mahdollisen särön kasvunopeutta, saatetaan viallisten komponenttien kohdalla joutua uudentiloihin tarkastustiheyksiin. Rakennemateriaalien ja vesikemian välisiä vuorovaikutuksia selvitetään tutkimalla ympäristöstä johtuvien murtumisilmiöiden mekanismeja, vaurioiden estämismahdollisuuksia ja vaikutuksia komponenttien käyttöikään. Tutkimusten toteutusta varten parannetaan nykyisiä ja kehitetään uusia mittaus- ja analysointitekniikoita.

Oleellinen osa ympäristön aiheuttamien murtumisilmiöiden tutkimusta on vesikemian parametrien tunnistaminen ja mittaus siltä osin, kuin niillä on merkitystä vaurioitumisherkkyden lisääntymiseen. Vesikemian mittaukseen ja jatkuvaan seurantaan on kehitetty ja yhä edelleen kehitetään uusia elektrodeja. Merkittävä uusi aluevaltaus vesikemian monitoroin-

nissa tulee olemaan aktiivisten korroosiotuotteiden minimointiin tähtäävä laitoskäyttö ja mittaus reaktorisydämessä.

Huomattava osa alueen tutkimuksesta tehdään kansainvälisissä yhteistyöhankkeissa, joihin osallistuvat kaikki ydinenergiaa käyttävät maat mukaan lukien Venäjä ja muut entiset sosialistiset maat. Ympäristön aiheuttaman murtumisen tutkimusta tehdään kansainvälisessä International Cooperative Group of Environmental Assisted Cracking (ICG-EAC). Säteilyn aiheuttamaa jännityskorroosiotä reaktorin sisäosien ruostumattomissa teräksissä tutkitaan osallistumalla kansainväliseen International Cooperative Group on Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking (ICG-IASCC) -työskentelyyn. Nämä ryhmät kokoontuvat kerran vuodessa ja kokouksissa käydään lävitse tutkimusten edistyminen ja tapahtuneet materiaalivauriot. Tässä mielessä osallistumisella aktiivisesti työryhmytyöskentelyyn saadaan relevantteja luottamuksellisia tutkimustuloksia ja käyttökokemuksia.



Toimintamalli ydinvoimalaitosten rakenteellisen turvallisuustutkimuksen tulosten hyödyntämisestä todellisten komponenttien turvallisuusanalyysissä.

Varmennusta komponenttien kuormitus- ten arviointiin

Tärkeimmät ydinvoimalaitosten rakenteellisen turvallisuuden vaikuttavat tekijät muotoutuvat suunnitteluvaiheessa, kun valitaan rakenneratkaisu ja -materiaalit sekä tehdään lujustekninen mitoitus. Valmistuksen huolellisuus ja laadunvalvonta vaikuttavat myös rakenteelliseen turvallisuuteen. Lähinnä mahdollisten uusien laitosten rakentamista ja nykyisten yksikköjen teknisen käyttöiän määrittystä sekä mahdollista rakenteiden uusimista ja konstruktio muutoksia varten parannetaan konstruktiivisia laskentavalmiuksia, joita sovelletaan keskeisten komponenttien lujuusanalyysiin.

Parannuksia NDT -menetelmien luotettavuuteen

Ydinvoimalaitosten käyttöseisokin aikana on luotettavasti kyettävä löytämään kriittiset viat rakenteista ja määrittävä vikojen koot tarkkuudella, joka mahdollistaa laitteiden käyttöturvallisuuden arvioinnin murtumismekaniikan avulla. Suuriakin kustannuksia aiheuttavista korjaustoimenpiteistä joudutaan päättämään hyvin suuressa määrin ainetarikkomattomien eli NDT-tulosten pohjalta. Näiden päätösten helpottamiseksi on NDT-menetelmien luotettavuus ja tarkkuus ydinvoimalaitosolosuhteissa tunnettava.

Useissa kansainvälisissä tutkimuksissa on NDT-menetelmien luotettavuus todettu puutteelliseksi myös silloin, kun testaukset on suoritettu laboratorio-olosuhteissa ja lähes ideaalisilla koekappaleilla. Luotettavuutta on kyetty parantamaan käyttämällä automatisoituja testauslaitteita ja kehittyneitä NDT-tekniikoita, mutta näiden menetelmien luotettavuutta on vasta vähän tutkittu käytännön olosuhteissa, ts. todellisilla ydinvoimalaitoskomponenteilla, jotka sisältävät käytössä syntyneitä vikoja. Lisäksi on huomioitava, että suurin osa ydinvoimalaitosten NDT-testauksista suoritetaan edelleen manuaalisesti ja perinteisillä testaustekniikoilla.

NDT-alueen kehitystyön pääpaino on ollut laitoksen turvallisen toiminnan kannalta keskeisten laitteiden tarkastuksissa käytettävissä ultraääni- ja pyörrevirtatastusmenetelmissä. Menetelmien luotettavuutta arvioidaan kansainvälisessä OECD:n ja EY:n rahoittamassa PISC-projektissa (Programme for Inspection of Steel Components), jossa koekappaleina käytetään todellisia vikoja sisältäviä ydinvoimalaitoskomponentteja ja niiden osia. Kansainvälisen vertailututkimuksen tulosten perusteella arvioidaan eri maissa käytettävien testaustekniikoiden luotettavuutta ja tarkkuutta. Tämä laaja hanke päättyy vuonna 1993 alkupuolella, jonka jälkeen luottamukselliset tutkimustulokset julkistetaan ja suositukset NDT-käytäntöjen muuttamiseksi tehdään.

Järjestelmä säröjen nopeampaan ja tarkkaan analysointiin

Rakenteista löydettyjen vikojen analysointimahdollisuuksia on monipuolistettu sekä analyysivalmiuksia on tehostettu. Kehitetty analyysiohjelmisto on osittain koottu helppokäyttöiseksi murtumismekaniikan asiantuntijajärjestelmäksi. Järjestelmä käsittää sekä yksinkertaisiin menetelmiin että elementtimenetelmään perustuvia ohjelmia sekä niiden yläpuolelle laadittavan ohjaavan osan. Kun analyysit tehdään entistä tehokkaammin ja tarkemmillä laskentamalleilla, voidaan parantaa sekä laitosten turvallisuustasoa että niiden käytön taloudellisuutta.

Ohjelmistokokonaisuutta on sovellettu vuosina 1991 ja 1992 Loviisan reaktoripaineastioille suoritettuihin haurasurtumisanalyysiin.

Murtumisriskin/turvallisuusmarginaalin arviointi käytännössä

Murtumismekaniikan arviointimenetelmien toimivuus laboratorio-olosuhteissa yksinkertaisten koekappaleiden yhteydessä ei riitä. Paras tapa varmistaa menetelmien sovellettavuus ja oikeellisuus todellisten rakenteiden arviointiin on analysoida täyden mittakaavan kokeita.

Taloudellisuussyistä osallistutaan kansainväliseen yhteistyöhön. Näin voidaan siirtää Suomeen tietoa laajoista tutkimusohjelmista, joita ei ole mahdollista toteuttaa yksin. Kansainvälistä yhteistyötä tehdään laaja-alaisesti saksalaisen HDR-reaktoriturvallisuustutkimusohjelman (Heissdampfreaktor) kanssa. Reaktoripaineastian paineistettuihin lämpöshokkikuormituksiin (PTS) liittyen osallistutaan OECD:n Fracture Assessment Groupin toimintaan ja venäläisen Prometey-instituutin PTS-kokeisiin yhdessä Imatran Voima Oy:n kanssa.

Tutkimustoiminnan tulevaisuudennäkymiä

Ydinvoimalaitosten rakenteellista tutkimusta on toteutettu VTT:ssä 1970 luvun alkupuolelta lähtien pääasiassa KTM:n, STUK:n ja VTT:n rahoituksen turvin. Tämä julkisrahoitteinen tutkimustoiminnan tuloksena on saatu aikaan korkeaa kansainvälistä tasoa edustavat tutkimusvalmiudet ja tietotaito. Näitä taitoja on tehokkaasti hyödynnetty voimayhtiöiden tilaustutkimuksissa turvaamaan nykyisten laitosten häiriötön ja turvallinen toiminta. Lisäksi korkeinta kansainvälistä huipua edustavat kapeat alueet ovat mahdollistaneet pääsyn useaan sellaiseen hankkeeseen, johon pääsy muuten olisi ollut mahdotonta. Hyötynäkökohdat tiiviistä ja hyvin kohdennetusta kansainvälisestä yhteistyöstä on eittämättä kiistaton.

Jo usean vuoden ajan KTM:n toimesta on annettu ymmärtää, että nykyisiä lai-

toksia palveleva tutkimustoiminta tulisi yksinomaan toteuttaa voimayhtiöiden rahoituksella. Oivana esimerkkinä on jo tämän vuoden rahoitus. Rakenteellisen turvallisuus -tutkimusaiheen alueella julkisrahoitteisen tutkimuksen markkamääräinen väheneminen on noin 20 %:n suuruusluokkaa. Henkilötyömäärissä tarkastellen tämän vuoden volyyymi on noin 14 henkilötyövuotta. Tämä määrä alkaa olla jo hyvin lähellä sitä tasoa, jolla nykyisten valmiuksien ja kansainvälisen yhteistyön ylläpitäminen vaarantuu puhumattakaan uusien henkilöiden kouluttamisesta ja uusien valmiuksien luomisesta. Vaikka julkisrahoitteista tutkimusrahoitusta saataisiin ja varmaan saadaankin osittain korvattua suoraan voimayhtiöiltä tulevalla rahoituksella, liittyy siihen muutamia vaaramomentteja. Ensinnäkin valtaosa voimayhtiöiden tutkimustarpeesta kohdistuu esiintulevien ongelmien ratkaisemiseen hyvin lyhyellä tähtäyksellä, jolloin pitkän tähtäyksen kehitystoiminta ja erityisesti uusien henkilöiden kouluttaminen ydinvoimalaitosalueen asiantuntijoiksi vähenee oleellisesti nykyisestä. Voimayhtiöiden ongelmien ratkaisu vaatii myös valmiuksien jatkuvaa kehittämistä; ongelmien esiintullessa ei tähän enää ole aikaa. Tähän meillä ei ole varaa niin kauan kuin Suomessa ylipäänsä on käytössä ydinvoimalaitoksia.

TkL Rauno Rintamaa on VTT:n metallilaboratorion erikoistutkija, puh. 90-4566879

Assessment of safety of the nuclear installations of the world

The ASSET methodology is one of the most important tools of IAEA to prevent incidents. Since 1986, IAEA has been offering the ASSET service (Assessment of Safety Significant Events Team) as an international mechanism to draw and to disseminate generic lessons for enhancement of the level of operational safety. The writers: Thomas, Banga and Pozniakov are members of the team to co-ordinate and manage this work.

Some of the terms been used, for example: Quality Control, Preventive Maintenance etc., have more broader meaning in ASSET terminology than in classical "nuclear english". The terminology is explained in the article. (editor)

Safety and public perception

On the early morning of 24 March 1992, a press communique from the Russian Federation informs the IAEA that an incident categorized at level 3 of the International Nuclear Event Scale (INES) occurred at Unit 3 of the Leningrad nuclear power plant. The message is immediately disseminated to the 32 Member States participating in the INES Information System (INESIS) - the communication network built around the scale and in-charge of disseminating authoritative information on the impact to safety of any nuclear event - to assist the INES National Officers in providing the media and the public with a timely assessment of the significance to safety of this incident.

In the meantime, the press headlines very rapidly attract public interest by referring to an accident in a Russian plant of the Chernobyl type.

Accident at level 7

On the same day, an accident which would be rated at level 7 on the Interna-

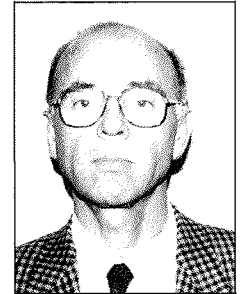
B.A. Thomas



N. Pozniakov



U. Banga



tional Scale occurs in Africa (Dakar, Sénégal). Several tens of people are killed, several hundreds are injured and several thousands will likely suffer from serious health effects in the long term due to the extensive environmental pollution, as a result of an ammoniac release. The press, however, is almost silent on this disaster.

The impact to safety of these two events is, therefore, perceived by the public according to the emotional reactions dictated by the leading press agencies.

On the other hand, no reference is made to the actual and potential consequences of the Leningrad event for a fair and accurate information of the public on the real impact to safety.

Twentyfour hours were necessary to educate the press community on the INES rating procedure to assess the severity of nuclear events. Examples were provided. The event that occurred at Chernobyl, (Ukraine - formerly USSR) in 1986 was an accident rated at level 7 under the criterion "off-site impact" of the INES. The event that occurred at Three Mile Island (USA) in 1979 was an accident rated at level 5 of the INES under the criterion "on-site impact". The events that occurred at Vandellos (Spain) "Inoperability of safety systems due to a fire" and at Gravelines (France) "Undetected inoperability of a safety system" were incidents rated at level 3 of the INES under the criterion "degradation of defence in depth".

In 1991, less than 10 events at level 3, several tens at level 2 and several

hundreds at level 1 occurred at the nuclear power plants worldwide. None of them had an impact off-site, the majority of them was rated under the criterion "degradation of defence in depth".

Rating principles

On 25 March 1992, the Event Rating Form conveying the authoritative information on the Leningrad event reaches the INESIS. The event is rated at level 2 of the INES under the criterion "degradation of defence in depth" on the basis of its actual and potential consequences.

The media quickly realize that the significance to safety of a nuclear event covers three different aspects:

- The first one related to the impact off-site which is of direct interest for the public (release to the environment and dose to the public)
- The second one related to the impact on-site (doses to personnel, contamination, damages to reactor).
- The third one related to the impact on the plant defence in depth system which is of direct interest for Operating and Regulatory Organizations (availability of plant safety provisions for prevention of accidents).

As a result, media coverage decreases sharply on 25 March 1992 due to the fact that the off-site and on-site impacts of the Leningrad event are below the established thresholds of safety significance.

The major lesson to be learned is that correct public perception of the impact

to safety of any event requires from the media first, a simple and common language for mutual understanding and second, reliable information channels. It is the main purpose of the International Nuclear Event Scale Information System.

The primary safety objective: prevention of any accident

For almost five decades, nuclear materials are being used in various industrial applications including research reactors and generation of electricity in now more than 420 nuclear power plants. Since the accident at Three Miles Island in 1979, the safe use of nuclear materials raised a growing concern among the public which was amplified in 1986 by the accident of Chernobyl.

However, it is only in 1988 that an authoritative definition of what nuclear safety is all about was made available by the International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG) in its Document No. 75 INSAG 3 "Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants":

General Nuclear Safety Objective: To protect individuals, society and the environment by establishing and maintaining in nuclear power plants an effective defence against radiological hazard.

The document emphasizes that the meeting of the general safety objective requires a multifacet effort to achieve excellence in each of the fundamental areas that interact in any industrial process such as equipment design, personnel proficiency, procedure adequacy and management.

However, practically, the concept of an appropriate optimum between these fundamental areas is not strongly promoted and the emphasis given to mitigation of accidents questions the reliability of the measures taken for prevention of incidents and accidents.

Public opinions

On the other hand, public requirements grew sharply over the past decades and now go well beyond the safety systems offered by the vendor of a nuclear power plant, beyond the safety provisions requested by the Operating Organization for higher safety margins in operation and also beyond the requirements of the Regulatory Body for mitigation of accidents.

The public demands an absolute safe operation of nuclear installations; no impact on the environment, on the public and on personnel. The public demands an effective defence against radiological hazard to protect individuals, society and the environment. Probabilistic considerations that imply possible occurrence of accidents, event at low likelihood, are received by the public with great reservations.

THE A S S E T APPROACH

MANAGEMENT OF

PREVENTION OF INCIDENTS

IS BASED ON

TWO MAJOR PLANT PROGRAMMES

- PROGRAMME OF PREVENTION OF DEGRADATIONS

- **QUALITY CONTROL**
- **PREVENTIVE MAINTENANCE**
- **SURVEILLANCE**

- PROGRAMME OF EXPERIENCE FEEDBACK

- **ROOT CAUSE ANALYSIS (OF DEVIATIONS AND INCIDENTS)**
- **REPAIRS (ELIMINATION OF DEGRADATIONS)**
- **REMEDIES (ENHANCEMENT OF PREVENTION)**

Accidents are unacceptable. Incidents must be prevented. Deviations should therefore be systematically analysed and corrected to promptly eliminate the root causes of the potential incidents and accidents.

International acceptance of principles

Since 1989, the general safety objective promoted by INSAG was internationally accepted by the countries Member States of the IAEA and OECD, as a basis for the design of the International Nuclear Event Scale (INES), the practical tool for assessing the safety significance of the consequences of nuclear events.

The safety concept conveyed by the INES rating procedure refers to the three safety attributes: impact off-site, impact on-site and impact on plant defence in depth and to eight levels of significance to safety.

While simple in concept, the INES scale has been shown to have a secure technical basis and to provide the only internationally agreed guidance to assess the actual and potential impact to safety of plant operation.

The impact off-site, on on-site or on defence in depth becomes significant to safety only when it exceeds the thresholds that define the lower boundary of the Scale, the border between incidents and deviations.

The general nuclear safety objective defined by INSAG implies that, the primary safety objective of any nuclear power plant manager is to permanently keep the impact of plant operation below the thresholds of significance in the three areas related to safety off-site, on-site and defence in depth. In other words the primary safety objective is prevention of any safety significant events; it is prevention of any incident and accident.

How to meet the primary safety objective: eliminate in advance the root causes of the future accidents

The Document No. 75 INSAG-3 1988 on Basic Safety Principles states that the primary safety objective can only be met if a real safety culture exists at nuclear installations.

It is however only in 1991 that an authoritative definition of safety culture was made available by the INSAG in its document No 75 - INSAG-4-1991 "Safety Culture"

Safety Culture is that assembly of characteristics and attitude in organizations and individuals which establishes that, as an overriding priority, nuclear power plant safety issues receive the attention warranted by their significance.

Since 1986, the integrated approach to operational safety developed by the ASSET Services (Assessment of Safety Significant Events Team) is the practical response to the INSAG recommendations on the introduction of a safety culture in the plant managerial practices with a view to meeting the primary safety objective.

Prevention of any safety significant event will be successful only if:

Safety issues are identified through a comprehensive plant surveillance programme capable of promptly detecting any latent weakness among personnel, equipment or procedures, the three basic operating elements that continuously interact in any industrial process.

Significance to safety is assessed on the basis of a consistent and internationally agreed rating procedure, the INES scale.

Attention is paid through systematic root cause analysis of all deviations below scale in order to eliminate the root causes of the future incidents and accidents.

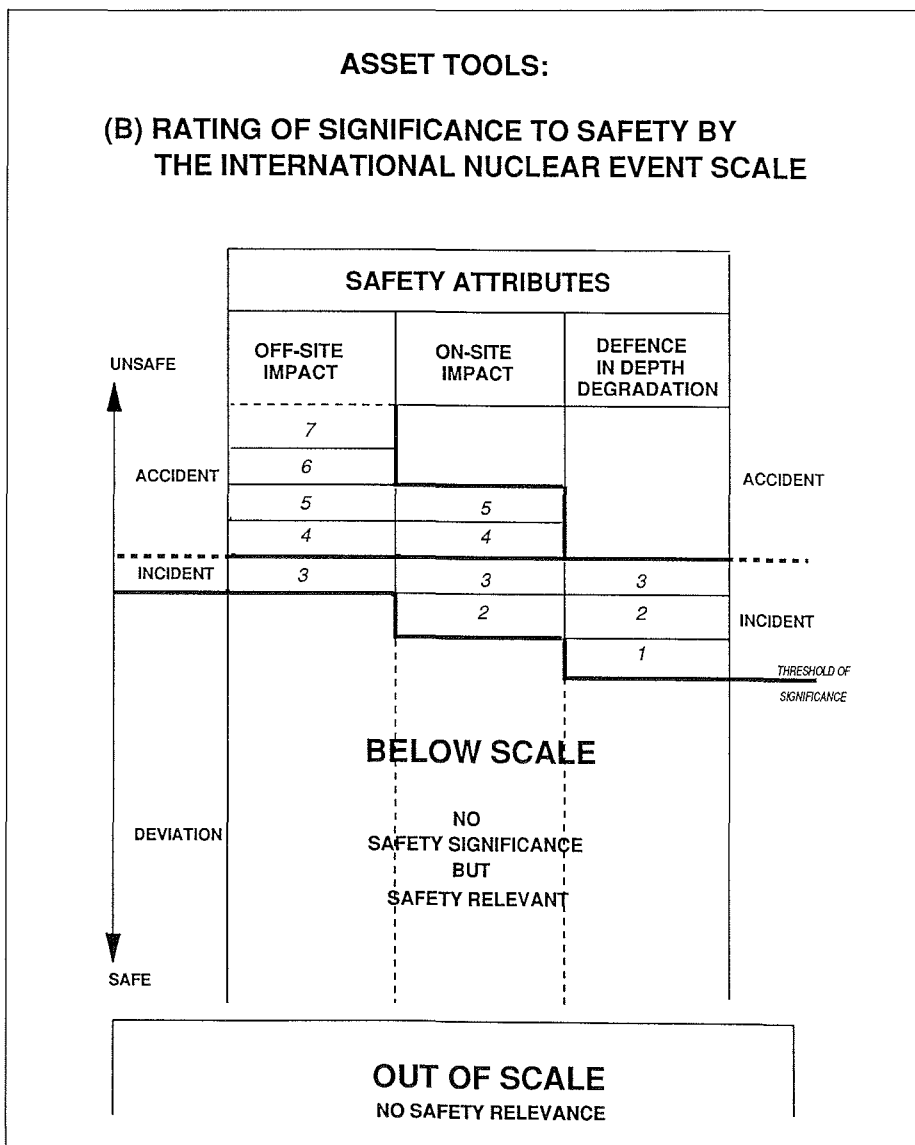
Equipment design, personnel proficiency and procedural adequacy must not be looked at separately but as contributing to the optimum that should be carefully managed to ensure a reliable interaction without any failure that would lead to incidents under adverse circumstances.

Also, effective prevention of any safety significant event requires a clear understanding of the mechanisms which underlie the occurrence of operational events.

The consequences of incidents

Any event of which the actual or potential consequences exceed the lowest thresholds of one of the three safety attributes, (on-site impact, off-site impact, degradations of defence in depth) of the INES, is significant to safety and is considered to be an incident. Incidents can be classified "on scale" from level 1 to 3 on the basis of their impact off-site or on plant defence in depth. Accidents are more significant to safety and are categorized from level 4 to 7, under only 2 criteria "off-site" impact.

"Below Scale" events are not significant to safety. When "below scale" events are relevant to one of the three safety attributes,



utes, they are considered to be deviations. Events which are not relevant to one of the three safety attributes are termed "out of scale".

Deviations relevant to one of the safety attributes remain therefore the main concern of plant managements that are dedicated to prevention of incidents. Deviations are precursors that indicate a potential for future occurrence of incidents if corrective actions are not systematically implemented to eliminate their root causes.

Incidents are operational events that can be categorized in two groups:

Either they result from an incidental failure of one of the basic operating elements while during operation.

or

They result from the discovery by routine surveillance of a deficiency of one of the basic operating elements. This type of incident has usually only potential consequences, the significance of which is rat-

ed under the safety attribute "degradation of defence in depth".

The causes of incidents

The underlying causes of any event are always related to poor management of prevention of incidents and cover in fact two fundamental aspects:

- the direct cause which is the latent weakness or degradation which resulted from the deficiency of the plant activities quality control (Quality Control is understood as the final verification of the level of quality of equipment operability, personnel proficiency and procedure adequacy versus acceptance criteria prior to use in operation.) or preventive maintenance that are intended to prevent any latent weakness or degradation of personnel proficiency, of equipment operability or of procedure adequacy which might lead to incidents under adverse circumstances.
- the root cause which is the deficient of the plant activities surveillance and

experience feedback (analysis, repair, remedy) that are expected to timely detect and promptly eliminate any latent weakness or degradation of personnel proficiency, equipment operability or procedure adequacy before it lead to incidents.

EVENTS (DEVIATIONS, INCIDENTS or ACCIDENTS) occur always because of a

FAILURE (OCCURRENCE) of personnel, equipment or procedures to perform as expected due to a pre-existing

SURVEILLANCE (ROOT CAUSE) (detection of the latent weakness of personnel, equipment or procedures) and/or EXPERIENCE FEEDBACK (restoration of the quality of equipment, personnel or procedures as well as enhancement of quality control, preventive maintenance and surveillance programmes).

Prevention of Incidents

Prevention of incidents means that management eliminate in advance the root causes of the future incidents.

Sound design and adequate operation are prerequisites for safe operation without incidents but it is not sufficient.

Effective management of prevention of incidents is the key factor for long term safe operation as demonstrated by numerous nuclear power plants worldwide. It is based to two major plant programmes:

- The plant programme for prevention of degradations ensures that three basic operating elements that currently interact in any industrial process are at the optimum level of quality in order to perform as expected: Man (personnel proficiency), Machine (equipment operability), Man-machine interface (procedure adequacy).
- The plant programme of experience feedback ensures that the underlying causes of any deviation or incident are identified and promptly corrected.

Prevention of incidents is exclusively an active management process based on the concept of a closed feedback loop.

Lessons learned from operating experience are the starting point of further progress towards the primary safety objective in operation: Prevention of any significant impact off-site, on-site and on the plant defence in depth system.

The programme for prevention of degradations

Effective management of prevention of

ASSET TOOLS

(A) IDENTIFICATION OF SAFETY ISSUES ON THE BASIS OF:

- REGULATORY BODY REPORTING CRITERIA (operational events)
- SAFETY INDICATORS OF PLANT OPERATION (monitoring and trending)

- INDICATORS OF THE SAFETY IMPACT OFF-SITE

- Radioactive releases
- Dose to the public

- INDICATORS OF THE SAFETY IMPACT ON-SITE

- Dose to personnel
- Contamination of plant areas and structures
- Margins to damage of nuclear core

- INDICATORS OF THE SAFETY IMPACT ON PLANT DEFENCE IN DEPTH

- Reliability of safety systems
- Reliability of personnel involved in safety related activities
- Reliability of procedures involved in safety related activities
- Number of activation of safety systems
- Number of application of operational limits and conditions

incidents includes redundant operational provisions to prevent and to timely detect any start of degradation of quality.

Three successive software barriers under close control of plant management ensure that:

- the level of quality required is achieved (quality control).
- the level of quality required is maintained (preventive maintenance).
- any degradation of the level of quality is timely detected (surveillance).

Whenever incidents occur, it demonstrates that, at least, the third barrier is not tight or that the process of elimination of the latent weakness is not efficient.

On the other hand, an effective quality control programme associated with a preventive maintenance programme adjusted to the actual reliability of the basic operating elements would theoretically be sufficient for ensuring that acceptance criteria are permanently met for equipment operability, personnel proficiency and procedure adequacy.

In reality, this restrictive approach has already demonstrated its limits. Unforeseen degradations do happen and incidents still occur at nuclear installations. An extensive capability of timely detecting any latent weakness is necessary because some important aspects of the basic operating elements may have not initially been under plant management control such as design, manufacturing, installation, qualification of equipment or recruitment, training, licensing of personnel or drafting, validation of procedures. It is therefore the duty of the plant manager, solely responsible for plant safety in front of the public, to take the necessary compensatory measures to make accidents impossible, to prevent incidents and consequently to timely identify any existing latent weakness or degradation.

The ASSET approach focusses on both aspects of the plant activities dedicated to ensuring the level of quality of the basic operating elements during operation:

- maintenance of the level of quality, and

— detection of degradation of the level of quality; related to the direct and root causes of events respectively.

Whatever the effectiveness of quality control and of preventive maintenance is, a comprehensive plant surveillance programme is essential to timely detect any latent weakness or degradations that may occur for whatever reason.

Undetected degradation of the level of quality provides a high potential for occurrence of incidents under adverse circumstances.

Surveillance program

The less effective quality control and preventive maintenance are, the more demand there will be for extensive surveillance as part of an effective management of prevention of incidents.

The plant surveillance programme is the ultimate barrier and therefore of utmost importance for identification of latent weaknesses.

The plant surveillance programme should be comprehensive. Personnel proficiency, equipment operability and procedure adequacy are checked against acceptance criteria only on a periodic basis which should be adjusted according to the actual erosion of the quality level. Any erosion of quality faster than the testing interval will not be timely identified by the plant surveillance programme and might leave undetected latent weaknesses that may lead to incidents. For this purpose, plant surveillance programmes are extended to include close monitoring and trending of predictive safety indicators that enable plant management to anticipate exceedance of acceptance criteria that would be detected much later by routine periodic testing.

The programme for experience feedback

Effective management of prevention of incidents includes redundant operational provisions to analyse and promptly eliminate any detected degradation of quality and prevent recurrences.

Three successive steps under close control of plant management ensure that for each detected degradation:

- The direct and root causes of the degradation are identified (analysis)
- The degradation is eliminated (repairs addressing the direct cause)
- The degradation will be prevented in future (remedies addressing the root cause)

These three steps are essential to close the operating experience feedback loop and as a result to enhance the prevention of incidents at plants.

Whenever incidents recur, it demonstrates that the third step is not properly carried out.

On the other hand, a superficial analysis, that leads to corrective actions that only eliminate the degradation, would theoretically be sufficient to restore the level of quality required. However, the root cause that left the degradation undetected up to the time of the incident is still existing.

In reality this restrictive approach has widely demonstrated its limits. Root causes are not eliminated and incidents still recur at nuclear power plants.

Lessons from operating experience should systematically be drawn not only to restore the level of quality of the operating element that failed to perform as expected, but also, more important, to improve effectiveness of the plant activities involved in preventing and detecting any degradation.

The ASSET approach focusses on the actual closure of the feedback loop with a view to enhancing the managerial practices regarding prevention of incidents, the major cornerstone for long term safe operation.

How to ASSES the safety of the nuclear installations: The ASSET investigation methodology

The ASSET investigation methodology

The ASSET investigation methodology enables to eliminate in advance the root causes of the future incidents and accidents.

The ASSET investigation methodology provides the guidance to assess operational safety versus the primary safety objective.

The ASSET investigation methodology is directed to the assessment of the effectiveness of management of prevention of incidents on the basis of an in dept review of plant operating experience.

An ASSET review is neither an audit on plant programmes, procedures, working practices, nor a systematic review of specific areas such as management practices, equipment design, operation, maintenance, radiation protection, technical support, chemistry, emergency preparedness.

An ASSET review is an assessment of the operational safety performance resulting from the managerial practices.

An ASSET review identifies the safety issues, assess their significance and identifies their root causes.

Three major steps

The three major steps of the ASSET investigation methodology are highlighted below:

(1) Identification of the issues relevant to safety

Regulatory Body reporting criteria, Operating Organization reporting criteria, and trending of safety indicators provide the basis to identify all the operational issues that occurred during plant operation.

The relevance to safety of these operational issues is assessed on the basis of the internationally agreed definition of the three safety attributes:

impact off-site:	radioactive doses to public and radioactive releases
impact on-site:	radioactive doses to personnel, contamination and damage to reactor core
impact on defence in depth:	exceedance of authorized functional domain, inoperability of safety systems, loss of defence in depth provisions

— This first step provides two groups of operational issues, one group "safety relevant" and, one group "out of scale".

(2) Assessment of significance to safety of the operational safety relevant issues

The INES rating procedure is used for assessing the significance to safety according to the internationally agreed definition of the eight levels of the Scale.

— This second step ends up with two groups of operational issues, one group significant to safety categorized "on Scale" (incidents and accidents) and one group not significant to safety categorized "below scale" (deviations).

The group of operational issues categorized "on Scale" (incidents) confirms an unsuccessful management of prevention of incidents. However, it is already too late and the ASSET will only check appropriateness of the corrective actions implemented.

The group of operational issues categorized below scale (deviations) attract most of the attention of the ASSET. These precursors of incidents and accidents are carefully reviewed to identify the pending safety issues where implemented corrective actions are inappropriate or incomplete.

(3) Root cause analysis of safety issues

The ASSET root cause analysis method is used to identify the direct and root causes of the safety issues in order to determine the appropriate repairs and remedies.

Recommendations are made on enhancement of the plant Safety Culture for effective management of prevention of incidents. They focus on the level of quality of the equipment, personnel, and procedures, to eliminate in advance the root causes of potential accidents.

- * Management of quality control and preventive maintenance
- * Management of plant surveillance
- * Management of experience feedback (Appropriateness and completeness of corrective actions)

Conclusions of the assessment of plant safety address the plant managerial practices for prevention of incidents and refer to the 10 following principles:

ASSET Management principles for safe operation of nuclear installations

- I. Prevention of any safety significant event (incident and accident) is the primary goal of striving for excellence in operational safety.

Effective management of the prevention of safety significant events:
- II. ensures that the root causes of the future incidents and accidents are eliminated in advance.
- III. ensures that efficient redundant operational provisions are made to compensate for the weak aspect of the installation design by proficient personnel and adequate procedures.
- IV. ensures that the quality level for personnel (proficiency), equipment (operability), procedures (adequacy) is permanently optimal, so that interactions of Man (personnel), Machine (equipment) and Man-machine interface (procedures) never fail.
- V. ensures that the optimum for personnel proficiency, equipment operability, procedure adequacy is achieved (quality control programme), is maintained (preventive maintenance programme) and is verified (surveillance programme).
- VI. ensures that the three software barriers: quality control, preventive maintenance and surveillance are capable of preventing and detecting any deviation and are enhanced through an effective experience feedback programme based on a three step process: analysis, repairs and remedies.
- VII. ensures that the activities related to "prevention of degradations": quality control, preventive maintenance and surveillance are co-ordinated under a unique supervision.

VIII. ensures that the activities related to "experience feedback": root cause analysis, repairs and remedies are co-ordinated under an independent supervision.

IX. ensures that the personnel involved in the activities related to "operation" (or "production") are not responsible for assessing their own operational safety performance.

X. ensures that installation operational safety performance are continuously managed on the basis of close monitoring and trending of predictive safety indicators.

Requests for assessment of the safety of nuclear installations worldwide

The marketing approach

Do you want to operate safety your nuclear installation? (Power plant, nuclear ships, research reactors, hospitals, fuel facilities, agriculture, medicine, biology, etc...)

Eliminate in advance the root causes of the future incidents and accidents.

The practical answer: The ASSET methodology to further enhance Safety Culture in the managerial practices.

An integrated approach to operational safety which,

on the basis of the installation safety performance,

enables to accurately define for each installation the specific Safety Culture principles that should be implemented to achieve:

— The adequate optimum between the installation equipment design, the proficiency of personnel, the adequacy of procedures and,

— The appropriate managerial practices to maintain this optimum and to eliminate in advance the root causes of the future accidents.

The ASSET Service

The various options offered to the IAEA Member States are briefly described:

Type S Mission to conduct a Seminar on Prevention of Incidents: Safety Culture and Management. Training of operators and regulators on use of the ASSET investigation of methodology to identify the safety issues, to assess their consequences to safety and to eliminate the root causes of the future accidents and incidents. (5 days - 3 ASSET lecturers)

Type R Mission to Review the plant operational safety performance, to assess appropriateness of corrective actions and to exchange views on further enhancement of the plant Safety Culture for effective management of prevention of incidents.

Type A Mission to review the root cause Analysis of an event very significant to safety in order to disseminate generic recommendations on Safety Culture for effective prevention of incidents with similar root causes at any power plant. (5 days - 7 ASSET experts)

Type I Mission to assist plant management in Implementing the ASSET recommendations regarding the incident prevention programme (quality control, preventive maintenance, surveillance) and the experience feedback programme (root cause analysis, repairs and remedies). (5 days - 7 ASSET experts)

Type F Mission to Follow-up and to assess enhancement of the plant Safety Culture regarding management of prevention of incidents as a result of the implementation of the recommendations of an ASSET mission Type R. (5 days - 7 ASSET experts)

Mission requested

As of end of April 1992, 50 missions have been requested by the various Member States of the IAEA to deal with operational safety of nuclear installations and advise on prevention of any incident.

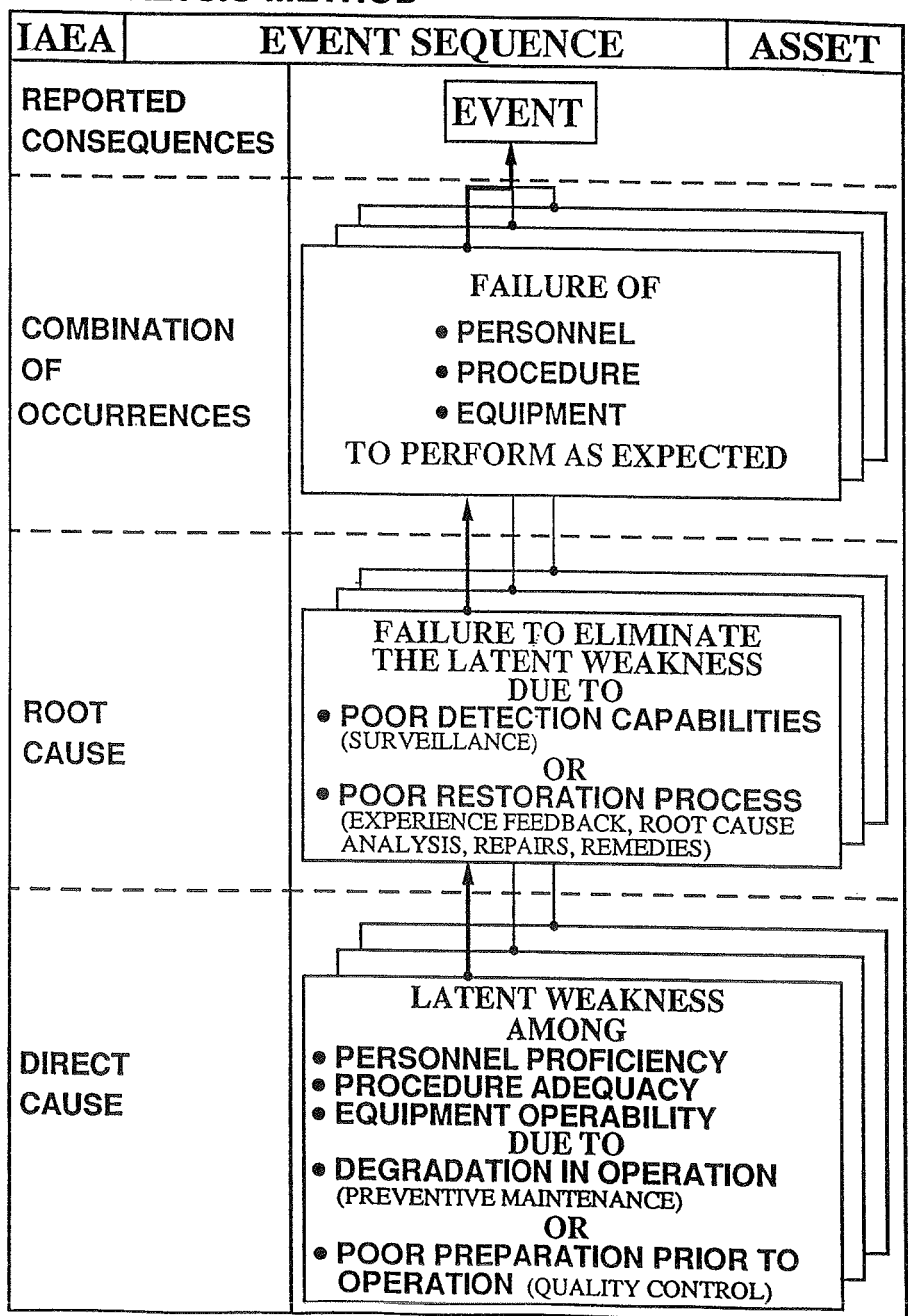
It is interesting to note that 18 of these missions requested the IAEA to train operators and regulators on the managerial practices and on the safety assessment techniques to further enhance prevention of incidents at NPPs.

The cycle of ASSET missions on the reactors VVER 440/230 was completed in 1991. The other cycles in progress are presently related to the following nuclear installations; to PWRs (Krsko, Angra, Gravelines, Fessenheim) to RBMKs (Chernobyl, Kursk, Ignalina, Leningrad) to CANDUs (Karachi), to BWRs (Laguna Verde), to GCRs (Vandellos, Dungeness "B"), to VVERs 440/213 (Paks, Dukovany) and to VVERs 1000 (Balakovo).

As widely recognized, the growing interest in the ASSET services results from the sound technical basis of the ASSET integrated approach to operational safety, from its ability to eliminate in advance the root causes of the future incidents

ASSET TOOLS:

(C) DETERMINATION OF APPROPRIATE REPAIRS AND REMEDIES BY THE ROOT CAUSE ANALYSIS METHOD



and accidents, as well as, from its applicability to any industrial process dealing with nuclear materials such as power plants, nuclear powered ships, fuel cycle facilities, hospitals, research reactors, medicine, agriculture, biology, etc...

More and more nuclear installations around the world are prepared to be exposed to the visit of ASSET teams in order to assess their safety level and to exchange experience on further introduction of practical Safety Culture principles in the current managerial practices for effective prevention of incidents.

This positive development is considered to be a decisive step forwards to meet the public safety requirements worldwide.

References:

- 75 INSAG-3-1988 Basic Safety Principles
- 75 INSAG-4-1991 Safety Culture
- TECDOC No. 632 ASSET Guidelines
- The INES leaflet
- The INES User's Manual

Bernard A. THOMAS:
 Power plant operation and management, coal fired plants, gas cooled reactors, pressurized water reactors. Development of the French operating experience feedback system
 Co-ordinator for the International Nuclear Event Scale (INES) Information System
 Head of the IAEA ASSET Services (Assessment Safety Significant Events Team)

Uco BANGA:
 Power plant operation and management, gas fired plant, cool fired plant, pressurized water reactor

Nikolai POZNIAKOV:
 Nuclear power reactor design: channel type reactors and pressurized water reactors.
 Co-ordination of the Soviet participation in the nuclear safety programmes of the IAEA
 Member of the IAEA ASSET Services

ELÄVÄ PSA OTETTU KÄYTTÖÖN VOIMAYHTIÖISSÄ JA SÄTEILYTURVAKESKUKSESSA



Todennäköisyysperustainen riskianalyysin (PSA) käyttö on siirtynyt uuteen vaiheeseen. Säteilyturvakeskus (STUK), Imatran Voima Oy (IVO) ja Teollisuuden Voima Oy (TVO) ovat yhteisvoimin sitoutuneet ottamaan käyttöön ns. Elävän PSA:n. Elävän PSA:n käyttöönotosta on allekirjoitettu STUK:n ja voimayhtiöiden väliset sopimukset. Elävä PSA ei ole kertakäyttötuote, vaan sitä käytetään ydinvoimalaitosten riskien valvonnan välineenä laitoksen koko käyttöänsä ajan.

PSA-kulttuurin historia

Kun Norman V. Rasmussen tutkimusryhmänsä kanssa julkaisi vuonna 1975 ensimmäisen laajan ydinvoimalaitoksia koskevan riskitutkimuksensa, tuloksien arveltiin hyväksyttävällä tarkkuudella kuvailevan myös muiden kevytvesireaktorioiden riskejä. Vuosien kuluessa on kuitenkin selvinnyt, että riskit ovat voimakkaasti laitoskohtaisia. Laitokset ovat pitkälle yksilöitä ja niiden riskit riippuvat laitosten suunnittelusta, käytöstä, laitteiden luotettavuudesta, käyttöhenkilöstön kyykykyydestä, koulutuksesta jne. Rasmussen tutkimuksen jälkeen laajoja laitoskohtaisia riskitutkimuksia on tehty kymmenittäin.

Kehitys Suomessa

Elävän PSA:n käyttö säteilyturvakeskuksessa ja voimayhtiöissä on seurausta PSA alueen pitkäaikaisesta ja johdonmukaisesta kehitystyöstä Suomessa. Loviisan ja Olkiluodon laitosten lupakäsittelyn yhteydessä kaikkien turvallisuusjärjestelmien luotettavuus arvioitiin STUK:n vaatimuksesta luotettavuusmenetelmillä. VTT ja voimayhtiöt tekivät järjestelmäkohtaiset luotettavuusanalyysit yhteisvoimin.

STUK:n tavoitteet

Vuonna 1984 STUK edellytti, että kumpikin voimayhtiö tekee laitoksilleen laajan PSA tutkimuksen käyttäen työn tekemiseen pääosin omaa laitoshenkilöstöään. STUK asetti tutkimusten tavoitteeksi

- selvittää kunkin laitoksen tärkeimmät onnettomuusmahdollisuudet
- paljastaa suunnittelun, laitteiden ja menettelytapojen heikkoudet ja niiden tarvitsemat korjaustoimenpiteet
- saada laitosten henkilökunta laajasti ymmärtämään laitosta entistä paremmin kokonaisuutena ja ymmärtämään erilaisten onnettomuustilanteiden fyysikaalinen ja ajallinen eteneminen ja
- parantaa henkilökunnan kykyä ymmärtää järkevät ja oikea-aikaiset vastatoimenpiteet onnettomuuden estämiseksi ja lieventämiseksi.

Tavoitteen saavuttamiseksi STUK vaati, että voimayhtiöt tekevät PSA:nsa pääosin oman laitos- ja teknisen henkilökuntansa eikä konsulttien avulla. Tämä vaatimus oli samalla tärkeä edellytys myöhemmin käyttöönotettavaa Elävää PSA:ta varten. PSA:n käyttö ydinvoimalaitosten valvonnan välineenä nähtiin tärkeäksi, koska STUK:n ja voimayhtiöiden välillä on käynnissä jatkuva turvallisuuskeskustelu. Turvallisuusasioiden ratkaisemiseksi oikealle ja johdonmukaisella tavalla tarvitaan keskusteluväline, joka antaa molemmille osapuolille yhtä tehokkaat mahdollisuudet turvallisuusarvioiden tekemiseen. YVL-ohjevaatimukset

Toinen tärkeä virstanpylväs Elävän PSA:n käyttöönottamiselle oli YVL ohje 2.8, joka antoi ohjeet siitä, miten PSA:ta tullaan käyttämään mahdollisten uusien ydinvoimalaitosten lupakäsittelyssä soveltuvuuden ja esisuunnittelun, rakentamisen valvonnan ja laitoksen käytön valvonnan välineenä. YVL 2.8 esitti PSA:n käytön vaatimukset ja PSA:n eri vaiheiden ajoituksen. Mini-PSA, tason 1 PSA, suppea tason 2 PSA ja laaja tason 2 PSA sijoittuvat tarkoin määriteltynä vaatimuksina laitoksen lupakäsittelyn avainkohtina olevien periaatepäätöksen, rakentamisluvan ja käyttöluvan lomaan. PSA kulkee punaisena lankana ydinvoimalaitoksen elämässä esisuunnittelun, rakentamisen ja käyttövaiheen mukana sen eliniän loppuun asti. YVL 2.8 oli myös päätös Elävän PSA:n käyttöönottamiselle tulevaisuudessa sekä STUK:ssa ja voimayhtiöissä.

Edistääkseen Elävän PSA:n tulevaa käyttöönottoa STUK aloitti vuonna 1988 suurikapasiteettisen ja nopean PSA ohjelman kehitystyön, jotta voimayhtiöiden käyville laitoksille tekemät PSA mallit ja niihin liittyvät laitoskohtaiset käyttökokemukset saataisiin tehokkaasti hyödynnettyä päätöksenteossa.

Elävän PSA:n käyttöönotto

Voimayhtiöiden tason 1 PSA:t valmistuivat kesällä 1989 ja toimitettiin välittömästi STUK:n tarkastettaviksi. STUK teki pikaisen esitarkastuksen ja antoi välittömästi muutamia suosituksia laitosmuutoksiksi, jotta PSA:n osoittamat tärkeimmät muutostarpeet tulisivat nopeasti toteutetuiksi. Voimayhtiöiden tason 1 PSA:t saatiin tarkastettua STUK:ssa vuonna 1991. Tarkastusten kuluessa järjestettiin yhteisiä kokouksia, joissa tuloksista keskusteltiin. Tarkastuskokousten seurauksena tehtiin vielä muutamia laitosmuutoksia ja ohjeistomuutoksia. Myös PSA malleihin tehtiin muutoksia ja täsmennyksiä ja eräitä konservatiivisia malliolettamuksia muutettiin realistisemmiksi.

Vuoden 1991 aikana otettiin STUK:ssa käyttöön STUK PSA ohjelman kehitysversio, jonka koekäytössä voimayhtiöt olivat voimakkaasti mukana. Tämän jälkeen STUK ja voimayhtiöt tekivät sopimuksen Elävän PSA:n ottamisesta käyttöön. Sopimus sisälsi vastuuta jokaiselle osapuolelle. STUK antoi voimayhtiöille käyttöoikeuden STUK:n PSA ohjelmaan edistääkseen voimayhtiöiden PSA:en ja siihen liittyvien laitoskohtaisten käyttökokemusten tehokasta käyttöä. STUK sitoutui ylläpitämään ohjelmaa, korjaamaan puutteet ja virheet ja kehittämään mallia Elävän PSA:n kehittyvien tarpeiden mukaisesti.

Voimayhtiöt sitoutuivat puolestaan antamaan PSA mallinsa ja datansa STUK:n PSA-ohjelmaan soveltuvana ohjelmätiedostona STUK:n käyttöön. Lisäksi voimayhtiöt sitoutuivat ylläpitämään ja päivittämään PSA mallinsa kerran vuodessa ja kun olennaisia muutoksia on tehty laitosella tai on tapahtunut käyttökokemuksissa. Sopimuksen perusteella STUK ja voimayhtiöt saivat käyttöönsä seuraavat Elävän PSA:n välttämättömät osatekijät automatisoituna:

- tarkastettu laitoskohtainen tason 1 PSA malli, joka on voimayhtiön henkilöstön tekemä ja sisältää riittävän yksityiskohtaiset järjestelmäriippuvuusmallit
- laitoskohtainen käyttökokemusten keräys ja käsittelyjärjestelmä, joka sisältää perusteellisen tilastollisen analysointimenetelmän
- käyttäjäystävällinen, suurikapasiteettinen ja nopea PSA ohjelma, joka soveltuu myös PSA mallin nopeaan muuttamiseen

— organisaation tuki Elävän PSA:n käytämiseksi ja PSA:n virallinen asema organisaatiossa.

STUK:n ja voimayhtiön tekemä sopimus on antanut osapuolten käyttöön kaikki tarvittavat välineet Elävän PSA:n käyttöönottamiseksi, jotta yllä esitetyt Elävän PSA:n edellytykset tulevat tyydyttyiksi.

Elävä PSA käytännön työssä

Sekä voimayhtiöt että STUK ovat jo käyttäneet PSA:ta Elävän PSA:n mallin mukaisesti laitosten turvallisuusasioiden hoitamisessa ja turvallisuusasioiden ratkaisemiseksi voimayhtiön ja STUK:n välisissä keskusteluissa.

IVO on käyttänyt Elävää PSA:ta useiden PSA:n osoittamien laitosmuutosten tekemiseen vuosina 1990-92.

Tärkeimpiä laitosmuutoksia ovat: Uuden sähkö- ja elektroniikkahuoneiden jäähdytysjärjestelmän suunnittelu ja toteutus, jotta suojaus- ja ohjaustoiminnot kyetään varmistamaan myös kuumina kesäpäivinä; sivumerivesipiirin jakaminen kahdeksi redundanssiksi, jotta järjestelmässä sattuva putkivuoto ei johtaisi koko järjestelmän menetykseen; pääkiertopumpun tiivistevuodon todennäköisyyden pienentämiseksi tehdyt muutokset (pumpun pysäyttäminen liian pienestä tiivistevirtauksesta ja takaisinpyörinnan estolaitteen parantaminen); hätäjäähdytysjärjestelmän minimikiertolinjan sulkuventtiilien vaihtaminen luotettavammin sulkeutuvaan, jotta veden pakeneminen jäähdytyskierrosta takaisin hätäjäähdytysjärjestelmään tapahtuu varmasti esityksi sekä eräät ohjeistomuutokset.

Loviisan laitoksen elävä PSA

Loviisan PSA malli revidoitiin kahdesti vuosina 1990-92, jotta malli pysyisi ajan tasaisena. Laitosmuutosten tekemisen apuna oli Loviisa PSA:n laaja herkkyys- ja epävarmuus- ja tärkeysmitta-analyysi, joka varmisti laitosmuutosten järjestyksen. Loviisa PSA on osoittanut, että laitoksella on vielä tehtävissä muutoksia, joilla saavutetaan merkittävää turvallisuuden paranemista. Uudella lisävesitankilla ja lisäämällä paineenalentaamisen luotettavuutta — paineistimen ruiskutusjärjestelmää parantamalla, voidaan höyryntimen vuotojen aiheuttamaa riskiä selvästi alentaa.

TVO:n PSA

TVO paransi PSA:n tulosten perusteella reaktorin pinnan korkeuden mittausjärjestelmän testattavuutta ja teki muutamia muutoksia laitoksen käyttöohjeisiin. TVO on käyttänyt Elävää PSA:ta päätöksenteon tukena useilla eri tavoilla. Syksyllä 1991 päähöyrylinjan eristysventtiilien ohjauksessa havaittiin kaksi erilaista vikaa, joista ensimmäinen (TVO I:llä)

hieman heikensi venttiilien kiinniohjautuksen luotettavuutta ja toinen (TVO II:lla) lisäsi hieman aiheuttoman sulkeutumisen todennäköisyyttä. Koska PSA mallissa ei kyseisiä venttiileitä ollut mallinnettu, oli mallia laajennettava. Pilotventtiilien häiriöistä aiheutuva riskin lisäys osoitettiin PSA:n avulla numeerisestikin pieneksi. Tämä oli väkevä argumentti TVO:n perustellessa tehoajon jatkamisen järjestyttä STUK:lle, joka sallikin tehoajon jatkamisen molemmissa tapauksissa. Kolmas vika oli samanlainen ensimmäisen vian kanssa. Sen tapahduttua laitos kuitenkin ajettiin alas venttiilien tarkastusta varten, koska epäiltiin systemaattista vikautumista.

TVO II:n tulipalo huhtikuussa 1991

Keväällä 1991 sattuneessa TVO II:n tulipalossa, joka katkaisi yhteydet valtakunnan verkkoon useaksi tunniksi, elävää PSA:ta käytettiin turvallisuusmarginaalin laskemiseen ja tarvittavien toimenpiteiden arvioimiseen jo tapahtuman aikana. PSA osoitti, että turvallisuusmarginaali oli koko tulipalon ajan hyvä. Todennäköisimpien vakavimpien vikoja korjaamisen ja laitosten välisen sähköyhteyden kytkemiseen varauduttiin laitospaikalla. Vastavat laskelmat suoritettiin samaan aikaan myös STUK:ssa ja tuloksia verrattiin tulipalon aikana toisiinsa. Tulokset olivat lähellä toisiaan, joskin STUK:n laskelmat osoittivat hiukan pienempää turvallisuusmarginaalia johtuen pessimistisistä laskentaoletuksista. Tapahtuman seurauksena sähkökytkentöjen luotettavuutta laitoksen ja ulkoisen verkon välillä parannettiin jakamalla varasähköyhteys kahteen erilliseen syöttöreittiin omine 110 kV muuntajineen.

Edellä esitettyjen esimerkkien lisäksi TVO on käyttänyt Elävän PSA:n antamia mahdollisuuksia jo useita kertoja STUK:n ja TVO:n välisissä turvallisuusasioita käsittelevissä keskusteluissa.

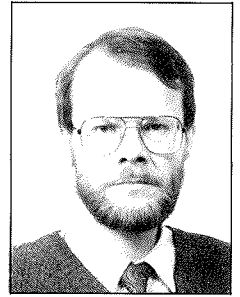
Johtopäätöksiä

Vaikka Elävä PSA on osoittanut tehokkuutensa turvallisuusasioiden hoitamisen välineenä sekä voimayhtiöissä että STUK:ssa, on silti todettava oikeaksi vanha sananlasku "vaatteet tekevät miehen". Elävä PSA ei ole varsinaisesti mitään uutta, vaan sama vanha ja luotettava PSA, joka on vain saanut uudet vaatteet ts. tehokkaan ja laajan PSA ohjelman, hyvin yksityiskohtaiset laitosmallit ja yhteyden tehokkaiisiin datan käsittelyjärjestelmiin, jotka päivitetään säännöllisesti. Uudet vaatteet tekevät PSA:sta työkalun, jota voidaan käyttää myös lyhyen tähtäimen päätöksenteon tukena. Myös laitosmallia voidaan muuttaa nopeasti, luoda siihen täydennyksiä ja tarkennuksia. PSA:n saama uudet muodikkaat vaatteet ja lempinimi "Elävä PSA" antavat PSA:n käyttöön uutta pontta ja tehoa.

Lähteet

- 1 Virolainen, R.K., Use of Probabilistic Safety Assessment for Operational Safety, PSA'91 (Proc. Int. Symp., Vienna, 1991), IAEA (1992).
- 2 Niemelä, I.M., Properties of Finnish STUK PSA-Code, Second TÜV-Workshop on Living PSA Application, Hamburg, May, 1990.
- 3 Virolainen, R.K., Living-PSA—A Communication Tool Between Regulator and Utilities, Second TÜV-Workshop on Living PSA Application, Hamburg, May, 1990.
- 4 Andsten, R.S., Vaurio, J.K., Sensitivity, Uncertainty and Importance Analysis of a Risk Assessment, Nuclear Technology (in press, 1992).
- 5 Jänkälä, K.E., Vaurio, J.K., Empirical Bayes data analysis for plant specific safety assessment, Probabilistic Safety Assessment and Risk Management, PSA'87 (Proc. Int. Top. Conf. Zürich, 1987), Vol. 1, TÜV Rheinland (1987) 281.
- 6 Jänkälä, K.E., Vaurio, J.K., Component aging and reliability trends in Loviisa nuclear power plant, Probabilistic Safety Assessment and Risk Management, PSA'89 (Proc. Int. Top. Conf. Pittsburgh, 1989), American Nuclear Society (1989).
- 7 Himanen, R., Kosonen, M., Saarenpää, T., Salmela, J., Plant Specific PRA with Emphasis on Human Performance and Dependences, International Conference on Thermal Reactor Safety, Avignon-France, October 2-7, 1988.
- 8 Silvennoinen, J., Himanen, R., Salmela, J., Plant Specific Data Gathering for TVO I/II PRA, SRE, Västerås-Sweden, 1988.
- 9 Taivainen, K., Himanen, R., Jantunen, V.-M., Probabilistic Fire Analysis for TVO Units I and II. IAEA—Fire Protection and Fire Fighting in Nuclear Installations, Vienna, 27. February—3. March, 1989.
- 10 Himanen, R., Toivola, A., PRA Program on NPP TVO. PSAM, Los Angeles, February, 1991.

Ylitarkastaja Reino Virolainen on säteilyturvakeskuksen luotettavuusjaoksen päällikkö, puh. 90-70821



PSA — TYÖKALU YDINTURVALLISUUDEN HALLINTAAN

TVO:ssa PSA (todennäköisyyspohjainen turvallisuusanalyysi) on lähes kahdeksan vuotta vanha käsite. PSA:n aloituspäiväksi voitaneen katsoa 5.10.1984, jolloin TVO:n operatiivinen ryhmä teki päätöksen sydämen sulamisen todennäköisyyden selvittämisestä. Pari viikkoa myöhemmin säteilyturvakeskus esitti asiaa koskevan vaatimuksen, joka tosin edellytti laajemman PSA:n tekemistä, kuin operatiivinen ryhmä oli ajatellut. Toki TVO:ssa on jo 70-luvulla tehty luotettavuusanalyysyjä järjestelmien lisensointia varten. Ne kuitenkin rajoittuivat yksittäisiin järjestelmiin, eikä niissä tutkittu järjestelmien keskinäisiä riippuvuuksia, jotka näyttävät olevan moniredundantisessa laitoksessa merkittävä riskitekijä. Vuosien varrella TVO:n PSA on kehittynyt paljon pitemmälle, kuin alussa osattiin odottaa. PSA:n nopeus, laajuus ja tarkkuus on kehittynyt huomasti; sillä voidaan esimerkiksi välittömästi arvioida sydämen vaurioitumistodennäköisyyden muuttuminen häiriötilanteissa ottaen huomioon vioittuneet tai muuten toimintakunnottomat laitteet. Tämä tuli testattua TVO 2:lla huhnikuussa 1991 sattuneessa kytkinlaitospalossa. PSA on oivallinen väline riskien mittaamiseen ja mahdollistaa entistä objektiivisemmän ja tasapainoisemman toimenpiteiden perustelun viranomaisen kanssa käydyissä keskusteluissa.

Projektin alku

TVO:n PSA aloitettiin esitutkimuksella ja ensimmäinen varsinainen PSA-projekti käynnistyi vuonna 1985. Projekti keskittyi ns. perus-PSA:han, joka tarkoittaa suojarakennuksen sisällä tapahtuviin vuotoihin, ulkoisen sähköyhteyden menetykseen ja pikasulkuihin liittyvän sydänvaurioriskin tutkimista. Perus-PSA vaatii yli

kymmenen henkilötyövuoden panoksen, josta 80 prosenttia oli TVO:n oman henkilökunnan tekemää. Perus PSA:n loppuraportti - seitsemän mapillista — valmistui vasta vuonna 1989. Tuolloin oli tutkittu kaikki sydänvaurion ehkäisemiseen tarkoitettuja turvallisuusjärjestelmät sekä sellaiset normaalit käyttöjärjestelmät, joilla voidaan jäähdyttää reaktorisydäntä, mikäli varsinaiset turvallisuusjärjestelmät jostain syystä eivät toimisi suunnitellulla tavalla. Nämä järjestelmät analysoitiin yksityiskohtaisesti, ja niille laadittiin luotettavuusmallit. Mallien avulla sydänvaurioriskistä esitettiin estimaatti sekä listattiin tärkeimmät siihen vaikuttavat tekijät.

Tulva-, palo- ja seisokki-PSA

Vuonna 1988 päätettiin selvittää paloriskit sekä viranomaisen vaatimuksesta myös tulvariskit. Laitoksen palo-ominaisuudet selvitettiin jokaisessa huoneessa paikan päällä. Seisokkiin liittyviä riskejä alettiin tutkia vuonna 1990 VTT:n avustuksella SePRA-projektina. Aiemmin seisokkiriskejä on maailmassa tutkittu hyvin vähän. TVO:ssa saadut alustavat tulokset näyttävät samansuuntaisilta ranskalaisilta painevesilaitoksilta saatujen tulosten kanssa: seisokkissa kertyvä riski on samaa suuruusluokkaa kuin koko tehoajojakson aikana kertyvä riski, vaikka seisokki kestääkin vain pari viikkoa.

Tason 2 PSA

TVO:n tähänastiset PSA-projektit ovat keskittyneet sydänvauriiriskien vaikuttavien tekijöiden selvittämiseen. Säteilyturvakeskuksen vaatimuksesta analyysia on kuitenkin jatkettava siten, että selvitetään myös sydänvaurion jälkeinen tilanne, ja onnettomuustilanteissa tapahtuvien päästöjen suuruudet ja todennäköisyydet. Tällaisesta ns. tason 2 PSA:sta tehtiin aluksi esitutkimus, jossa selvitettiin, mitkä ilmiöt ovat erityisen tärkeitä TVO:n tyyppisessä laitoksessa, ja mihin analyysi tulee keskittämään.

TVO:n PSA:ta on tehty projekteina. Tutkimuksissa on pyritty noudattamaan periaatetta ”Työn tekeminen on parasta koulutusta”. Projektiryhmiin kutsuttiin henkilöitä, jotka joutuvat tekemisiin analysoitavien järjestelmien tai töiden kanssa. Näin tutkimuksen tulokset palautuvat nopeimmin niitä tarvitseville.

PSA:n vaikutukset laitoksen käyttöön

Toistakymmentä vuotta sitten valmistuneiden TVO:n laitossyksiköiden sydänvaurioriski on pieni, vaikkakaan se ei aivan täytä tänä päivänä rakennettaville voima-

laitoksille asetettavia tiukkoja vaatimuksia. Riskiä on edelleen pienennetty analyysin kuluessa. Esimerkiksi häiriötilanteisiin liittyvää ohjeistoa on täydennetty ja suojarakennuksen toimintakuntoisuuden valvontaa on tehostettu. Rakenteellisilla muutoksilla riskiä voidaan pienentää hyvin vähän, ja eräissä tapauksissa itse muutostyö voi aiheuttaa suuremman kertariskin kuin käytön jatkaminen ilman muutosta. Paloanalyysi on kuitenkin tuonut esille eräitä sprinklausjärjestelmiin liittyviä pienehköjä puutteita, joiden toteuttaminen näyttää kannattavalta. PSA:n avulla on valittu häiriötilanteita simulaattoriopetukseen. Niistä tehdyillä havainnoilla on voitu tarkentaa PSA:n malleja. Yleensä koulutettavat ovat olleet tyytyväisiä päästessään harjoittelemaan onnettomuustilanteita ja hätätilanneohjeiden käyttöä, vaikka monet ovatkin pitäneet itse häiriötilanteita mielikuvituksellisina niihin liittyvien monien vikojen vuoksi.

Tuloksia lähes realiajassa

PSA:n nopeus on kehittynyt huomasti. Vielä neljä vuotta sitten mallin ratkaisu vaati parin viikon istumisen ND-500 tietokoneen päätteellä. Tänä päivänä monta kertaa suurempi malli ratkeaa tehokkaimmissa mikroissa 45 minuutissa yhdellä käskyllä STUK:n kehittämällä SPSA-ohjelmalla. Mallin ja sen rajoitukset tuntee henkilö selvittää yhden laitteen huollon tai vioittumisen vaikutuksen muutamassa minuutissa. Valvomon tai kunnossapidon itsenäiseen käyttöön PSA ei kuitenkaan ole vielä valmis.

Hiellä ja rahalla tuloksiin

Paljon työtä, hikeä ja rahaakin PSA:n kehittäminen on vaatinut, ja kehitystyö jatkuu edelleen. Tällä hetkellä kehitys keskittyy laitosspesifisen luotettavuustietojärjestelmän uudistamiseen ja PSA:n päivitysrutiinin automatisointiin. PSA:lla on voitu osoittaa, että riskin pienentäminen ei välttämättä vaadi suuria investointeja. Sen voima onkin kannattavien parannusten priorisoinnissa. Ydinvoimaan liittyvät kasvavat turvallisuusvaatimukset ovat johdaneet yhä uusiin haasteisiin ja tietotekniikan välineiden kehittyminen on auttanut niiden täyttämässä. Kun PSA nyt voidaan ottaa työkaluna tuotantokäyttöön, TVO on tällä alalla kehityksen kärkisijoilla. Siinä pysyminen ja uusiin haasteisiin vastaaminen vaatii kuitenkin jatkuvia ponnistuksia.

DI Risto Himanen on Teollisuuden Voima Oy:n kehitysosaston turvallisuusosaston luotettavuusjaoksen päällikkö, puh 938-3811.



Paloturvallisuuden arviointi ydinvoimalassa

Kun nykyisin käytössä olevia ydinoimaloitamme suunniteltiin, paloturvallisuus ei keskeisiä ydinteknisiä osia suunniteltaessa ollut avaintekijä. Riskianalyysit ja erityisesti suuronnnettomuudet, kuten Browns Ferry ja Tsernoby, havahtuttivat suunnittelijat huomaamaan sen suuren merkityksen. Tulipalo voi olla vakava reaktorionnettomuus sinänsä. Mikä on vielä pahempaa, vaatimatonkin tulipalo herkässä kohdassa voi olla huomattavasti vakavamman reaktorionnettomuuden alkutapahtuma. Riskianalyseista on päätelty, että vakavissa reaktorionnettomuuksissa tulipalo on joko alkusyyinä tai osallisena huomattavalla prosentiosuudella.

Suunnitteluperiaatteiden unohtamista

Perinteisessä paloturvallisuusajattelussa paloja vastaan taistellaan

- ehkäisemällä syttymistä
- edistämällä palonalun havaitsemista
- rajoittamalla palon leviämistä
- tehostamalla palon sammuttamista ja
- suojaamalla naapurustoa ja ympäristöä palon vaikutuksilta

Kun riskitodennäköisyyksistä ei vielä ollut numerotietoja, vanhimmissa voimalarakennuksissa ydinteknistä osaa suunniteltaessa näistä säännöistä heikoimmin noudatettiin kohtaa C. Laitoksen turvallisuuden kannalta rinnakkaiset hallintajärjestelmät ovat osoittautuneet välttämättömiksi. Jotta ne todellisuudessa pysyisivät rinnakkaisina myös tulipalon aikana, ne olisi tehokkaasti eristettävä toisistaan. Tätä ei ole järjestelmällisesti tehty kaikissa laitoksissa. Alkuperäisten järjestelmien eristäminen eli osastointi on vaikeaa, joskus jopa mahdotonta suorittaa, jolloin riittävä varmistus on hoidettava esim. rakentamalla uusia täysin riippumattomia turvallisuusjärjestelmiä. Siksi vanhojen laitosten turvallisuutta arvioitaessa on tärkeätä tuntea palon eteneminen laitoksessa sen jälkeen kun se on syttynyt.

Sekä uusien laitosten suunnittelussa, että jo olemassa olevien laitosten turvallisuustarkasteluissa on olennaista tietää, kuinka nopeasti palo voi tuhota jonkin tietyn laitteen kun se on jossain kohtaa syttynyt. Tähän kysymykseen ei voida vastata silmävaraisesti eikä sormituntumalta vahvankaan kokemuksen perusteella. Myöskään kokeiden suorittaminen yksittäistapauksia varten ei kustannussyistä tule kysymykseen. Tulipalojen numeeriset simulointiohjelmat pystyvät vastaamaan näihin kysymyksiin jo melko luotettavasti.

PALOME-projekti

VTT:n palotekniikan ja ydinvoimatekniikan laboratorioissa on tehty ydinvoimaloiden paloturvallisuustutkimusta tehostusti vuodesta 1985. Erityisesti tutkimus on keskittynyt projektiin Ydinvoimalaitosten palojen laskentamenetelmät (PALOME), jonka ensimmäinen osa on juuri päättynyt. Tutkimusta tehtiin vuosina 1988- 92. Sen laajuus oli n. 4,5 henkilötyövuotta ja kokonaiskustannukset 2,7 miljoonaa markkaa.

Projektin tavoitteina on ollut

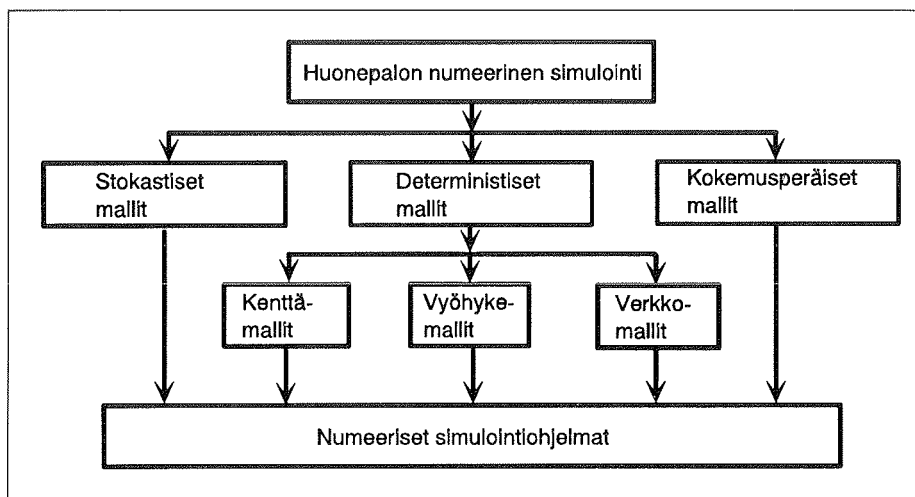
- parantaa palotutkimuksen numeerisen laskennan tasoa Suomessa,
- hankkia suoria mittauksia ydinvoimalaitosten tulipaloista ja

(3) hankkia tietoja eri laskentaohjelmien suorituskyvystä

- Ensimmäistä kohtaa on toteutettu hankkimalla Suomeen erilaisia numeerisen simuloinnin tietokoneohjelmia, ottamalla niitä käyttöön sekä kehittämällä niitä edelleen.
- Toisen osan pääsisältö on ollut osallistua yhteistyökumppanina Saksassa Kernforschungszentrum Karlsruhessa (KfK) toteutetun koeohjelman PHDR Sicherheitsprogramm palotekniseen osaprojektiin.
- Kolmannen osan ovat muodostaneet tulipalojen numeerisilla simulointiohjelmissa tehdyt kokeiden laskennat, niiden tulosten vertailut muilla ohjelmissa laskettuihin, matkat tutkimuslaboratorioihin ja henkilökohtaiset yhteydet alan tutkijoihin. Koska ala on uusi ja siitä kirjoitettu kirjallisuutta sekä laskentaohjelmat vielä vakiintumattomia, henkilökohtaisten suhteitten paino todellisen tiedon hankinnassa on ollut ratkaisevan tärkeä.

Laskentaohjelmien kartoitus

Ennen projektin alkua kartoitettiin maailmalla käytössä olevat tulipalojen laskentaohjelmat. Niitä löytyi suuri joukko (useita kymmeniä) vaikka meillä oli silloin käyttökokemuksia vasta aniharvasta. Ohjelmat voidaan jakaa niiden käyttäjän teoreettisen kuvauksen perusteella erilaisiin ryhmiin. Kartoituksella etsittiin tarpeisiimme sopivia sekä ohjelmien ominaisuuksien että niiden saatavuuden ja käytettävyyden perusteella. Valtaosa oh-



Tulipalon simulointiohjelmien eri tyyppit ja niiden sukulaisuussuhteet.

jelmistä oli ja on edelleenkin laboratorion prototyyppisiä tai ainakin vielä ensimmäisen sukupolven versioita. Siitä johtui suuria rajoituksia ohjelmien käyttökelpoisuuteen. Alempana kuvataan kolme eri ohjelmatyyppiä hieman tarkemmin.

Tiedonsiirto

Projektissa tiedonsiirto oli olennainen osa, sillä tietoa oli maailmalla runsaasti tarjolla. Kokeellisten tulosten saamiseksi VTT oli solminut yhteistyösopimuksen KfK:n PHDR-projektin kanssa, jonka palotekniseen osaan PALOME-projektilla liitettiin. Kokeet tehtiin käytöstä poistetussa reaktorissa Kahl am Mainissa lähellä Frankfurtia. Osallistuimme palokokeiden suunnitteluun, niiden tulosten arviointiin, kokeiden numeeriseen simulointiin sokkona ennen koetta sekä jälkikäteen. Lopulta osallistuimme samaa koetta laskeneiden ohjelmien tulosten vertailuun. Näissä asioissa tehtiin pari kolme matkaa vuosittain Karlsruheen tai Kahlisiin.

Alan tutkimuslaitoksiin ja konferensseihin osallistuttiin Länsi-Euroopassa, Yhdysvalloissa ja Japanissa. Niistä kirjoitetut raportit, erilaiset kokoukset, luennot ja seminaariesitelmät pitivät rahoittajia sekä muitakin asiasta kiinnostuneita päivän tasalla simuloinnin viimeisistä kehityksistä.

VTT:n tutkijat saivat lyhytaikaisilla käynneillä arvokasta tietoa simuloinnista Englannin, Yhdysvaltain ja Japanin tutkimuslaitoksista. Sitäkin merkittävämpiä olivat ulkomaisten tutkijoiden vierailut VTT:lle tekemään projektin työtä. Professori M. Morita Science University of Tokyosta oli Palotekniikan laboratoriossa kahteen otteeseen viikon tuoden mukanaan uusia ohjelmia ja opastaen niiden käyttöönotossa. Tohtori J.A. Rockett (NIST, Washington) vieraili Suomessa kuukauden avustamassa BRI2-koodin käyttöönotossa, mistä oli saatavilla vain japaninkielinen käsikirja.

Laskenta vyöhykemalleilla

Vyöhykemallissa palon kuvaus on lähellä yksinkertaista mahdollista tapausta. Huonetila jaetaan vaakatasolla kahteen kerrokseen. Ylhäällä on lämmintä. Alaosa on lähes ympäristön lämpötilassa. Palopesäkkeen yläpuolella on palopatsas, joka pumppaa kuumaa kaasua ylempään kerrokseen.

Palotekniikan laboratorio hankki NISTistä Washingtonista vyöhykemalliohjelmat Harvard V (myöhemmin FIRST), Harvard VI ja FAST. University of Californiasta hankittiin COMBRN IIIe ja Japanin Building Research Institutesta ohjelma BRI2.

Nämä ohjelmat otettiin VTT:llä käyttöön, niillä tehtiin palojen simulointeja,

ja niitä arvioitiin vertaamalla niiden kykyä laskea tehtyjä palokokeita. Ohjelmien pieniä puutteita korjattiin ja niiden käyttöliittymiä kehiteltiin. Ohjelmien perusrakenteen muuttamiseen VTT:n panostuksella ei ollut mahdollisuuksia.

Harvard V -ohjelmassa oli vakavia puutteita, sillä sen numeerinen algoritmi oli heikko. FIRSTissä näistä puutteista korjattiin valtaosa, ja siitä tuli toistaiseksi käyttökelpoisin vyöhykemalli yhden huonetilan käsittävän palon kuvaamiseen. Sillä voitiin laskea kohtuullisen hyvin öljylämmikön palamisnopeus HDR-kokeessa, joka muilla ohjelmilla oli hyvin vaikea tehtävä.

Harvard VI oli FIRSTiä vastaava monihuonemalli. Senkin käyttö jäi vähäiseksi, koska yhteensattumien vuoksi NIST ei enää tukenut sen kehittämistä. Yhdysvalloissa NRC oli suositellut COMBRN-perheen ohjelmia ydinvoimalaitosten tulipalojen laskentaan. Tämä ohjelma osoittautui kuitenkin vaikeaksi käyttää, ja siitä löydettiin USA:ssa vakavia virheitä, jotka korjattiin vasta huomattavasti myöhemmin versioon COMBRN IIIe.

Uutta käyttökelpoista monihuone-monitaso-ohjelmaa etsittäessä löydettiin Japanista BRI2. Se oli kehitetty FAST-ohjelman pohjalta, mutta jäänyt länsimaissa lähes tuntemattomaksi, koska sen käsikirjat olivat ainoastaan japaniksi. Tohtori Rockett oli tutustunut siihen ja lupautui

opastamaan sen käytössä sekä tuomaan siitä kehittämänsä parannetun version VTT:n käyttöön. Hän laski VTT:llä ollessaan sillä HDR-laitoksessa tehtyä 8 MW:n öljypalokoetta. Sillä voitiin saada järkevä yhteensopivuus koetulosten kanssa.

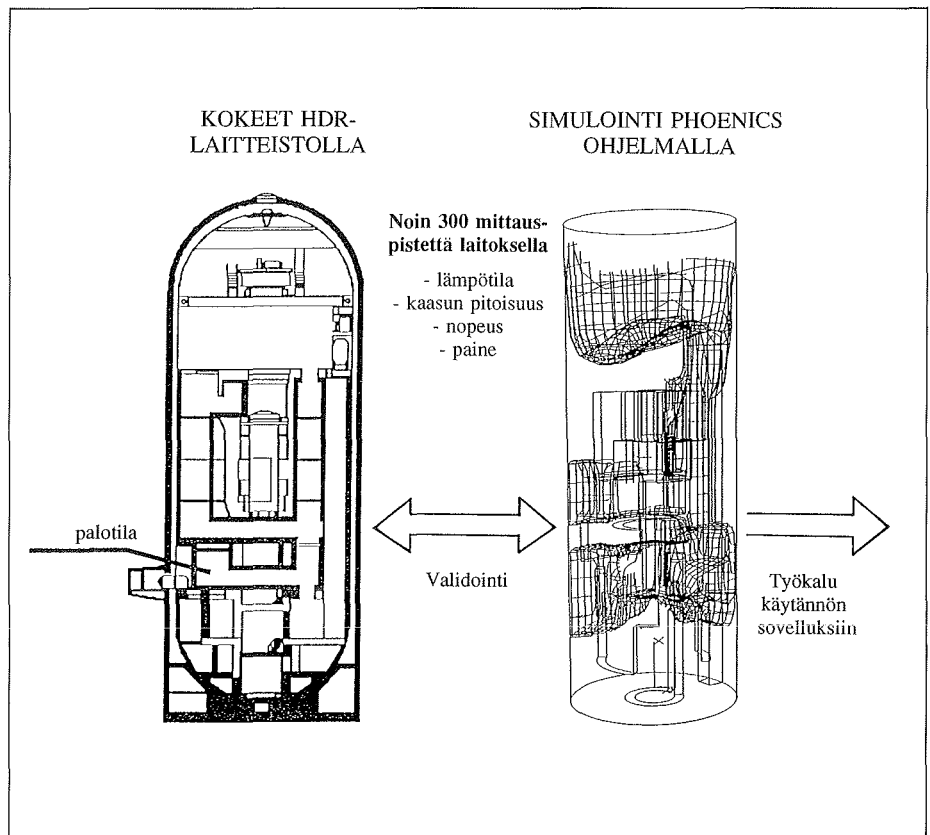
Kokeilut verkkomallilla

Verkkomallissa rakennus jaetaan solmuihin (joko huoneita tai sen osia koppeja), jotka kytetään toisiinsa haaroilla. Koko rakennus muodostaa sitten solmujen ja haarojen verkoston, jonka yhtälöt ratkaistaan numeerisesti. Verkkomalli soveltuu parhaiten monimutkaisten, lokeroisten rakennuksen tulipalojen simulointiin.

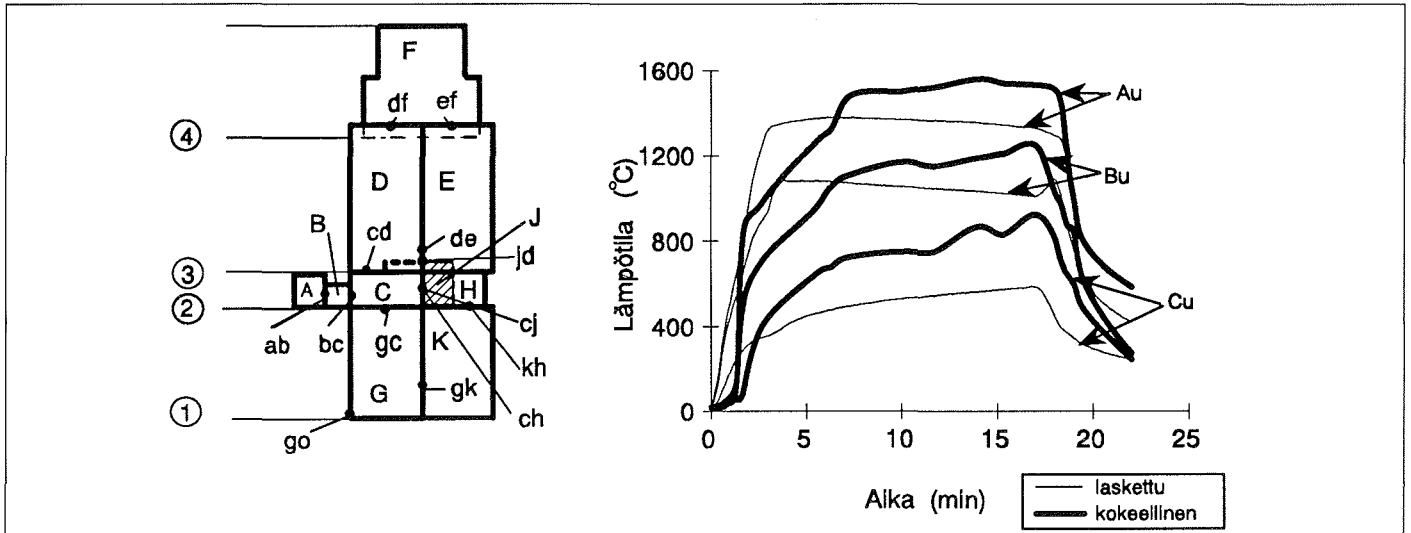
Los Alamosista saatiin US NESC ohjelmakirjaston kautta verkkomalliohjelma FIRAC. Sitä ei varsinaisesti sovellettu vielä HDR-laskentaan, sillä käytetty versio toimi vain VTT:n CYBER-koneessa, joka poistettiin käytöstä. Koska Los Alamosissa ohjelmasta on tekeillä mikroversio, päätettiin odottaa sen valmistumista eikä ryhdytty itse sovittamaan CYBER-versiota muille koneille. FIRACilla Los Alamosissa laskettiin yhtä HDR-koetta, ja tulokset olivat lupaavia.

Kenttämallit

Kenttämalleissa tulipaloa kuvataan moniulotteisina virtauskenttinä. Lämpötila,



HDR-laitoksen 8 MW:n palon öljypalon laskenta BRI2:lla.



HDR-laitoksen 8 MW:n palon laskenta PHOENICS-kenttämallilla.

nopeudet, kaasujen pitoisuudet, paine jne ovat kaikkialla paikan funktioita. Nämä saadaan ratkaisemalla numeerisesti palon kenttäyhtälöt. Näistä saatavan yksityiskohtaisen tiedon hintana on raskas numeerinen laskenta.

Ydinvoimatekniikan laboratorio oli soveltanut PHOENICS-virtauslaskentaohjelmaa poltto- ja räjähdystapauksiin sekä kokeillut sillä turbiinihallin palon laskentaa. Koska näissä oli saatu lupaavia tuloksia, päätettiin kokeilla sitä koko HDR-suojarakennukseen. Kokeellisesti mitattu paloteho annettiin syötteenä. Rakennusta kuvattiin sylinterigeometriassa 3000:lla kopilla. VaxStation 2000-koneella 30 min reaaliajan simulointi kesti 250 tuntia. Ohessa on esitetty kuva suojarakennuksen poikkileikkauksesta sekä PHOENICS-ohjelmalla laskettu 60 °C:n isotermin 23 min palon syyttämisen jälkeen.

Koetuloksia ei ole vielä täysin analysoitu, mutta väliarvioina voidaan päätellä:

- (1) Reaktorin suojarakennuksen simulointi kenttämallilla on mahdollista mutta vielä varsin työlästä.
- (2) Lasketut lämpötilat lähellä palopesäketä ovat korkeita mitattuihin verrattuna.
- (3) Virtauskuva on kvalitatiivisesti havaitun kaltainen.

PHOENICS-koodiin ydinvoimatekniikan laboratorio lisäsi säteilylämmönsiirtoa kuvaavaan discrete transfer-mallin, koska ohjelmassa oleva kuusivuomalli ei riittänyt kuvaamaan ilmiötä riittävän tarkasti.

PHOENICS-ohjelmisto kykenee tällaiseen kuvaamaan tulipaloa annetulla massa- ja energialähteellä tuoduttavasti erityisesti yksinkertaisissa huonetoissa lähellä palopesäketä. Se on ainoa ohjelma, joka kykenee ennustamaan yksityiskohtia kaasujen virtauskuviosta.

Käytännön sovelluksia

Tähän mennessä edellä esitetyistä malleista PHOENICS-ohjelmaa on sovellettu eniten. Sillä on laskettu mm. Loviisan voimalaitoksen turbiinihallia, höyrystintilaa, sekä instrumenttihuoneita. Laskelmiin perustuen voimalaitoksessa on tehty useita turvallisuutta parantavia muutoksia. Vyöhykemalleista eniten voimaloihin on sovellettu COMBRN-perhettä. On kuitenkin odotettavissa, että niitä tullaan käyttämään enenevästi sekä voimaloiden suunnittelussa, käyttöönotossa että PSA-tyon apuvälineinä.

Johtopäätöksiä

PALOME-projektin tuloksena Suomeen on hankittu useita palon simulointiin soveltuvia vyöhykemalleja. Niiden soveltuvuus eri tyyppisten palotapausten laskentaan tunnetaan karkeasti. Erityisesti COMBRN IIIe soveltuu parhaiten kaapelipalojen laskentaan. BRI2 on hyvä yleistyökalu monihuone, monitasosovelluksiin, kun tuloksia on saatava kohtuullisin kustannuksin. Se voidaan ottaa myös ydinvoimalaitoksen käyttöhenkilökunnan työvälineeksi PSA-työssä ja paloturvallisuutta parannettaessa. Ohjelma pyörii tyydyttävän nopeasti suurehkoissa mikro-tietokoneissa.

Vaativien palokohteiden laskennassa tarvitaan kenttämalleja. Sellaisia kohteita ovat suuret huonetilat kuten turbiinihalli, valvomot ja suojarakennuksen eräät osat. PHOENICS-ohjelma havaittiin käyttökelpoiseksi tällaisiin sovelluksiin. Koko suojarakennuksen laskenta oli myöskin mahdollista, mutta vielä liian paljon tietokoneaikaa vaativaa.

Koska tietokoneiden laskentakapasiteetti kehittyi erittäin nopeasti, uuden julkisen

kenttämallin koodaus aloitettiin PALOMEn jatkoprojektin osana brittiläis-ruotsalais-suomalaisena yhteistyönä. Se räätälöidään erityisesti tulipalojen laskentaan. Sillä on mahdollista kuvata monimutkaisia geometrioita. Siinä voidaan valita useita kehittyneitä ratkaisualgoritmeja. Se sisältää hyvin todennettuja fysikaalisia ja kemiallisia liekkien kuvausmalleja. Lisäksi pyritään soveltamaan helppokäyttöisiä (kaupallisia?) syöte- ja tulosterutiineja. Ohjelman ensimmäinen versio valmistuu vuoden -93 loppuun mennessä.

PALOME-projektin tuloksena Suomessa voidaan laskea hyvinkin vaativia ydinvoimalaitosten palotilanteita. Samalla on alan osaamista voitu kehittää kansainvälisen eturintaman tuntumaan. Laskennan tarkkuus on edelleenkin hieman epävarmaa, sillä vertailuja riittävän suuriin palokokeisiin on saatavilla ja on tehty niukasti. Siksi ohjelmien kehittelyä sekä todentamista suurilla palokokeilla jatketaan edelleen PALOMEn jatkoprojektissa. Siinä tärkeä osatehtävä tulee olemaan osallistuminen ydinvoimalan tulipalon standardiprobleeman ratkaisuun. Ennakkotietojen mukaan parikymmentä laboratoriota tärkeimmistä teollisuusmaista on osoittanut kiinnostusta osallistua tähän työhön.

TkT Olavi Keski-Rahkonen on VTT:n palotekniikan laboratorion erikoistutkija, p. 90-4561.

PIDÄTTÄÄKÖ LOVIISAN SUOJARAKENNUS VAKAVAT ONNETTOMUUDET

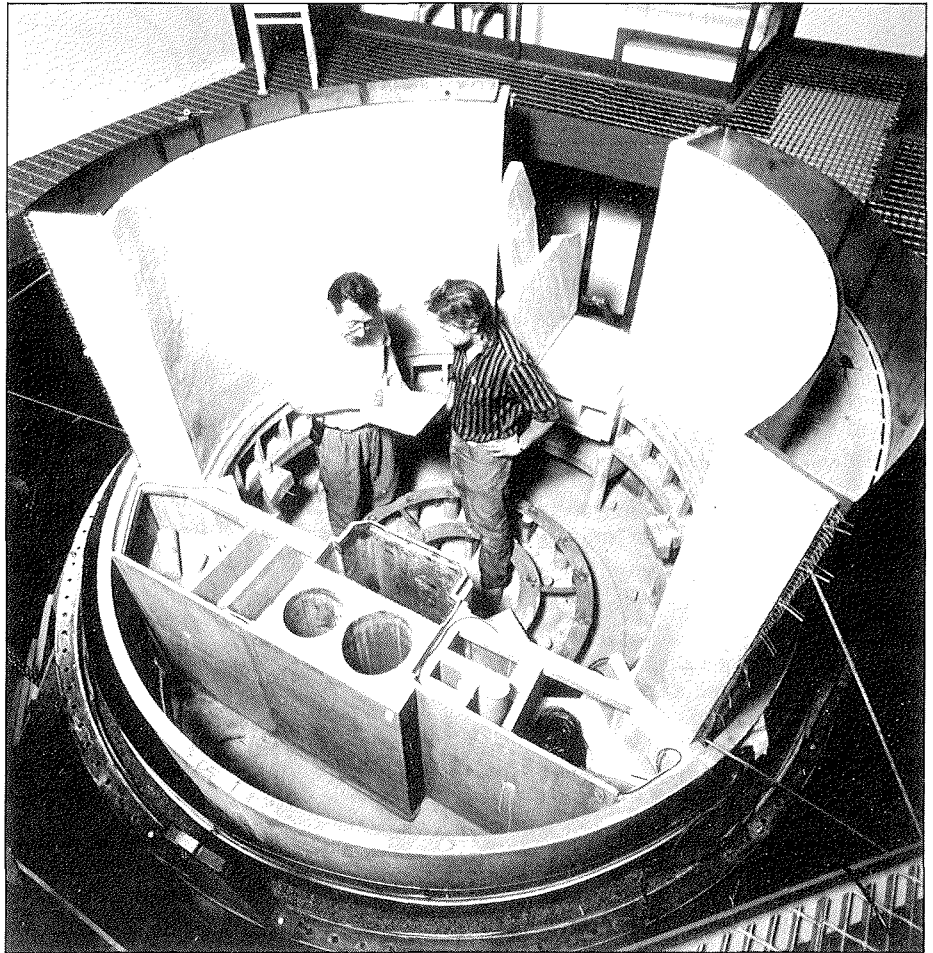


Vakavatkin reaktorionnettomuudet, jotka voivat johtaa sydämen sulamiseen, tulee Suomen vaatimusten mukaan pystyä pidättämään suojarakennuksen sisään. Vaikka suojarakennusta uhkaavat mitä moninaisimmat kuormitukset, ei rakennuksen eheys saa kärsiä eikä radioaktiivisuutta päästä ympäristöön. Olkiluodon laitoksille TVO toteutti, vuoden 1989 loppuun mennessä sarjan toimenpiteitä, joiden avulla suojarakennus saadaan täyttämään kyseiset vaatimukset. Loviisan laitoksen osalta herää herkästi kysymys, miten tällainen matalan paineen jäälahdutusrakennus voidaan saada kestäväksi erinäisiä ja erilaisia vakaville onnettomuuksille ominaisia energiapurkauksia. Tarkemmat selvitykset ovat kuitenkin johtaneet päätelyyn, että reaktorin suurilla marginaaleilla toteutettu mitoitus luo hyvät edellytykset onnettomuuksien hallinnalle.

SUOJARAKENNUKSEN TÄRKEYS

Vakavista onnettomuuksista puhutaan silloin, jos reaktorin sydän pääsee pahasti vaurioitumaan. Laitosten suunnittelussa on eri toten lähdetty siitä, että tällaiset tilanteet hyvällä varmuudella vältetään. Mutta sattuneet vakavat onnettomuudet — niin Harrisburg kuin Tshernobylin — valmistivat tehokkaasti tietä uusille vaatimuksille. Miltei riippumatta siitä, miten varmasti vakavat onnettomuudet suunnitellulla estetään, tulisi varautua siihen, että sydän voi sulaa. Suurien radioaktiivisten päästöjen välttämiseksi ei tällöin ole muuta mahdollisuutta kuin, että puolustuksen viimeinen linja, suojarakennus, säilyttää eheyttänsä.

Vakaviin onnettomuuksiin varautuminen ei saa kuitenkaan muuttaa sitä seikkaa, että reaktoriturvallisuuden tärkeimpänä päämääränä edelleen on onnettomuuksien estäminen.



VICTORIA kuvaa Loviisan suojarakennusta kaikkine rakenteineen

MITÄ TAPAHTUU JOS SYDÄN SULAA

Kun halutaan vastata kysymykseen suojarakennuksen kestävydestä, pitää ensiksi tietää, mitä vakavan onnettomuuden aikana oikein tapahtuu ja millaisia kuormituksia on odotettavissa.

Useimmat ovat varmaan kuulleet puhuttavan Kiina-ilmioista, vetyräjähdyksistä ja reaktorin räjähtämisestä. Enemmän asiaan perehtyneet tietävät lisäksi, että höyryräjähdykset, sydänsulan raivokkaat purkaukset sekä itse pintainen höyryn ja kaasujen kehitys voivat halkaista suojarakennuksen. Sydäimestä lähtevät kuumat kaasut voivat polttaa höyrystimen puhki.

Ja mitä tapahtuu radioaktiivisille aineille, mitä ovat salaperäiset aerosolit ja jalokaasut, miksi välillä on ongelmana jodi ja välillä cesium. Haihtuvatko radioaktiiviset aineet ympäri taivaita tai leviävätkö pohjaveteen.

Jotta asiat osattaisiin selvittää, on erityisen

tärkeää tarkastella kutakin laitosta omaan yksilönään. Onnettomuuden eteneminen ja eri ilmiöiden vakavuus riippuvat monasti laitokselle tyypillisistä ominaisuuksista. Ymmärrettävästi varsinkin Loviisan tapauksessa tämä yksilöllisyys korostuu: reaktorin ja suojarakennuksen suunnittelu on monin osin ainutlaatuista.

MIKÄ VOI JOHTAA SYDÄMEN SULAMISEEN

Wedellä jäädytettävän reaktorin sydämen vaurioitumiseen voidaan joutua, kun:

- reaktorin jäädytys ei häiriötilanteessa onnistu normaalia reittiä lämpönieluun eikä primääripiiriin saada järjestyksi uloslaskuun ja sisäänsyöttöön perustuvaa jäädytystä,
- reaktoripiirin vesivaranto menetetään

vuodon takia ja reaktorin jäähdytys hätäjäähdytysvedellä ei onnistu,

- reaktoriastia murtuu hauraasti onnettomuuden tai häiriön aiheuttaman lämpökin vuoksi, tai
- sydämen reaktiivisuutta ei hallita, minkä seurauksena fissioteho nopeasti tuhoaa sydämen.

Näistä jälkimmäisten eli reaktiivisuusunnettomuuksien osalta lähdetään länsimaissa siitä, että kevytvesiteknikkaan perustuvan laitoksen luontaisten ominaisuuksien tulee estää hallitsemattomat tehonnousut sekä näiden johtaminen laajoihin sydänvaurioihin. Tsernobylin kaltaisilla onnettomuuksilla ei siis ole lupa spekuloida, vaan ne tulee hyvin kategorisesti estää.

Todennäköisyyksiin perustuva turvallisuusarviointi on oiva tapa kartoittaa ja ryhmitellä kaikki kuviteltavissa olevat tapaukset ja arvioida, onko niiden sattuminen odotettavissa. Loviisan laitokselle tällainen PSA-tutkimus on tehty, ja sen pohjalta on edelleen parannettu laitoksen valmiutta estää sydämen sulamiseen johtavat tapahtumat.

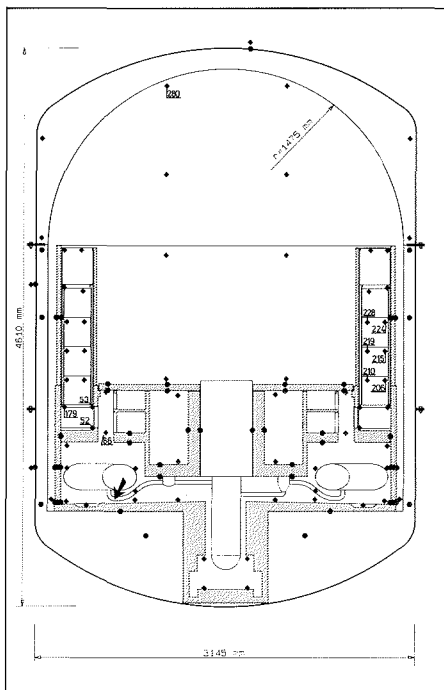
Sydämen sulamiseen liittyvät tapahtumat reaktorissa ja suojarakennuksessa riippuvat paljon siitä, mikä tapahtuma sydämen sulamiseen johtaa. Näiden fyysikaalisten ilmiöiden selvittämistä ja onnettomuudesta aiheutuvien päästöjen arviointia kussakin tapauksessa kutsutaan usein PSA-tutkimuksen tasoksi 2.

Koska kaikkia kuviteltavissa olevia onnettomuuksia ei käytännössä pystytä analysoimaan, käytetään PSA-tutkimusta siihen, että hyvin epätodennäköiset tapahtumat karsitaan pois jatkotarkasteluista. Konkreettisella tavalla tämä tulee esiin paineastian haurasmurtuman kohdalla. Suomen vaatimusten mukaisesti on osoitettava deterministisillä tarkasteluilla, että astia ei murru hauraasti. Lisäksi osoitetaan todennäköisyysmenetelmillä, että haurasmurtuman riski on vähäinen muihin sydämen vaurioitumisketjuihin verrattuna.

Vastaavaa karsimismenettelyä käytetään myös niin sanottuihin ohitusketjuihin, joissa suojarakennuksen eristysfunktio ei toimi oletetulla tavalla tai primääripiirin vuoto kulkeutuu suoraan suojarakennuksen ulkopuolelle.

SUOJARAKENNUKSEN OHITUS

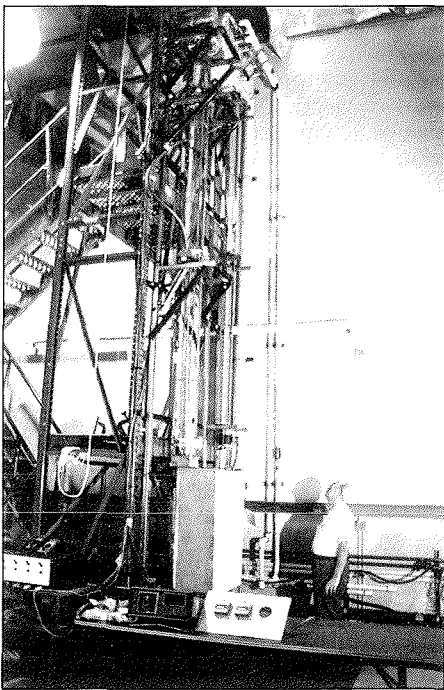
Ennenkuin ruvetaan tarkastelemaan vakavista onnettomuuksista koituvia rasi-tuksia suojarakennuksen kestävyydelle, täytyy onnettomuusketjuista katsoa, onko suojarakennuksen eristäminen onnistunut tai tapahtuuko primääripiirin vuoto muuten suoraan suojarakennuksen ulkopuolelle. On selvää, että mahdollisia ohitusketjuja löydetään lukuisia. Suunnittelulla ja suunnittelua tarkastavalla PSA-tutkimuksella onkin yhtenä päätehtävänä



VICTORIA-koelaitteessa on yli 300 lämpötilamittauslaite

varmistaa, että tällaisista ohitusketjuista syntyvä riski jää hyvin pieneksi.

Loviisan osalta törmätään ennen kaikkea höyrystimen kautta tuleviin ohitusketjuihin mahdollisten tuubikatkojen tai isompien murtumien tapauksessa. Laitoksella on suunnittelun alla järjestelyt, joilla näiden höyrystinvuotojen johtaminen sydänvaurioihin pyritään mahdollisimman tarkasti estämään. Myös eräiden muiden ohitusketjujen osuuden pienentäminen otetaan työn alle.



Reaktoripaineastian jäädyttämistä ulkopuolelta tutkitaan ULPU-koelaitteella Kalifornian yliopistossa Santa Barbarassa

SUOJARAKENNUKSEN KUORMITUKSET LOVIISASSA

Tsernobylin onnettomuuden jälkeen Euroopassa syntyi voimakas reaktio, jonka tuloksena useimmissa ydinvoimamaissa päädyttiin varjelemaan suojarakennusta höyryn ja kaasujen kehityksestä aiheutuvalta hitaalta paineennousulta. Menetelmäksi valittiin suodatettu ulospuhallus, joka on eräänlainen suojarakennuksen varoventtiili. Myös Loviisan kohdalla vaatimukset konkretisoituivat ensi vaiheessa ulospuhalluksen ja siihen liittyvän suodatuksen suunnitteluun. Pian kuitenkin päädyttiin siihen, että laitokselle ominaiset piirteet vaativat lisää selvityksiä kaikkien kuormitusmekanismien osalta.

Erinäisten vaiheiden jälkeen kartoitukset ja selvitykset johtivat päätelmään, että suojarakennusten kuormitusten osalta on kriittisiä asioita hyvinkin rajoitettu määrä. Näitä kriittisiä asioita kutsutaan vakavien reaktorionnettomuuksien hallinnan turvatoiminnoiksi. Tehdyllä turvatoimintojen määrittelyllä pyritään perusteellisesti kestävään ratkaisuun. Loviisan laitoksen kohdalla välttämättömät turvatoiminnot redusoituvat seuraaviksi:

- primääripiirin paineen alentaminen ennen sydämen sulamisen alkamista tulisi taata,
- sydänsulan reitti pysäytetään reaktoripaineastian pohjalle,
- vetykaasuista aiheutuva räjähdysvaara poistetaan, ja
- suojarakennuksen pitkäaikainen paineennousu pidetään kurissa.

Kuten sanottu, näiden turvatoimintojen määrittely on vahvasti sidoksissa Loviisan laitoksen ominaisuuksiin. Erityisesti paineastian pohjalla tapahtuva sydämen jäähdytys on mahdollista taata Loviisan tyyppisille reaktoreille, koska pienestä reaktoritehosta ja pitkästä aikaviipeestä johtuen sydämen jäänteistä irtoava jälkilämpöteho on pieni. Paineastia on upotettu veteen useimmissa onnettomuusketjuissa, koska jäälauhduttimista sulaa rakennuksen lattialle paljon vettä, vaikka hätäjäähdytyskyky on epäonnistuisi.

Määrittelyn lisäksi myös turvatoimintojen takaaminen riippuu vahvasti laitokselle ominaisista piirteistä. Primääripiirin paineenalennusta varten käytännöllinen keino on pakko-ohjata paineistimen varoventtiilit auki. Saatavissa olevilla laitteilla tätä ei ole käytännöllistä toteuttaa aivan lähitulevaisuudessa: onneksi suojarakennuksen eheys voidaan taata ilman paineenalennustakin.

Vetypalojen osalta Loviisan suojarakennus on erityisasemassa. Korkeammalle paineelle suunnitellut suuret suojarakennukset kestävät vetypaloja melko hyvin lukuunottamatta varsinaista vetyräjähdystä (detonaatio). Loviisan laitoksella myös

hyvin laajamittainen vetypalohumaus (deflagraatio) voisi nostaa painetason yli suunnittelupaineen.

Turvatoiminnoista neljäs eli pitkäaikainen paineenhallinta on myös jouduttu toteuttamaan Loviisassa eri tavalla kuin muissa laitoksissa. Suodatetun ulospuhalluksen sijasta rakennettiin vuonna 1991 teräsuojakuoren ulkopuolinen ruiskutusjärjestelmä kumpaankin laitosyksikköön. Koko maailmankin mittakaavassa tämä on ainutlaatuinen ratkaisu. Ratkaisun toimivuuden perustelemiseksi tehtiin demonstroivat kokeet rakentamalla ulkopuolinen ruiskutus saksalaiseen käytöstä poistettuun HDR-laitokseen (Heissdampfreaktor, Kahl). Höyry- ja vetypurkauksia sisältävissä suojarakennuskokeissa päästiin järjestelmää käyttämään sitten todellisia olosuhteita simuloivissa tilanteissa.

KUUMA SYDÄNSULA PYSYY PAINESTIAN POHJALLA

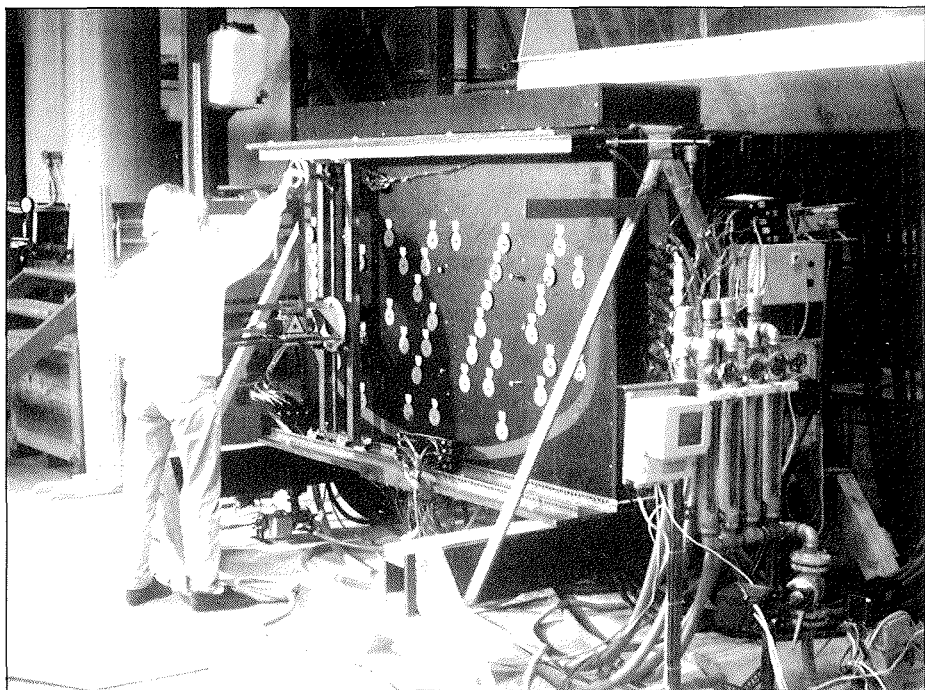
Loviisan painestian pohjalle jää melkoinen määrä vettä vielä siinäkin vaiheessa, kun sydän sulaa jäähdytysveden puutteen vuoksi. Sulanut sydän tippuu vähitellen alatilassa olevaan veteen ja jähmettyy. Pitemmän päälle vesi kuitenkin kiehuu pois, jos uutta ei saada tilalle ja sydämen jäänteet kuumentuvat uudelleen sydänsulamassaksi.

Professori Theofanous Kalifornian yliopistosta esitti alustavien tutkimustensa pohjalta IVOlle, että tässä tilanteessa ei ole vaaraa painestian puhkisulamasta, jos painestia todella on upotettuna reaktorirakennuksen pohjalle kerääntyneeseen veteen. Lähtökohtina ovat pieni tehonkehitys, tehokas lämmönsiirto painestian ulkopuolella olevaan veteen ja se rakenteellinen piirre, että painestian pohjassa ei ole läpivientejä.

Suojarakennusten kuormitusten osalta tällainen skenaario on tietenkin edullinen: kuormitusmekanismeista voidaan sulkea pois sydänsulapurkauksen vaikutukset, höyryrjähdykset reaktorirakennuksen alatilassa ja kuumen sydänsulan tunkeutuminen pohjarakennelmiin (Kiina-ilmiö).

Sydänsulan pidättyminen painestian pohjalle on realistisena ketjuna tullut todella esiin vasta Loviisan kohdalla. Tämä tarkoittaa sitä, että IVO:n harteille jää velvollisuus osoittaa tilanteen toimivuus. Asiaan onkin IVOssa suhtauduttu hyvin vakavasti, mikä heijastuu kahden haastavan koeohjelman käynnistämisenä. Ensimmäkin halutaan osoittaa, että lämmönsiirto painestiaa ympäröivään veteen tapahtuu edullisena kuplakiehuntana. Toiseksi konvektiivisen lämmönsiirron sydänsula-altaasta painestian seinämiin sisäpuolelta on oltava riittävän tasaista, jotta astia ei puhkea paikallisesti.

Riittävän näytön takaamiseksi on käynnistetty kokeelliset ja laskennalliset tutkimusohjelmat. Kiehumisolosuhteiden tutkimiseksi on rakennettu koelaite Kalifornian



FK Tuula Kärkkäinen säätää laser-doppler virtausmittaria IVO:n Virtauslaboratorion COPO-laitteessa

nian yliopistoon Santa Barbarassa. Tarkastelun kohteena on luonnonkiertopiiri, joka syntyy reaktoriastian seinien kiehtaessa reaktorikuopan vettä, sekä erityisesti kiehumiskriisin esiintymismahdollisuutta. Koelaite, jolle on annettu nimeksi ULPU, kuvaa tilannetta täydessä korkeusmittakaavassa (yli 7 m) lämmitystehon ja virtauskanavan ollessa 160. osa Loviisan vastaavista. Laskennallisena tukena käytetään RELAP5/MOD3-ohjelmaa. Tätä työtä tekee IVO:n Olli Kymäläinen prof. Theofanouksen johdolla.

Sydänsula-altaan lämmönsiirron tutkimiseksi on rakennettu koelaite IVO:n virtauslaboratorioon. Tämä COPO-koelaite kuvaa reaktoriastian pohjaa ja sinne kerääntyvää sydänsulaa kaksiulotteisena siivuna. Skaalauksetarkastelujen perusteella on päädytty veteen sydänsulaa simuloivaksi nesteeksi. Jälkilämpötehon kuvauksiksi koelaitteen suuret sivut on rakennettu elektrodiksi, joilla pystytään lämmittämään välissä olevaa vettä volumetrisesti. Skaalauksen tarkastamiseksi ja tulosten soveltamiseksi reaktoriolosuhteisiin tehdään laskennalliset tarkastelut PHOENICS-virtauslaskentaohjelmalla.

Alustavat tulokset vahvistavat, että painestian ulkopuolinen jäähdytys onnistuu Loviisan tapauksessa hyvin. Edellytyksenä on kuitenkin, että painestiaa ympäröivään neutronisäteily suojaan ja lämpöeristykseen toteutetaan joitakin muutoksia.

REAKTORIPIIRIN VAIKUTUS

Asteittainen sydänsulan tippuminen takaa myös sen, että painestian sisässä tapahtuvat höyryrjähdykset, jotka voisivat rikkoa reaktoripiirin ja singota irtirepeytyviä osia teräsuojakuoren läpi, voidaan välttää.

Primääripiirin monimutkainen geometria toimii sydämen sulaessa edulliseen suuntaan.

Sydämen kuumetessa kehittyvät kuumat kaasut ja tulistettu höyry ei luonnonkiertomekanismeilla pääse helposti kulkeutumaan kuumen haaran luoppimutkien läpi. Tällöin ei siis ole vaaraa höyrystinputkien puhkisulamasta.

VETYRÄJÄHDYSTEN ESTÄMINEN

Sydämen kuumetessa yli 1200°C lämpötilaan alkaa polttoaineen suojakuorena käytetty zirkonium hapettua herkästi veden tai paremminkin vesihöyryn vaikutuksesta. Reaktiosta vapautuu runsaasti vetyä.

Suunnittelukriteerinä on hätäjähdytyksen onnistumiselle aina käytetty sitä, että suojarakennukset eivät saa merkittävästi hapettua. Vakavassa onnettomuudessa tämä hapettuminen voi kehittyä hyvinkin pitkälle ja tuottaa niin paljon vetyä, että suojarakennuksessa täytyy varautua vetypaloja vastaan.

Onnettomuustilanteissa vetyä syntyy pidemmän päälle radiolyysin ja muiden kemiallisten reaktioiden vuoksi. Niinpä ydinvoimaloissa on jo vanhastaan varauduttu vetypaloja vastaan: Olkiluodon voimalaitoksissa suojarakennus täytetään tehokäytön ajaksi typpellä ja Loviisaan on rakennettu pienikapasiteettinen vedynpolttolaitos.

Sydämen sulamisen synnyttämän vedyn polttamiseksi asennettiin Loviisaan sytytysputkat vuonna 1982. Näitä hätädieksien sähköllä syötettäviä hehkutulppia on sijoitettu seitsemisenkymmentä eri puolelle suojarakennusta.

Vakavien onnettomuuksien arvioinnin myötä on esitetty epäilyksiä hehkutulppajärjestelmän riittävydestä. Suunnittelukriteerinä asennetulle järjestelmälle käytet-

tiin Harrisburgin tyyppistä onnettomuusketjua. Lisäselvityksiä varten IVO on käynnistänyt laajat tutkimukset jäälahdutinsuojarakennuksen käyttäytymisestä erityyppisten onnettomuuksien aikana. Tämä todettiin tarpeelliseksi, jotta todella ymmärrettäisiin eri fysikaalisten ilmiöiden merkitys vetytalojen esiintymiselle ja varsinkin niiden rajuuden arvioimiselle.

SUOJARAKENNUSKOKEITA

Kahdeksankymmenluvun puolivälistä alkaen on IVO:n virtauslaboratoriossa tutkittu mallikokeilla suojarakennuksen käyttäytymistä. Kehityksen huipuna on vuonna 1990 valmistunut VICTORIA-koelaite, joka kuvaa koko Loviisan suojarakennusta kaikkine osineen mittakaavassa 1:15. Mallia rakennettaessa ja kokeita suunniteltaessa käytettiin aikaisemmista jäälahdutin- ja sumpiveden kerrostumiskokeista saatua kokemusta hyväksi.

Päämääränä on ensi vaiheessa tutkia jäälahduttimen vaikutusta erilaisten pienten vuotojen sattuessa ja kelpoistaa käytettävät tietokoneohjelmat suojarakennuslaskentaa varten. Lopputuloksena kokeista odotetaan saavan kokeellinen vahvistus siitä, miten vety kulkeutuu ja jakautuu nimenomaan Loviisan jäälahdutin- ja suojarakennuksessa erilaisten vakavien onnettomuuksien aikana. Lisäksi on aikomus testata mahdolliset muutokset nykyisiin hehkutulppiin perustuvaan vedynhallintastrategiaan.

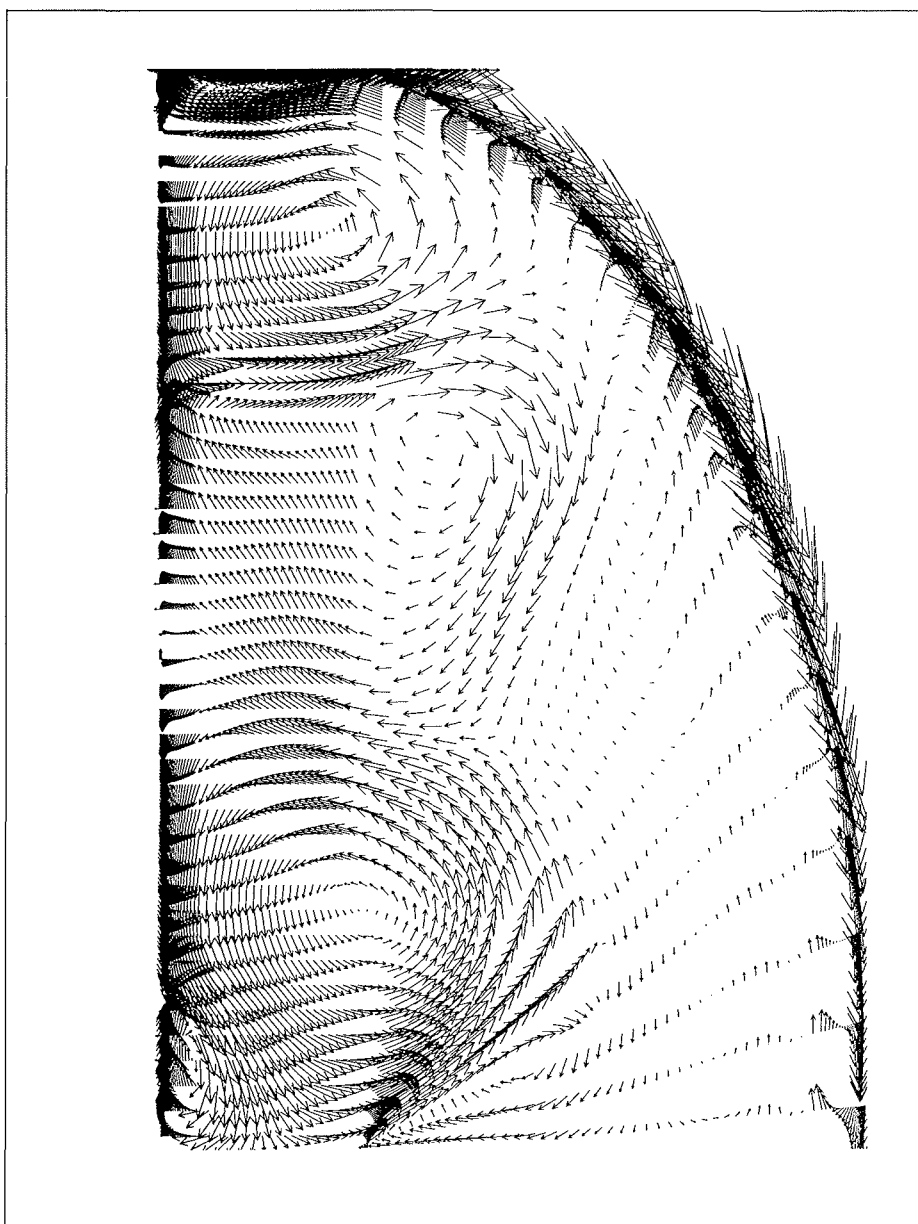
Kokeiden suunnittelussa ja tulosten siirtämisessä Loviisan mittakaavaan käytetään Saksasta hankittua RALOC-ohjelmaa. Tämän ohjelman lisäksi työn alla on erityisesti Loviisan suojarakennusta varten räätälöidyn tietokoneohjelman kehittäminen, josta voitaisiin poistaa nykyisten ohjelmien rajoitukset kerrostuneiden kaasutilavuuksien ja sekoittuvien virtausten laskennassa.

SUOJARAKENNUKSEN TIIVEYS

Edelläesitetyn perusteella IVOssa on siis aiheellista optimismia sen suhteen, että Loviisan eksoottisiksikin luonnehdittu suojarakennus kestää vakavien onnettomuuksien rajut haasteet. Ei pidä kuitenkaan unohtaa sellaisia pienempiä haasteita kuten rakennuksen tiiveyden säilyttäminen. Suojarakennuksessa on paljon erilaisia läpivientejä. Näiden ja erityisesti suurten materiaaliluukkujen tiivisteiden pitävyyttä onkin selvitetty vakavien onnettomuuksien näkökulmasta.

ONNETTOMUUKSIEN HALLINTATOIMET

Suojarakennuksen eheyden takaaminen edellyttää onnettomuuden aikana joitakin aktiivisia toimia laitoksen ohjaajilta sekä hallintaan tarvittavilta laitteilta. Hallinnan välttämättä edellyttämä automaatio suunnitellaan erilliseksi sekä kestäväksi osaltaan onnettomuuden asettamat vaatimukset.



PHOENICS-ohjelmalla laskettu ennustus virtauksista COPO-laitteessa

Laitoksen ohjaajien toimintaa onnettomuuksien hoidossa auttaa uusi tietokonepohjainen operaattorien tukijärjestelmä, jolla voi seurata kriittisten turvatoimintojen toteutumista. Varsinaiset vakavien onnettomuuksien hallintaohjeet ovat vielä kehittelyn alla — lukuunottamatta ulkopuolisen ruiskutuksen ja vetytulppiin käyttöohjeita.

Koska vakavien onnettomuuksien skenaarioroita on paljon ja osin ne ovat arvaamattomia, tarkoituksena ei ole kehittää samanlaisia hätätilanneohjeita, joita käytetään suunnitteluperustaisten onnettomuuksien ja häiriöiden hoitamisessa. Sitä vastoin kirjoitetaan vakavien onnettomuuksien hallinnan käsikirja, jonka perusteella operaattorit ja tekninen tukihenkilöstö voivat tehdä päätökset tarvittavista toimenpiteistä.

VIITTEET

1. B. Mohsen and J.K. Vaurio, PSA as a safety improvement tool for Loviisa NPS, Proceedings of International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM), Vol. 2, p. 1007-1011, Beverly Hills, California, February 4-7, 1991.
2. H. Tuomisto and T.G. Theofanous, A consistent approach to severe accident management, OECD/CSNI Specialist Meeting on Severe Accident Management Programme Development, Rome, Italy, September 23-25, 1991.
3. H. Tuomisto, A. Felin, A. Lucander, J. Tuuri and S. Koski, Severe accident management instrumentation in the Finnish NPP's, OECD/CSNI Specialist Meeting on Instrumentation to Manage Severe Accidents, Cologne, Germany, March 16-17, 1992.

Tkt Harri Tuomisto on Imatran Voima Oy:n pääsuunnittelija ja ydinvoimatekniikan osaston turvallisuus- ja polttoainetoimiston turvallisuusanalyysiryhmän päällikkö, p. 90-508 2464.

Ympäristön asukkaiden turvallisuuteen vaikuttavat tekijät ja niiden arviointi

Ydinvoimalan teknisten turvajärjestelmien, erityisesti reaktorin hätäjähdytysjärjestelmien ja suojarakennuksen, tehtävänä on estää laitoksen sisällä tapahtuneen teknisen vaurion kehittyminen ympäristöä uhkaavaksi onnettomuudeksi. Kaiken varalta kuitenkin edellytetään, että laitoksen ympäristössä vaurudutaan väestön suojaamiseen. Tämän vuoksi ydinvoimalan turvallisuusarvioinneissa viimeisenä vaiheena usein tehdään arvioita onnettomuuksien yhteydessä mahdollisesti ympäristöön joutuvien radioaktiivisten aineiden päästöjen vaikutuksista ympäröivän alueen väestön terveyteen tai laskeuman aiheuttamasta ympäristön saastumisesta. Lisäksi ympäristöseurausten lievittämiseen tähtäävän pelastuspalvelun suunnittelussa on tarkasteltava erilaisten vastatoimenpiteiden tehokkuutta pyrittäessä vähentämään väestön altistumista ulkoisten tai sisäisten reittien kautta säteilyannoksille.

Ympäristöseurausten arvioinnin vaiheet

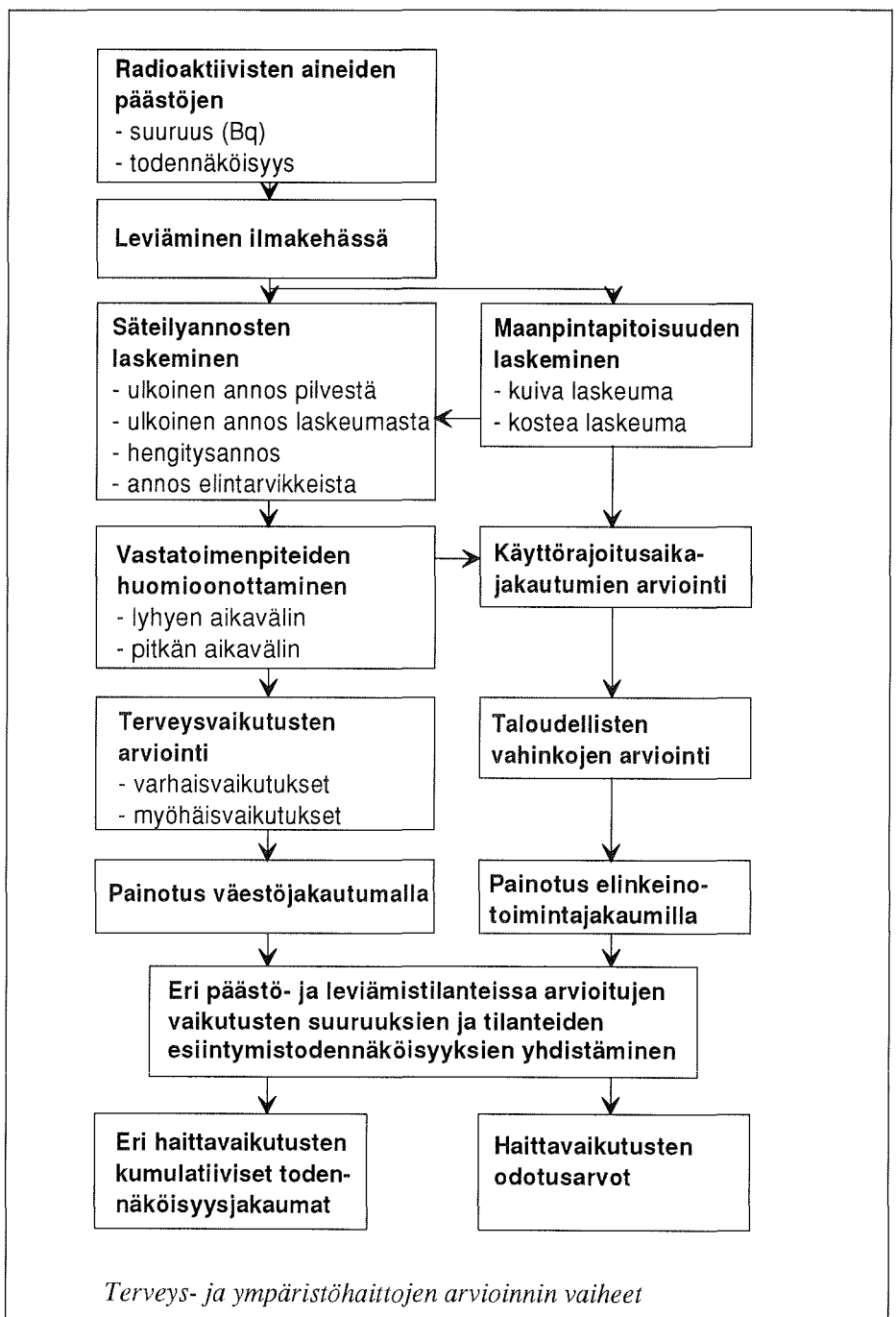
Arvioitaessa ydinvoimaloiden toiminnasta normaalikäytön ja mahdollisten onnettomuuksien seurauksena aiheutuvaa säteilyaltistusta laitosta ympäröivän alueen väestölle ja edelleen terveys- ja ympäristöhaittoja on otettava huomioon monia eri tekijöitä. Oheisessa kaaviokuvassa on esitetty tärkeimmät arvioinnissa tarvittavat osavaiheet.

Lähtökohtana säteilyaltistuksen arvioinnille on joko normaalikäytöstä tai onnettomuuksista aiheutuvat radioaktiivisten aineiden päästöt ympäristöön sekä onnettomuustapauksessa myöskin päästötilanteiden todennäköisyydet. Täysimittaisessa todennäköisyyspohjaisessa turvallisuusanalyysissä (PSA) tasolla 1 arvioidaan onnettomuusketjujen todennäköisyyksiä ja päästöjen suuruuksia puolestaan tasolla

2. Tason 3 muodostavat terveys- ja ympäristöhaittojen arviointi.

Radioaktiivisten aineiden päästöt ovat lähtötietona ensimmäiselle varsinaiselle arviointivaiheelle, jossa laskennallisesti selvitetään eri aineiden leviämistä ilmakehässä. Laimenemiseen vaikuttavat tuulen

suunta ja nopeus sekä säätilanteen stabiilius sekä sateen esiintyminen. Mikäli päästötilanne on kestoaltaan pitkä ehtii säätilanne todennäköisesti vaihdella päästön kuluessa, mistä johtuen laimeneminen tehostuu. Leviämisen kuluessa päästöpilvestä poistuu materiaalia kuivana tai kosteana laskeumana. Jälkimmäinen on



huomattavasti tehokkaampi prosessi ja sen seurauksena laskeuma voi olla varsin hajanainen, mikäli sade esiintyy paikallisina kuuroina. Radioaktiivisten aineiden hajoaminen sekä tytärnuklidien muodostuminen leviämisen kuluessa on otettava huomioon. Laimennusta ja laskeumaa arvioitaessa käytettävät leviämismallit riippuvat tarkasteltavista etäisyyksistä. Kun kyse on suuremmista etäisyyksistä tulee leviämismallissa ottaa tarkemmin huomioon poistumisprosessit ja myös säätilanteen kehittyminen leviämisen aikana. Lähietäisyyksien tarkasteluissa voidaan tyytyä käyttämään yksinkertaisempia leviämismalleja.

Radioaktiivisten aineiden arvioituja pitoisuuksia ilmassa sekä laskeutuneessa materiaalissa käytetään hyväksi arvioitaessa tarkasteltavasta tilanteesta aiheutuvaa säteilyaltistusta ympäristön väestölle. Päästöpilvestä peräisin oleva gamma-säteily aiheuttaa ensinnäkin ulkoista altistusta. Maanpinnalle sekä rakennusten katoille ja seinille laskeutuneet radioaktiiviset aineet aiheuttavat myös ulkoista altistusta, mikä jatkuu päästöpilven sivuuttamisen jälkeenkin. Päästöpilven materiaalia voi kulkeutua hengityksen kautta ihmisten kehon sisälle ja aiheuttaa täten sisäistä säteilyaltistusta. Maanpinnalle tuleva laskeuma voi saastuttaa joko suoraan tiettyjä ravintoaineita kuten lehtivihanneksia tai laidunruohoa tai joutua kasvien juuriston kautta ravintoaineisiin. Saastuneesta laidunruohosta tai rehusta radioaktiiviset aineet voivat edelleen joutua eläintuotteisiin, kuten maittoon ja lihaan.

Välittömät terveydenvaikutukset

Väestölle aiheutuvasta säteilyaltistuksesta voi aiheutua välittömästi ilmeneviä haittoja eli säteily sairautta, mikä pahimmassa tapauksessa voi muutaman viikon sisällä johtaa uhrin kuolemaan, mikäli radioaktiivisten aineiden päästö on erittäin suuri ja onnettomuuden aikana vallitseva säätilanne on erityisen epäsuotuisa. Pahassakin onnettomuudessa välittömästi ilmeneviä terveyshaittoja voi kuitenkin esiintyä korkeintaan noin parinkymmenen kilometrin etäisyyksille asti. Säteilyturvakeskuksen esittämässä vakavia reaktorionnettomuuksia koskevissa säädöksissä vaaditaan, että ydinvoimalan turvallisuusjärjestelmien on rajoitettava päästöt niin alhaisiksi, että välittömiä terveysvaikutuksia ei lainkaan ilmene ympäristön väestön keskuudessa eikä onnettomuudesta saa aiheutua laajojen alueiden pitkäaikaista saastumista.

Huomattavasti useammassa tapauksissa väestön yksilöille aiheutuvat säteilyannokset jäävät niin alhaisiksi, että niistä ei aiheudu välittömien terveyshaittojen uhkaa. Kuitenkin myös pienistä säteilyannoksista voi suuremmissa väestöjoukossa tilastollisesti aiheutua muutamia viivästyneenä ilmeneviä syöpätapauksia tai perinnöllisiä vaikutuksia.

Ympäristön saastuminen

Reaktorionnettomuuksien mahdollisesti aiheuttama ympäristön saastuminen johtaa edelleen taloudellisiin vahinkoihin, mitkä johtuvat pohjimmiltaan säteilyannosten välttämiseen tai vähentämiseen tähtäävistä toimenpiteistä. Saastuneeksi katsottavan alueen laajuus on riippuvainen siitä säteilyannosnopeustasosta tai laskeumatihydestä, minkä katsotaan merkittävästi lisäävän myöhäisterveysvaikutusten riskiä. Havainnollinen vertailutaso on tällöin luonnollisen taustasäteilyn keskimääräinen suuruus, mikä pessimististenkin arvioiden mukaan voisi aiheuttaa vain pienen osan väestössä ilmenevistä syöpätapauksista.

Vastatoimenpiteet onnettomuuksien haittojen lieventämiseksi

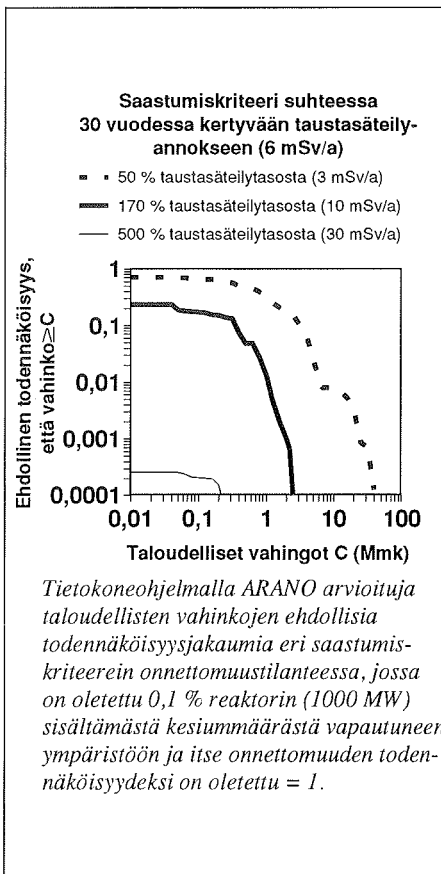
Vastatoimenpiteet voidaan jakaa kahteen pääluokkaan sen mukaan, pyritäänkö torjumaan välittömästi ilmeneviä terveyshaittoja vai pitkällä aikavälillä aiheutuvaa säteilyaltistusta ja samalla viivästyneenä ilmeneviä terveyshaittoja.

Tärkein suojautumistapa välittömiä vaikutuksia vastaan on suojautuminen sisälle omassa asunnossa. Suojautumista voidaan tarvittaessa tehostaa hakeutumalla erityisiin väestösuojiin, mikäli viranomaiset katsovat onnettomuuden vakavuuden sitä edellyttävän. Suomalaisten laitosten

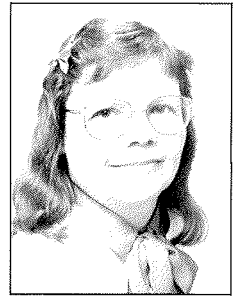
osalta tehostettuun suojautumiseen on varauduttu 20 km säteellä laitoksista. Mikäli päästön tapahtumishetki on luotettavasti ennakoitavissa, samoin kuin leviämisuunta, voidaan lähellä laitosta harkita suoritettavaksi väestön tilapäinen suojaväistö hyvissä ajoin ennakkoon. Joditabletteja ennen altistusta nauttimalla voidaan pienentää kilpirauhaseen kohdistuvaa säteilyaltistusta, mikäli kyseessä on onnettomuus, jossa merkittäviä määriä radioaktiivista jodia on vapautunut ympäristöön. Joditableteilla ei ole vaikutusta muista aineista, kuten jalokaasuista, aiheutuvaan altistukseen eikä muihin elimiin kohdistuvalle säteilyaltistukselle. Pidemmällä aikavälillä voidaan joutua asettamaan elintarvikkeiden käytölle rajoituksia tai turvautumaan väestön pitkäaikaisempaan siirtoon pois saastuneelta alueelta, kunnes säteilyn taso joko luonnollisesti tai puhdistoimien avulla on laskenut riittävän alhaiseksi.

Säteilyannosten sekä terveys- ja ympäristöhaittojen laskentamallit

Säteilyannosten ja niistä seuraavien haittojen arvioimiseksi on eri maissa kehitetty useita tietokoneohjelmia. Suomessa näitä malleja on kehitetty ja sovellettu 1970-luvun puolivälistä asti. VTT:n yhdessä Ilmatieteen laitoksen kanssa kehitämiä malleja ovat ARANO ja TRADOS, joista jälkimmäinen on tarkoitettu kaukokulkeutuvien päästöjen leviämisen ja säteilyannosten arviointiin. Säteilyturvakeskus on kehittänyt lähinnä pelastusvalmiutta varten OIVA-ohjelman, jonka leviämislaskenta suoritetaan Ilmatieteen laitoksella. Lisäksi VTT on laatinut voimayhtiöiden tarpeisiin laitoksen lähialueen kattavan tosiaikaisen annosennustemallin ROSA kummallekin ydinvoimalapaikalle. Voimayhtiöillä on lisäksi käytössään omia ohjelmia laitosten turvallisuusanalyysijä ja normaalikäytön säteilyannosten arviointia varten.



TkT Seppo Vuori on VTT:n ydinvoimatekniikan laboratorion turvallisuustekniikan jaoston johtava tutkija, p. 456 5067.



YDINALAN NAISET TIIVISTÄVÄT TIEDOTUSALAN YHTEISTYÖTÄ

Kolmekymmentä ydinenergian ja säteilyn parissa työskentelevää naista kymmenestä Euroopan maasta kokoontui ATS:n Energiakanavatyöryhmän kutsusta Helsinkiin 21.-23.5.1992. Kokouksen osanottajat ovat mukana Euroopan Ydinteknillisen Yhdistyksen, ENS:n, projektissa Women in Nuclear Energy, WIN. Kokouksessa käsiteltiin muun muassa maakohtaiset raportit, joissa kuvattiin ydinenergian ja säteilyn alalla toimivien naisten osuutta ja toimia ENS:n jäsenmaissa.



ATS:n Energiakanava-työryhmä aloitti virallisesti toimintansa elokuussa 1990. Työryhmässä on tällä hetkellä 34 jäsentä ja puheenjohtajana toimii fil. lis. Anneli Salo. ATS Ydintekniikka lehden edellisessä numerossa oli kuvaus Energiakanavan alkutaipaleesta. Kuluva vuoden aikana Energiakanavalle on tullut esitelmäpyyntöjä kuuteen eri tilaisuuteen ja Energiakanava on järjestänyt kolme vierailua Loviisan voimalaitokselle. Suurin ponnistus tämän kevään aikana on ollut kansainvälisen ENS:n "Women in Nuclear Energy" -projektin kokouksen ja siihen liittyvän yleisöseminaarin järjestäminen Helsingissä.

"Women in Nuclear Energy" -projektin tavoitteena on kehittää tiedottamista säteilystä ja energia-alasta naisten keskuudessa sekä rohkaista naisia valitsemaan tekninen ja tieteellinen ura. Toimitapoina on muun muassa esitelmätilaisuuksien ja ydinvoimalaitosvierailujen järjestäminen sekä tiedotusmateriaalin jakaminen. Sisäisellä koulutuksella on keskeinen merkitys.

WIN on jo muutaman vuoden ajan pitänyt puolipäiväisen kokouksensa PIME:n vuosittaisen kokouksen yhteydessä. Nyt Helsingissä järjestetty maakohtainen kokous oli ensimmäinen laatuaan. Siinä keskityttiin WIN-projektin työhön useamman päivän ajan. Kokouksessa oli osanottajia kymmenestä Euroopan maasta (Bulgaria, Englanti, Ranska, Ruotsi, Saksa, Suomi, Sveitsi, Tšekkoslovakia, Unkari, Venäjä).

EDF:ssä ja CEA:ssa lähes 2000 ydinalan naista

Seminaarin puheenjohtajana toimi Energiakanavatyöryhmän puheenjohtaja Anneli Salo. ENS:n ja Ranskan ydinnaisten tervehdyksen seminaarille toi ENS:n presidentti Colette Lewiner. Suomen Teknisen Seuran apulaisjohtaja Sirkka Pöyry kertoi hälyttäviä uutisia tyttöjen fysiikan opiskelun vähenemisestä. Sveitsin Voimalaitosyhdistyksen apulaisjohtaja Irene Aegerter esitti seminaarilaisille projektin tavoitteita.



Naiset ja Ydinvoima -seminaarin pääpuhujaksi oikeusministeri Hannele Pokka asettui ympäristöystävällisellä ydinvoiman kannalla.

WIN:n kokouksen avasi ENS:n presidentti, SGN:n (Société Générale pour les Techniques Nouvelles) toimitusjohtaja Colette Lewiner. Hän muistutti esityksessään naisten merkityksestä aineen rakenteen tutkijoina. Hän totesi, että atomiajan pioneerit Marie Curie ja Irene Joliot-Curie sekä radiolääketieteen nobelisti Rosalind Yalow kuuluvat yhdessä ydintutkijoiden Ida Noddackin ja Lise Meitnerin kanssa "jäätuvuoren huippuun". Jäätuvuoren näkymättömään, meren pinnan alla olevaan osaan voidaan lukea suuri joukko ydinalan naispuolisia tutkijoita.

Colette Lewiner kertoi, että Ranskan ydinteollisuus työllistää noin 100 000 henkilöä, joista valtaosa, 21500, työskentelee valtiollisessa sähköjätti organisaatiossa, EDF:ssä, (Electricité de France). Ranskan Atomienergiakomissio, CEA, (Commissariat à l'Énergie Atomique) on toinen suuri ydinalan työllistäjä Ranskassa. Siellä työskentelee noin 20000 henkilöä.

Naisten osuus Ranskan ydinteollisuudessa on kaikenkaikkiaan 8 %. Yhteensä EDF:ssä ja CEA:ssa työskentelee ylempinä toimihenkilöinä lähes 2000 ydinalan koulutuksen saanutta naista. Colette Lewinerin johtamassa, yli 1200 hengen insinööriyhtiössä, SGN:ssä, naisten osuus koko henkilökunnasta on 31 % ja näistä kolmasosa työskentelee ylempinä toimihenkilöinä.

Energiakanavan kokoukselle antamassa tilanneraportissa käsiteltiin työryhmän

toimitapoja, viimeaikaisia tilaisuuksia, suomalaisten naisten osuutta ydinalalla ja suomalaisten naisten ydinvoima-asteita.

Jos sairaaloiden säteilyalan ammattilaisia, kuten röntgenhoitajia jne. ei lasketa mukaan niin Suomessa työskentelee säteilyn ja ydinenergia-asioiden parissa noin 100—200 naista. Helsingin yliopiston radiokemian laitoksen tutkijoista naisten osuus on noin puolet kun taas VTT:n reaktori- ja ydintekniikan laboratorioissa nais-tutkijoiden osuus on kymmenen prosentin luokkaa. Olkiluodon ja Loviisan voimalaitosten insinöörien ja diplomiinsinöörien joukossa naisten osuus jää alle viiden prosentin.

Suomen naiset ovat ydinvoimakielteisiä

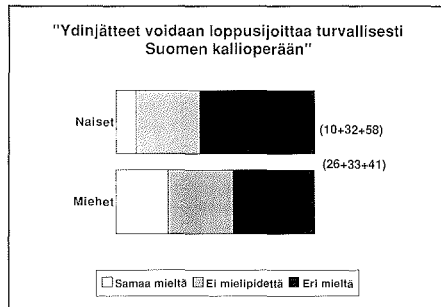
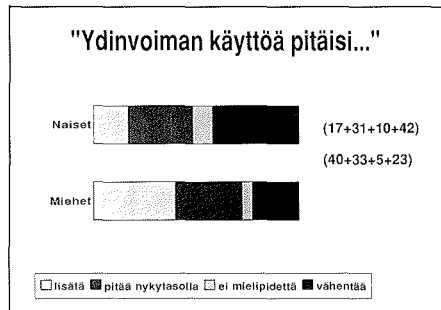
Tampereen yliopiston tutkimusten mukaan suomalaiset naiset suhtautuvat ydinvoimaan selvästi negatiivisemmin kuin miehet. Kun miehet ovat melko ydinvoimamyönteisiä niin naiset ovat selvästi ydinvoimakielteisiä.

Kysyttäessä suomalaisten suhtautumista ydinvoimaan, miehistä yli 70 % haluaa lisätä tai pitää ydinvoiman osuuden nykyisellä tasolla ja 23 % haluaa vähentää osuutta. Naisista vastaavasti 17 % haluaa lisätä ydinvoimaa, 31 % pitää nykyisellä tasolla, 42 % haluaa vähentää ydinvoiman osuutta ja 10 % ei ota kantaa. Ydinjätteiden loppusijoitukseen liittyvissä kysymyksissä on myös yhtä selvät erot naisten ja miesten välillä.

Sveitsissä ydinalan naiset voivat tulevana syksynä juhlia "Frauen für Energie" -yhdistyksen kymmenvuotissyntymäpäivää. Yhdistyksen perustajana ja koko ENS:n naisprojektin "Äitinä" voidaan pitää Sveitsin Voimalaitosyhdistyksen apulaisjohtajaa, Irene Aegerteriä. Hän kertoi kokouksessa, että tärkeimmät etapit toiminnassa olivat vuodet 1984 ja 1990, jolloin Sveitsissä äänestettiin ydinvoiman käytön lopettamisesta. Molemmilla kerroilla ydinvoima sai vielä jatkoluvan. "Uusien ydinvoimalaitosten rakentamista koskeva 10-vuotismoraatorium on haaste informaatiotyön jatkamiselle", Irene Aegerter sanoo.

WIN-projekti organisoituu

WIN:in tarkoituksena on muodostaa ydinenergia-alalla työskentelevien naisten kansainvälinen verkosto sekä harjoittaa tiedustustoimintaa ja tiedonvaihtoa. WIN:in tarkoituksena on myös osoittaa, ettei työ ydinenergian ja säteilyn parissa useimmissa maissa ole yksinomaan miesten asia. Työtä tekevät vastuuntuntoiset, hyvin koulutetut ihmiset, sekä miehet että naiset.



Tampereen yliopiston selvityksen mukaan suomalaiset naiset vastustavat ydinvoimaa ja ydinjätteitä selvästi enemmän kuin miehet.

Kokouksessa päätettiin tiivistää ydinenergia-alan naisten keskinäisiä yhteyksiä perustamalla neljännesvuosittain ilmestyvä tiedotuslehti naisten yhteisölle. Lisäksi projekti päätti organisoitua ja pitää vuosittain kokouksen jossakin jäsenmaassa. Seuraavan vuosikokouksen paikaksi sovittiin Ranska.

Pokka asettui ydinvoiman kannalle

Energiakanava järjesti kokouksen toiseksi päiväksi Naiset ja ydinvoima -seminaarin, joka oli energia- ja säteilyalan ammattilaisten lisäksi suunnattu päättäjätason naisille ja mukaan yritettiin saada myös lehdistöä. Colette Lewiner esitti noin kuusikymmenpäiselle kuulijakunnalle edellä mainittuja asioita naisten osuudesta Ranskan ydinalalla. Suomen Teknisen Seuran apulaisjohtaja Sirkka Pöyry kertoi tuloksia "Tekniikka ja tytöt" -projektista. Apulaisjohtaja Irene Aegerter esitti yhteenvedon edellisen päivän kokouksesta ja projektiin tulevista tavoitteista.

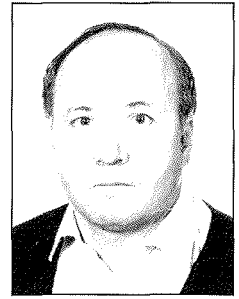
Pääpuhujana seminaarissa oli oikeusministeri Hannele Pokka, joka kertoi naisten osuudesta energia-alan päätöksenteossa ja hän otti puheessaan myös kantaa ajankohtaisiin energia- ja ympäristöasioihin. Ministeri Pokka totesi puheessaan, että Suomessa käyty keskustelu energian lisätarpeesta ja viidennestä ydinvoimalaitoksesta on eipäs — juupas inttämistä. Nyt olisi Pokan mukaan jo aika sanoa käykö uusi suurvoimala maakaasulla vai uraanilla.

Sähkön käytöstä ministeri Pokka totesi, että "sähköä tarvitsemme, vaikka yhteiskuntamme jatkuvasti siirtyisikin nollakavun aikaan. Jos uskomme taloudelliseen nousuun — niin kuin meistä useimmat tekevät sähkö ei lähivuosina enää riitä." Hän painotti kohtuuhintaisen sähkön saannin merkitystä hyvinvointiyhteiskunnan sosiaalipalveluiden säilyttämisessä.

Ydinvoimaa ministeri Pokka piti parhaimpana vaihtoehtona lisääntyvän energiantarpeen täyttämiseksi. Ympäristöllisistä syistä hän ei hyväksy öljyn ja hiilen käyttöä. "Norjalaisen maakaasuputken tai Barentsin meren maakaasun hyödyntäminen ovat kumpikin suuria kysymysmerkkejä, joiden varaan yhteiskunnan pitkän tähtäyksen energiahuollossa ei voi luottaa. Näin ympäristön kannalta puhuttaaksi energiantuotantomuodoksi jää ydinvoima", ministeri Pokka totesi.

FK Anneli Nikula on Imatran Voima OY:n ympäristönsuojelun asiantuntija, puh. 90-5084642

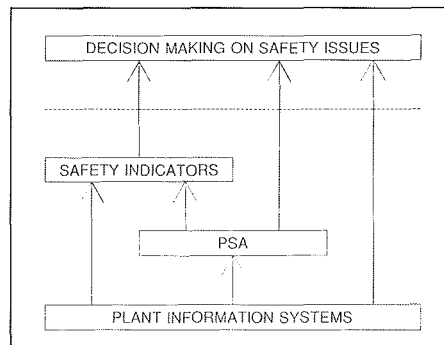
Safety evaluation by use of living PSA and safety indicators. The Nordic research project NKS/SIK-1 (1990-93).



This Nordic nuclear safety research (NKS) project is going on in co-operation with utilities, authorities, research institutes and consultants. The aim is to develop and support the commissioning of living PSA and safety indicator activities at the utilities and authorities in Sweden and Finland. The present findings and views of the project are summarized briefly as follows.

Over more than ten years, probabilistic safety assessments — PSAs — have been performed for all sixteen nuclear power plants in Sweden and Finland. Hereby weak points in the design and procedures have been systematically identified and subsequently corrected. In this project a concept is developed that will help utilities and authorities to use probabilistic methods in control of safety also during operation. The "living" PSA concept involves a description of how the original PSA model can be updated according to the actual status of the safety related systems of the plant. The variation of risk with time is then calculated. It can be presented as to indicate the deviation from the risk calculated for nominal operation conditions.

This has helped to make use of information obtained from operation of the plant so that factors have been identified that contribute significantly to the overall risk. The concept can also be applied when maintenance actions of safety systems are considered and scheduled as



regards their impact on safety. Thus, as a result of a "living" probabilistic safety assessment, operational, maintenance or testing practices may be modified. An increased flexibility in operation may also be justified in specific cases.

In the future, this concept can benefit from extensive data regarding maintenance and incidents, now put together in computerized information systems. An existing data base, containing information on incidents, has been analyzed and improved to be better suited to reveal potential operational problems in the plant systems. These findings would otherwise be hidden in the large amount of incident reports submitted to the regulatory body.

Related tools that are helpful for decisions contributing to safety, are "safety indicators". They provide information about actual trends and recurrence of

operational problems at the plant. In the project such operational safety indicators are identified, which will detect trends — degrading as well as improving — in the performance of safety related systems. Also other items such as safety culture in the organization are considered.

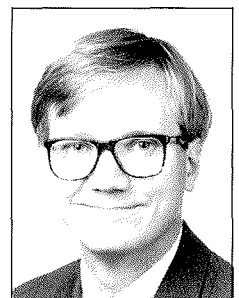
The fundamental safety principle of defence-in-depth has been selected out as a framework to be covered in the definition of a safety indicator system. An "early warning system" with use of indicators has been developed by a utility participating in the project and subsequently tried out.

Many factors must be considered prior to decisions concerning complex safety related issues, such as proposed modifications of hardware or temporary exemptions from the rules in the technical specifications. In the project it is shown how a more rational basis for such decisions can be provided, if knowledge of the behaviour of the plant in the form of "living" PSA results, observations of the safety indicators and other relevant qualitative or quantitative information are used. A structured framework that can be used for such decision making procedure has been defined and tried out for an actual case — a temporary exemption from the technical specifications.

Dr. Tech Kari Laakso Laboratory of Electrical and Automation Engineering of VTT, is project leader of the Nordic research project "Safety Evaluation". Tel. 90-456 6465.

Tapio Saarenpää

Uuden ekskursion sihteerin näppäimistöstä



Muistan edeltäjäni J. Aurelan otsikoineen artikkeleitaan "sihteerin kynästä", vaikka lienee tarkoittanut samaa kuin yllä. Oli miten oli, Jorma on äskettäin valittu valjastamaan kansainvälisyytensä ATS:n hyväksi ja tämän kirjoittaja astui toteuttamaan seuran ekskursiontoiveita.

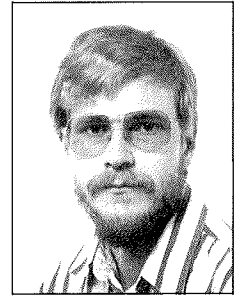
Tätä lukiessa kaikkien tietoon on jäsenkirjeellä saatettu syksyn ekskursionkohde Pohjois-Amerikka ja matkan alustavat yksityiskohdat. Tässä riittänee luetella joitakin matkan aikana nähtäviä

vesialueita: Ontario-järvi, Atlantti, Tyyni Valtameri ja Meksikonlahti.

Edeltäjäni ovat ekskursioille tai seuran muuhun toimintaan osallistuneet oppineet tuntemaan, mutta uusi ekskursion sihteerini lienee monelle uusi tuttavuus. Näin ollen päätetään tämänkertainen artikkeli lyhyeen yllä olevan valokuvan esittelyyn. Että kun sitten ensi kerran olemme kasvokkain Helsinki-Vantaalla lokakuussa, niin ainakin toinen meistä tietää kenestä on kyse.

Nimeni on Tapio Saarenpää. Olen TKK:n ydintekniikan DI vuosimallia 1986. Valmistumisestani olen toiminut TVO:ssa, ensin luotettavuusinsinöörinä (PRA/inhmilleiset virheet). Vuosina 1988-90 toimin asiakkaan edustajana OLKS-simulaattori-toimittajan luona Columbia, MD:ssä. Suomeen paluun jälkeen minua on työllistänyt samaisen simulaattorin ylläpito.

Toivoa sopii, että USA:n komennuksella olisi opittu jotakin ekskursion hyödylliseksi osoittautuvaa.



ISP 33-standardiprobleemakoe PACTEL-laitteistolla

Ydinvoimalaitosten suunnittelu ja turvallinen käyttö vaatii monien erikoisvälineiden käyttöä. Niitä ovat mm. tietokoneohjelmat, koelaitteistot instrumentointineen, erityismittaustekniikat, materiaalien ja komponenttien testausmenetelmät jne. Näiden välineiden käyttö vaihtelee maittain ja useat niistä ovat erittäin monimutkaisia sekä kalliita valmistaa ja käyttää. Eräs hyvin tehokas tapa näiden välineiden luotettavuuden ja tarkkuuden lisäämiseksi on kansainvälinen standardiprobleemajärjestelmä (ISP, International Standard Problem). Standardiprobleemissa vertaillaan esimerkiksi eri tietokoneanalyysien ja huolellisesti jollain koelaitteistolla tehdyn kokeen tuloksia. Tällainen koe voi olla jopa todellinen laitos-transientti. Laskentatulosten vertailu on myös hyväksi koettu kansainvälisen yhteistyön muoto.

Standardiprobleemat

Standardiprobleemavertailussa on parhailaan menossa OECD/NEA/CSNI:n alaisuudessa ISP 33, joka on VTT:n ydinvoimatekniikan laboratorion PACTEL-koelaitteistolla tehty luonnonkiertokoe. Kokeessa laitteiston jäädytvesimäärää vähennettiin useassa eri vaiheessa kunnes polttoainesauvasimulaattoreiden pintalämpötilat alkoivat kohota.

Pactel-laitteisto

PACTEL /1/ on VTT:n ydinvoimatekniikan laboratorion ja LTKK:n energiatekniikan osaston yhteistyönä rakentama koelaitteisto. Laitteisto kuvaa Loviisan voimalaitoksen reaktoreiden primääripiirin tärkeimpiä komponentteja. Komponenttien korkeussuhteet on säilytetty, mutta tilavuuksia on pienennetty suhteessa 1:305. Koelaitteistoon kuuluu sydänosa, ylätila, kolme kiertopiiriä höyrystimeen, alastulotila, alatila sekä paineist. Myös hätäjäähdytysjärjestelmät on mallinnettu osittain yksinkertaistettuina. Koelaitteiston suurin käyttöpaine on 8,0 MPa ja suurin käytettävissä oleva teho 1 MW. Laitteistolla on tähän mennessä tehty ainoastaan luonnonkiertokokeita, mutta kuluvan vuoden

PACTELin tekniset tiedot

Referenssilaitos	VVER-440
Korkeusskaalaussuhde	1:1
Tilavuusskaalaussuhde	1:305
Primääripiirin suurin paine	8,0 MPa
Sekundääripiirin suurin paine	4,6 MPa
Jäähdytteen korkein lämpötila	295 °C
Koesauvojen suojakuoren korkein lämpötila	1000 °C
Suurin sydämen lämpöteho	1 MW

ISP 33:n aikataulu

1992	
I Workshop	18.-19.2.
Lopullisen aineiston jakelu	15.3.
Laskennan takaraja	1.11.
Koetulosten jakelu	1.11.
1993	
Alustava vertailuraportti	1.4
II Workshop	Toukokuu
- sokkolaskut	
- avoimet laskut	
- jälkikäitelaskut	
ISP 33:n loppuraportti	1.9.

lopussa aloitetaan pääkiertopumppujen asentaminen, jolloin laitteiston käyttöalue laajenee huomattavasti.

ISP 33:n hyväksyntä

OECD/NEA/CSNI:n työryhmä PWG2 (Principal Working Group Nr. 2 on Coolant System Behaviour) hyväksyi kesällä 1990 PACTEL-laitteistolla tehtävän kokeen kansainväliseksi standardiprobleemaksi no. 33. Koelaitteisto oli otettu käyttöön vasta muutamaa kuukautta aiemmin käsittäen ainoastaan yhden kiertopiirin. Keväällä 1991 kaikki kolme höyrystintä ja kiertopiiriä olivat käytössä ja pääosa instrumentoinnista oli asennettu.

Ensimmäinen yritys ISP-kokeeksi tehtiin joulukuussa 1991 ja lopulliset kokeet tehtiin tammi- helmikuussa 1992.

Ensimmäinen ISP 33 kokous

Kutsu ISP 33:n ensimmäiseen kokoukseen lähetettiin noin 70:lle henkilölle koti- ja ulkomaisiin organisaatioihin. Kutsuun vastasi myönteisesti 22 organisaatiota ja kokoukseen saapui 42 osallistujaa kymmenestä maasta. Lisäksi yhdeksän organisaatiota kahdeksasta maasta ilmaisi halukkuutensa osallistua ISP:n laskentaan.

Ensimmäinen kokous järjestettiin helmikuussa 1992 Lappeenrannassa.

PAC ISP 33 kokous, ulkomaiset osallistujaorganisaatiot

ECN, Netherlands Engineering Laboratory,	Alankomaat
CEA/CEN	Ranska
OECD/NEA,	Ranska
Studsvik AB,	Ruotsi
Energiewerke Nord GmbH, Forschungszentrum Rossendorf e.V.,	Saksa
GRS, Gesellschaft für Reaktorsicherheit mbH,	Saksa
Siemens AG, Technische Hochschule Zittau,	Saksa
Technische Universität Dresden,	Saksa
Technische Universität Munich,	Saksa
Institute" Jozef Stefan", Slovenia	
Paul Sherrer Institute, KIAE, I.V. Kurchatov Institute of Atomic Energy, Venäjä	Sveitsi
OKB Hidropress	Venäjä
NRI REZ,	Tsekkoslovakia
VJE, Nuclear Power Plants Research Institute,	Tsekkoslovakia
KFKI, Central Research Institute for Physics,	Unkari

Kokouksessa esitettiin

TEL-koelaitteiston rakenne ja tutustuttiin itse laitteistoon sekä annettiin standardiprobleeman lähtötiedot. Kokouksessa osallistujille jaettu materiaali käsitti kaikki laskennassa tarvittavat tiedot ja se päivitettiin kokouksessa esille tulleiden kysymysten pohjalta ja postitettiin kaikille osallistujille.

Jatkoaikataulut

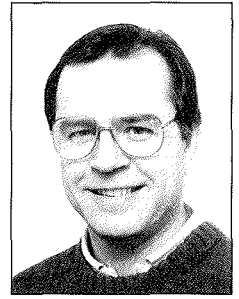
Marraskuun alkuun mennessä laskijat lähettävät tuloksensa ja suuritöiseksi arvioitu vertailuraportin laatiminen pääsee alkuun. Samalla jaetaan kokeen tulokset ja jälkikäitelaskut pääsevät alkuun.

ISP 33:n aikataulun mukaisesti loppuraportti on valmis 1.9.1993, jolloin urakka kokonaisuudessaan on ohi.

Viitteet

/1/ Kervinen, Timo: PACTEL-termohydraulinen koelaitteisto, ATS Ydintekniikka (19) 2/90.

DI Heikki Purhonen on VTT:n Ydinvoimatekniikan laboratorion tutkija, p. 953 571 2371



Lyhyesti maailmalta

Alankomaiden Borssele 452 MW PWR KWU-yksikkö ja vieraassa sijaitseva hiilivoimalaitos pysäytettiin 29.5. hyytelömäisen merieliöstön tukkiessa jäähdytysveden sisäänottokanavien sihdit. Eliöstön runsaus johtui poikkeuksellisen pitkästä lämpimästä sääjaksoista. Laitokset otetaan käyttöön lämpimän sääjakson päätyttyä ja tuulen suunnan kääntyttyä pois sisäänottokanavista.

Ens NucNet 5.6.1992

Belgian kansallinen voimayhtiö Electrabel on anonut maan viranomaisilta lupaa ryhtyä käyttämään plutoniumia sisältävää sekaoksidipolttoainetta (MOX). MOX valmistetaan lisäämällä uraanioksidin plutoniumoksidia, jota saadaan käytetyn ydinpolttoaineen jälleenkäsittelystä. MOX on 30 % halvempaa kuin tavallinen ydinpolttoaine ja sen käyttö pienentää plutoniumvuorta. Belgian MOX:in plutonium on peräisin maan omien ydinvoimalaitosten käytetystä polttoaineesta.

Ens NucNet 18.5.1992

Bulgarian Kozloduyn ydinvoimalaitos on jälleen esiintynyt eurooppalaisen lehdistön otsikoissa, kun tv:stä tuttu luonnon-tutkija, komentaja Jacques Cousteau ja hänen miehistönsä raportoivat Kozloduyn ydinvoimalaitokselle tekemänsä tarkastuksen tuloksia Pariisissa huhtikuun alussa. Cousteau ilmoitti laitoksen olevan vaarallisin kaikista toimivista ydinvoimalaitoksista ja vaati sen välitöntä sulkemista.

Ens NucNet 22.4.1992

Intian Kakrapar 1 raskasvesimoderoitu 220 MW-yksikkö saavuttaa ensikriittisyyden lähiaikoina. Yksikön polttoaineesta osa on valmistettu toriumoksidista uraanioksidin sijaan. Näitä polttoainepippuja käytetään tasaamaan sydämen tehokautta. Intialla on runsaat toriumvarat ja maa aloittaa niiden hyödyntämisen. Uraanivaroja Intialla ei juurikaan ole.

Ens NucNet 5.6.1992

Itävallan poliisi on pidättänyt Wienissä seitsemän henkilöä salakuljetetun uraanin myynnistä. Myynnissä ollut erä käsitti 261 nappia 4,4 % U-235 sisältävää VVER 1000-polttoainetta painoltaan 1,2 kg ja puhdasta U-235:ä 55 g. Tšekkoslovakialaiset ja unkarilaiset myyjät hakivat arbiostajia.

Ens NucNet 5.6.1992

Japani on lähettänyt korkean tason asiantuntijaryhmän Sosnovyi Boriin selvittämään yksityiskohtaisesti 24.3.1992 sattunutta laitosvauriota. Ryhmää johtaa Japanin kansainvälisen kaupan ja teollisuuden ministeriön varapääjohtaja Shigeo Suehiro. Ryhmä selvittää lisäksi japanilaisen avun tarvetta RBMK-laitoksille.

Nucleonics Week 9.4.1992

Japanissa ja Euroopassa on yhä useammin tuotu esiin ajatus hyötöreaktorien käyttämisestä plutoniumin polttamiseen hyödyn sijasta. Tarkoituksena olisi näin päästä eroon nykyisestä plutoniumvuoresta, ja aloittaa hyötö vasta uraanivaranon mahdollisesti huetessa. Japanin nykyinen hyötöreaktoriohjelma perustuu plutoniumin käyttämiseen pitkänajan riippumattomana polttoainereservinä.

Nucleonics Week 30.4.1992

Pohjois-Korea on paljastanut maan kahden ensimmäisen ydinvoimalaitoksen rakentamisen olevan menossa. Nyongbyon-yksikkö on teholtaan 50 MW ja North Pyogang-yksikkö 200 MW. Maassa on lisäksi ydintutkimusreaktoreita ja laboratorioita, kaksi uraanikaivosta, kaksi uraanirikastamoita ja ydinpolttoainetehdas. Kolme 635 MW ydinvoimalaitosyksikköä on suunnitteilla. IAEA:n pääjohtaja Hans Blix sai tiedot Pohjois-Korean lähetettyä raportin maan ydinlaitoksista.

Ens NucNet 5.5.1992

Ranskan ja Saksan säteilyturvaviranomaiset aloittavat yhteisen tutkimuksen maiden mahdollisesta radon-ongelmasta. Joillakin seuduilla esiintyy maaperässä mm. graniittia, jonka uraanipitoisuus tunnetaan korkeaksi. Uraanin halkeamisketjussa syntyy radonia. Mikäli graniittia käytetään rakentamiseen, niin tästä voi asukkaalle aiheutua säteilyannos, joka on satoja kertoja suurempi kuin se lisä, jonka lähistön ydinvoimalaitos aiheuttaa. Tutkimukseen kuuluu pitkänajanmittauksia kodeissa ja ympäristössä.

Ens NucNet 18.5.1992

Ruotsin ydinturvallisuusviranomainen (SKI) on löytänyt runsaasti puutteita Oskarshamnin ydinvoimalaitoksen palonsuojelussa. SKI:n Per Johnsson ja Michael Lindström kertovat tupakointia harastettavan valvonta-alueilla, aukiolevia ja merkitsemättömiä palo-ovia löytyvän,

palojärjestelmien ennakkohuolto-ohjelmaa ei ole tehty ja palodokumentointi oli osin jätetty päivittämättä. Lisäksi muitakin puutteita havaittiin. Tarkastajat sanovat laitoksen palokulttuurin olevan huonoissa kantimissa. Oskarshammnia ei tuomita kuitenkaan yhtä ankarasti kuin Ringhalsin ydinvoimalaitosta, jossa vastaavassa tarkastuksessa löydettiin tupakantumppeja kaapelihyllyiltä. Tupakointi on Oskarshamnissakin levinnyt jo kiellettyihin rele-, atk- ja diesel-huoneisiin. SKI:n neljäs ja sarjan viimeinen palotar-kastus tehdään Forsmarkin ydinvoimalaitokselle kesäkuussa.

Nucleonics Week 2.4.1992

Ruotsin säteilyturvallisuuksiviranomainen Statens strålskyddsinstitut (SSI) järjestää lukiolaisille radonmittausprojektin, missä 220 opiskelijaa tekee radonpitoisuusmittauksia itse tehdyillä jukurttipurkkimittareilla. Purkin pohjaan on kiinnitetty pala TASTRAK-filmiä ja purkki on suljettu muovikalvolla. Mittaus tapahtuu opiskelijoiden kotona ja kestää noin kaksi viikkoa. SSI kehittää filmit ja opiskelijat saavat itse analysoida tuloksia dia-projektorien avulla ja laskea radonpitoisuudet. Projekti toteutetaan keväällä 1992.

Strålskyddsnytt 2/92

Ruotsin Ringhalsin ydinvoimalaitoksen kolmosyksikön höyrytimet uusitaan vuonna 1995. Höyrystinten valmistajaksi ja asentajaksi on valittu saksalaisranskalainen konsortio Siemens-Framatome. Alkuperäiset Westinghouse-höyrytimet tulevat olemaan käytössä noin 15 vuotta. Avaimet käteen toimituksen hinta on noin 700 miljoonaa kruunua ja asennus tehdään 68 vuorokaudessa.

Nucleonics Week 7.5.1992

Ruotsin Ringhals 2 PWR 800 MW Westinghouse-yksikön reaktoripaineesta on vuosihuollossa löydetty säröjä. Säröt sijaitsevat paineastian kannessa olevissa säätösauvojen ohjausputkien läpivienneissä. Tarkastuksia ja selvityksiä jatketaan. Samanlaisia säröjä on viimeaikoina löydetty myös Ranskan Bugey, Fessenheim ja Paluel ydinvoimalaitoksilta. Ranskan valtiollinen voimayhtiö Electricite de France ei pidä em. säröjä turvallisuudelle vaarallisina.

Ens NucNet 18.5.1992

Ruotsin säteilyturvaviranomainen (SSI) on myöntänyt aluksi 100 000 kruunua Viron Sillamäen teollisuuslaitoksen puhdistamiseen radioaktiivisista jäänteistä. Ensimmäisessä vaiheessa SSI:n asiantuntijat perehtyivät paikanpäällä tilanteeseen ja suunnittelevat menetelmiä. Toisessa vaiheessa tehdään varsinaiset puhdistustyöt, joihin on pyydetty osallistujia ja rahoitusta myös Suomen säteilyturvakeskukset. Kustannuksiksi arvioidaan 1—2 miljoonaa kruunua.

Nucleonics Week 28.5.1992

Ruotsin ydinturvallisuusviranomainen (SKI) auttaa Liettuaa, Venäjää ja Ukrainaa muodostamaan maihin ydinmateriaalin safequards-valvontajärjestelmät. Maat kokoontuivat toukokuussa Tukholmaan asian tiimoilta ja tutustuivat samalla Ruotsin safequards-järjestelmään, joka on tunnetusti hyvä.

Nucleonics Week 28.5.1992

Ruotsin Ringhals 1 BWR 825 MW Asea Atom-yksikön tehoa tullaan nostamaan 40 MW:lla uusimmalla turbiinin matalapainepesien roottorit. Roottorien toimitajaksi on valittu Westinghouse.

Nucleonics Week 28.5.1992

Saksassa lähellä Hollannin rajaa 13.4. tapahtunut 5,5 Richterin maanjäristys aiheutti Biblis A-ydinvoimalaitosyksikön ohjeiden mukaisen pysäytyksen kiihtyvyyssmittausten raja-arvojen ylityttyä. Yksikkö tarkastettiin perusteellisesti mahdollisten vaurioiden löytämiseksi ennen turvallisuusviranomaisen myöntämää uudelleenkäynnistyslupaa. Vaurioita ei ole toistaiseksi havaittu. Uudempaa Biblis B-yksikköä ei tarvinnut pysäyttää järjestyksen vuoksi ja sen käyttö jatkuu normaalisti.

Ens NucNet 13.4.1992

USA:n St Lucie 2 PWR 837 General Electric-yksikkö on ohittanut aiemman 487 vuorokauden maailmanennätyksen kevytvesireaktorien keskeyttämättömässä käytössä ja käyttö jatkuu. Kaikkien reaktorityyppien vastaava ennätys on 714 vuorokautta ja sen haltija on Iso Britannian Oldbury, kaasujäähdytteinen grafiittimoderoitu kaksoislaitos, jonka polttoainetta voidaan vaihtaa käytön aikana.

Ens NucNet 7.4.1992

USA:n Harrisburgissa sijaitsevan TMI-2 ydinvoimalaitoksen vuonna 1979 tapahtuneessa onnettomuudessa muodostuneesta vähäaktiivisesta pesu- yms. vedestä on jo yli puolet eli 5 000 m³ haihdutettu ilmaan. Veden aktiivisuus on osaksi peräisin tritiumista, jolloin sitä ei voida poistaa ioninvaihdolla. Haihdutuksessa muodostunut sakka kerätään 200 litran tynnyreihin, jotka loppusijoitetaan vähäaktiivisena jätteenä. Haihdutus aloitettiin yli vuosi sitten vuoden 1991 alussa. Siitä aiheutunut säteilyannos lähistön asukkaalle on enintään 4,3 uSv, mikä on pieni lisä, kun sitä verrataan luonnollisesta taustasäteilystä saatavaan 3650 uSv vuosiansiöseen.

GPU Nuclear Corp. April 1992

USA:n ydinturvallisuusviranomainen (NRC) on käynnistänyt tarkastusohjelman, jolla pyritään estämään kauppalaatuisten varaosien käyttöä ydinvoimalaitoksilla. Kauppalaatuisten osien laadunvalvonta ei ole riittävä ydinlaitoskäyttöön, mutta niiden saanti on helppoa ja hinnat ovat murto-osia ydinlaituksiin verrattuna. NRC:n tarkastusryhmä löysi Crystal River 3-yksiköltä halpaosia mm. turvallisuuteen liittyvästä reaktorin jälkilämmönpoistopumpusta, suojarakennuksen ruiskutuspumppusta ja useista releistä. Voimayhtiö ilmoitti vaihtavansa osat ydinlaituksiksi.

Nucleonics Week 23.4.1992

USA:n St. Lucie 2 PWR-yksikön jatkuvan käytön maailmanennätykseksi kevytvesireaktorien sarjassa muodostui haamurajan ylittävä 502 vuorokautta. Yksikkö ajettiin suunnitellusti alas 21.4.

Nucleonics Week 30.4.1992

USA:n ydinvoimalaitosten luvitus tulee yksinkertaistumaan edustajainhuoneen hyväksytyä 21.5. tätä koskevan lakiehdotuksen. Ydinvoimalaitoksen luvitusprosessi vakiintuu ja on luvanhakijan paremmin ennakoitavissa. Maan ydinturvallisuusviranomaisen (NRC) roolia vahvennetaan. Rakennuslupa ja käyttö lupa yhdistetään yhdeksi luvaksi. Valmiiksi rakennettuihin laitokseen liittyvien julkisten kuulemisten mahdollisuutta rajataan.

Ens NucNet 22.5.1992

Valko-Venäjällä on tapahtunut työntekijän kuolemaan 16.2. johtanut teollinen säteilytapaturma. Minskin lähellä Nesvizhskyn

kaupungissa sijaitsevan säteilylaitoksen työntekijä sai 10 Grayn (10 Sv) kokokehoannoksen oltuaan usean minuutin ajan avoimen koboltti-60 lähteen edessä. Viisi vuotta talossa ollut työntekijä korjasi ohjeiden vastaisesti säteilytettävien kohteiden kuljetushihnaa ymmärtämättä, että puolen metrin etäisyydellä oli avoin säteilylähte. Säteilysairautta kesti kolme kuukautta vakavin iho- ja verijärjestelmävaurioin.

Nucleonics Week 7.5.1992

Venäjän Sosnoduy Borin ydinvoimalaitoksen kolmosyksiköllä 24.3.1992 sattuneen käyttöhäiriön vakavuusasteeksi on vahvistettu 2 kansainvälisellä asteikolla ('merkittävä tapahtuma, joka antaa aiheen parantaa turvallisuutta'). Radioaktiivisten päästöjen suuruudeksi ilmoitetaan 5100 Ci jalokaasuja ja 0,7—2,5 Ci jodi-131:tä.

IAEA B. Thomas 25.5.1992

Venäjän (IVY:n) ydinaserisunnassa vapautuva plutonium voitaisiin käyttää hyödyksi yhteisön 16 VVER-yksi9kössä ja BN 600-hyötöreaktorissa sekaoksidipolttoaineena (MOX). MOXia riittäisi 15 vuodeksi, ilmenee Siemens AG:n polttoainetehtaan tekemästä selvityksestä. Japani on aiemmin osoittanut kiinnostusta päästä hyödyntämään vapautuvaa plutoniumia ehdottamalla tarkoitukseen uutta hyötöreaktoria.

Nucleonics Week 14.5.1992

Ins. Pekka Lehtinen on Säteilyturvakeskuksen ydinturvallisuusosaston tarkastaja, puh. 90-70821.

English abstracts

Assessment of safety of nuclear power *Seppo Vuori (page 1)*

The safety of nuclear power - and especially nuclear reactor safety - is based on multiple redundant safety systems and on the careful adherence to the defense in depth principle. The assessment of safety involves various multidisciplinary efforts during the planning, design, operation, repair&maintenance and backfitting phases of an actual nuclear power plant project. Furthermore the safety assessment should be seen as a continuous effort - one aspect of which being the so called living probabilistic safety assessment - to follow the evolution of the reliability, mechanical and material characteristics of various subsystems and components in order to manage the safety of nuclear power plants appropriately at any time of its operational history. Furthermore, in realizing modifications to the plants according to backfitting requirements one should also look carefully for the possible indirectly caused unwanted safety implications to other systems than the pertinent system for which the designed improvements are primarily intended for.

Structural Safety — Is the safety margin measurable?

Rauno Rintamaa (page 2)

In ensuring the structural safety of the nuclear components one must be aware of the uncertainties related to the material deterioration, loadings and other operational conditions, geometrical dimensions and discontinuities as well as the service environment. Further, the validation of the analysis tools and procedures is of great importance in an overall safety assessment of a pressure retaining component.

In order to identify and quantify the concerns and risks arising from the uncertainties in the safety related issue intensive research is being carried out all over the world, in particular, on the ageing, plant life extension and management of old nuclear power plants. The presentation includes a general survey of the factors relevant to the assessment of safe and reliable operation of a nuclear component throughout its planned service life. Certain aspects are outlined based on the research work being carried out at the Technical Research Centre of Finland (VTT).

Assessment of safety of the nuclear installations of the world *(page 7)*

Incidents and accidents periodically remind us that preventive measures at nuclear installations are not fully reliable. Although sound design is widely recognized to be prerequisite for safe operation, it is not sufficient. An active management that compensates for the weak aspects of the installation design by redundant operational provisions, is the key factor to ensure safe operation. Safety of nuclear installations cannot be assessed on an emotional basis.

Since 1986, accurate safety assessment techniques based on an integrated approach to operational safety have been made available by the ASSET services and are applicable to any industrial process dealing with nuclear materials.

The ASSET methodology enables to eliminate in advance the Root Causes of the future accidents by introducing practical safety culture principles in the current managerial practices.

The growing interest in the ASSET approach is a decisive step towards meeting the public safety requirements.

Reino Virolainen (page 14)

Use of Probabilistic Safety Analysis (PSA) is progressing. Finnish Centre for Radiation and Nuclear Safety (STUK), Imatran Voima Oy (IVO) and Industrial Power Company LTD (TVO) have committed to introduce a so called Living PSA. Agreements on the introduction of Living PSA are already signed between STUK and the utilities. The objective is to support the use of PSAs in the spirit of Living PSA and to satisfy the needs of both the utilities and the regulatory authority by incorporating in the utility PSA models and data and STUK PSA code.

PSA — a tool for the nuclear safety *(page 16)*

The PSA-model for two BWR-type reactors of Finnish power company, Teollisuuden Voima Oy (TVO) was finished in year 1989. This basic PSA model included all safety systems, normal operating systems and auxiliary systems.

Today TVO is working to enlarge the PSA to level 2 (environmental effects, for the fires, for the floodings and for the outages).

The TVO's experiences has been showed the PSA an useful tool for developing the safety of BWR's.

Assessment of effects of fires on safety of nuclear power plants

Olavi KeskiRahkonen (page 17)

Experience and probabilistic safety assessments have shown that fires may present a major hazard in a nuclear plant either as initial events or as a factor aggravating the consequences from accidents initiated otherwise. Numerical modelling of fires can be performed in various ways. The oldest approach is based on experimental models where rough correlations are employed. Depending on the type of application more advanced codes are employed in fire analyses. In zone models each compartment is divided into two horizontal layers, which both are at the same temperature. In system models the building to be analyzed is divided into interconnected nodes. The most complicated fire analysis models are field models, which calculate multidimensional fields of temperatures and other quantities by solving numerically the conservation equations for several variables.

All these type of models are currently used for safety assessments in NPPs. Some examples are given in this article.

Challenges to Loviisa containment integrity during severe accidents

Harri Tuomisto (page 20)

Finnish requirements define that the containment should maintain its integrity during severe accidents. In case of the Loviisa VVER-440 reactors that are equipped with ice condenser containments, this requirement has necessitated extensive plant-specific studies. The results of these studies indicate that the challenges to the containment are considerably limited because the wide margins incorporated into the reactor design. The necessary severe accident management measures will include the intentional primary circuit depressurization, retention of the molten core on the lower head of the reactor vessel, hydrogen management and long-term containment pressure suppression with the external spray system.

Factors affecting the assessment of off-site consequences of nuclear power

Seppo Vuori (page 24)

Although the main basis for the safety of nuclear power is provided by various technical safety systems and procedural efforts to prevent accidents or to minimize any releases of radioactive substances into the environment, there is, however, a need to be able to predict the nature and extent of off-site consequence of accident situations. Furthermore, probabilistic safety assessments include as a final (level 3) the assessment of health and economic impact of different accident sequences in order to express the results in a more illustrative manner. The consequence assessment requires as an input different characteristics of the source term based on the results of preceding assessment phase. The prediction of consequences involves the analysis of atmospheric dispersion, radiation exposure via different pathways, calculation of health and economic impacts. In addition, the effectiveness of various countermeasures, such as evacuation, relocation, food banning etc., should be evaluated to support the planning of emergency preparedness.

Currently, ISP 33 is being carried out under the auspices of OECD/NEA/CSNI and hosted by the Technical Research Centre of Finland. ISP 33 involves natural circulation behavior in the PACTEL facility at various coolant inventories.

Eighteen foreign organizations participated the first Workshop in Lappeenranta in February. ISP 33 is scheduled to be completed in September 1993.

The women in nuclear area are developing more effective co-operation

(page 26)

On May 21—23 year 1992 there was held in Helsinki an international conference for women of working with radiation and nuclear energy.

The women taking part are working in project Women in Nuclear Energy (WIN). WIN is an international project of Nuclear Society of Europe. The main purpose of this project is to develop public information and to encourage women in technical and scientific careers.

ISP 33-Standard Problem with the PACTEL Facility

(page 29)

Assessing the safety of a nuclear installation requires the use of a number of highly specialised tools: computer codes, experimental facilities etc. A highly effective way of increasing confidence in the validity and accuracy of such tools is provided by International Standard Problem (ISP) Exercises.

