

ATS

Ydintekniikka n:o 2/1976

KOTIMAAN PALSTA		s. 2
REVIEW OF THE U.K. NUCLEAR SCENE	R.D. Vaughan	s. 7
REACTOR TECHNOLOGY RESEARCH AT THE OECD HALDEN REACTOR PROJECT	J.E. Lunde & M. Ojanen	s. 24
ATOMIENERGIAN HYVÄSIKÄYTTÖ JA TULEVAISUUDEN NÄKYMÄT NEUVOSTO- LIITTOSSA	A.M. Petrosjants	s. 39
VALMISTAUTUMINEN YDINVOIMAN KÄYTTÖÖNOTTOON SUOMESSA		
Loviisan ydinvoimalaitoksen käyt- töönotto	P. Skyttä	s. 50
Säteilyturvallisuuslaitoksen osuus ydinvoimalaitosten koekäytössä	J. Laaksonen	s. 77
YDINVOIMALAITOSTEN SIJOITUSPAIKKA- TUTKIMUKSEN RAPORTIN ESITTELY	S. Vuori	s. 91

ATS YDINTEKNIikka

Numero 2/1976

Toukokuu 1976

Julkaisija: Suomen Atomiteknillinen Seura

Päätoimittaja: Lasse Mattila

Valtion teknillinen tutkimuskeskus

Ydinvoimatekniikan laboratorio

Lönnotinkatu 37

00180 HELSINKI 18

puhelin: 90-648931

ATS Ydintekniikka yrittää monipuolistua

ATS:n historiassa on meneillään 11. toimintavuosi. Seuraan kuuluu yli 300 henkilöjäsentä ja n. 30 yritystä kannatusjäsenenä. Voitaneen katsoa, että seuran jäsenistö kattaa maamme ydinteknikkokunnan ja ydintekniikan alueella toimivat yritykset varsin edustavasti.

Seuran toiminnan päämuotona ovat perinteisesti olleet teemailtoina toteutetut kuukausikokoukset, joihin on keskimäärin osallistunut n. 40 henkeä. Lisäksi on, usein yhteistoiminnassa muiden yhdistysten kanssa, järjestetty muitakin esitelmätilaisuuksia. Kaikilla näillä tilaisuuksilla on epäilemättä ollut suuri merkitys tiedon levittäjänä ja ne ovat myös antaneet mahdollisuuksia keskusteluun ja mielipiteiden vaihtoon.

ATS Ydintekniikka -lehden päätehtäväksi on nähty ATS:n järjestämissä tilaisuuksissa esitetyn tiedon tallettaminen ja toimittaminen myös sille osalle jäsenistöä, joka ei voi osallistua itse tilaisuuksiin. Teknisten kirjastojen kautta lehti tavoittaa nykyisin laajemmankin lukijakunnan. Lisäksi on julkaistu muitakin tärkeäksi arvioituja kirjoituksia, jopa kokonaisia erikoisnumeroita. Muutamia artikkeleita on lehdelle kirjoitettu vartavastenkin. Määrätietoista sisällöllistä toimittamista ei valitettavasti ole juuri voitu harrastaa, koska toimitus on tehtävä harrastustyönä.

ATS Ydintekniikka -lehdelle voidaan kuitenkin selvästi nähdä nykyistä laajempi tehtäväalue. Tärkeimmäksi uudeksi tehtäväksi lienee asetettava kotimaisten uutisten esittäminen, siitähän huolimatta, että lehden harva ja epäsäännöllinen ilmestyminen rajoittavat tehokkuutta. Tässä numerossa otetaan ensimmäinen askel tämän tehtävän toteuttamiseksi. On selvää, että Kotimaan tapahtumia -palstan onnistuneisuus riippuu ratkaisevasti voimayhtiöiden, muun teollisuuden, tutkimuslaitosten ym. "uutisia tuottavien" lähteiden avusta. Ensimmäiset kokemukset ovat joka tapauksessa rohkaisevia. Tässä yhteydessä haluan esittää toivomuksen, että lehdelle toimitettaisiin aktiivisesti uutistyyppistä aineistoa.

Muita ATS Ydintekniikka -lehdelle sopivia sisällön laajennuksia olisivat ainakin ulkomaan uutiset, uutisia laajemat artikkelit ajankohtaisista tapahtumista ja katsaukset ydintekniikan eri osa-alueisiin. Toteuttamismahdollisuudet ovat valitettavasti melko heikot. Jos kuitenkin jäsenistö osoittaisi pitävänsä joitakin laajennuksia hyvin tärkeinä, keinoja voitaisiin ehkä löytää. Yksittäisten kirjoitusten aiheita koskevia toivomuksia voidaan nykyiselläänkin jossain määrin toteuttaa. Palaute jäsenistöltä on aina tervetullutta.

Lasse Mattila

KOTIMAAN TAPAHTUMIA

TILANNE LOVIISASSA

Loviisan voimalaitoksen ensimmäisen yksikön kohdalla asennustyöt ovat loppusuoralla mekaanisten asennusten kokonaisprosentin ollessa jo yli 90 %.

Primääripiiri laitteineen on asennettu ja reaktorirakennukseen tulevat viimeiset säiliöt toimitetaan huhtikuun aikana.

Molemmat turpiinit generaattoreineen on myös asennettu.

Töiden painopiste on siirtymässä koekäyttötehtäviin ja tällä hetkellä on keskitytty lähinnä primääripiirin ns. Cold Hydro-kokeessa (alkaa 10.4.76) tarvittavien järjestelmien kuntoonsaattamiseen.

Loviisa 1:n käyttö lupa-anomus on jätetty kauppa- ja teollisuusministeriölle viime marraskuussa.

Polttoaineen lataus alkaa elokuussa ja sähkön tuotanto alkaa vuodenvaihteessa.

Toisen yksikön rakennustyöt paitsi reaktorirakennuksen on käytännöllisesti katsoen loppuunsaatu.

Reaktorirakennuksenkin työt on tarkoitus saada ennen kesää siihen kuntoon, että raskaita komponentteja (höyrystin) päästään ottamaan sisään elokuussa.

Mekaaniset asennukset alkavat täydessä laajuudessaan syksyllä.

Eräitä pääkomponenttien toimituksia on siirretty Atomenergoexportin ilmoituksen mukaan myöhäisempään ajankohtaan, joten Loviisa 2:n valmistumista on jouduttu siirtämään puolella vuodella, vuoden 1978 huhtikuusta elokuun loppuun.

... JA OLKILUODOSSA

Yleistä

Olkiluodon työmaan henkilövahvuus on tällä hetkellä noin 2400. Näistä ensimmäisessä laitousyksikössä työskentelee noin 1600 henkilöä.

Laitosalueen välittömässä läheisyydessä sijaitsevassa majoituskylässä asuu noin 1200 miestä.

Alueelle on valmistunut huolto- ja korjaamorakennus, joka tällä hetkellä palvelee käyttöosaston toimistotiloina. Rakennuksen tilavuus on 28 800 m³.

Samoin on valmistunut ja vastaanotettu Olkiluotoon johtava 6 metrin väylä sekä siihen liittyvä satamalaituri. Satama tulee palvelemaan rakennusvaiheen aikana suurten laitteiden kuljetuksissa sekä myöhemmin polttoaine- ja jätteiden kuljetustienä. Ensimmäinen suuri kuljetus on myöhemmin keväällä laitokselle saapuva reaktorin paineastia.

TVO I

Ensimmäisellä laitousyksiköllä on rakennustöiden valmiusaste noin 85 prosenttia.

Reaktorirakennuksessa helmikuun 8. päivänä tapahtuneen tulipalon raivaus- ja selvitystyöt ovat käynnissä. Reaktorin suojarakennuksessa suoritetaan betonin piikkausta vahingoittuneilta osin ja korjaukset on aloitettu.

Turbiinirakennuksessa on käynnissä nosturikonsolin teko turbiinisaliin.

Asennustöistä ovat käynnissä kaapelihyllyjen asennukset reaktorirakennuksen ja ohjaamorakennuksen alatasoilla.

Myös ensimmäiset prosessin kaapelit on vedetty.

TVO II

Toisen laitousyksikön rakennustyöt aloitettiin loppukesällä 1975. Sen on määrä valmistua kesällä 1980.

Sisääntulorakennuksen runko on noin 90-prosenttisesti valmis. Muiden rakennusten valmiusaste on n. 10 prosenttia.

Reaktorin suojarakennuksessa, reaktori- sekä turbiinirakennuksessa on suoritettu suurehkoja liukuvaluja.

Jäähdytysvesiteiden työt ovat käynnissä. Poistovesitunneli on louhittu ja tulovesitunnelin louhinnat saadaan päätökseen lähitulevaisuudessa.

FINNATOM KERTOO

Finnatomin ja VTT:n yhteistyö laajenee

Finnatomin ja VTT:n reaktorimateriaaliryhmän välillä allekirjoitettiin 1976-03-22 yhteistyösopimus koskien ydinvoimalaitosten primääripiirin raskaiden komponenttien valmistukseen liittyvää kehitysyhteistyötä. Sopimus on eräs viime vuonna allekirjoitettuun VTT:n ja Finnatomin yleissopimukseen liittyvistä osasopimuksista. Sen puitteissa saadaan sekä teollisuuden että VTT:n piirissä osaltaan kauppa- ja teollisuusministeriön tuella luodut resurssit käytettyä entistä tehokkaammin myös ydinvoimalaitoksen raskaimpien komponenttien valmistukseen reaalisesti pyrkivään kehitystyöhön.

TAPAHTUMIA VTT:SSÄ

VTT:n ja Yleisliittolaisen lämpötekniikkainstituutin yhteisprojekti

1976-03-17 allekirjoitettiin VTT:n sekä Loviisan ydinvoimalaitoksen toimittajan Atomenergoexportin ja Yleisliittolaisen lämpötekniikkainstituutin (VTI) välinen sopimus yhteisestä projektista, joka koskee muutostilojen lämmönsiirron mittaamista ja teoreettista tarkastelua VVER-440 tyyppisen ydinvoimalaitoksen polttoainesauvanipussa. Koelaitteisto sijaitsee Moskovassa VTI:n tiloissa. VTT toimittaa koelaitteeseen instrumentoinnin ja automaattisen tietojenkeruujärjestelmän sekä polttoainesauvoja. Projektin arvioitu kesto aika on vuoden 1979 puoliväliin saakka. VTT:n tutkijoita osallistuu VTI:ssä koelaitteella suoritettaviin instrumentointiasennuksiin ja tutkimustöihin. Projektin päävastuullisena toimintayksikkönä VTT:ssä on YDI.

Ydinvoimalaitosten sijoituspaikkatutkimus

1976-03-22 VTT luovutti KTM:lle ydinvoimalaitosten sijoituspaikkatutkimuksen. Tutkimuksessa on vertailtu ydinvoimalaitosten ja muun voimantuotannon riskitekijöitä ja taloudellisuutta. Esimerkkinä on tarkasteltu Kopparnäsiin suunniteltua ydinvoimalaitosta. Tiivistelmä tutkimuksesta julkaistaan toisaalla tässä lehdessä.

Jäähdytteenmenetyssonnettomuuksien analysointivalmius

Jäähdytteenmenetyssonnettomuuksien analysointivalmiuden kehittäminen aloitettiin VTT:ssä vuonna -72. Vuodesta -73 lähtien työtä on tehty pohjoismaisen NORHAV-yhteistyösopimuksen puitteissa. Suomen ja Ruotsin

suuresti samansuuntaisista intresseistä johtuen on yhteistyö Ab Atom-energin kanssa ollut erityisen tiivistä, vaikka Suomessa on tietenkin pyritty keskittymään Suomeen rakennettavien reaktorien erikoispiirteiden huomioimiseen.

Yhdysvaltalaisten hätäjähdytyskriteerien tultua nykyiseen muotoonsa (Acceptance Criteria -73) USNRC kehitti näitä vaatimuksia vastaavan ohjelmiston, ns. WREM-paketin (Water Reactor Evaluation Model), joka on tarkoitettu viranomaisten käyttöön reaktorinvalmistajien analyysien tarkistamiseksi.

WREM-ohjelmisto saatiin VTT:lle syksyllä -75. Ohjelmiston asennointi VTT:n käytössä oleville tietokoneille on lähes loppuun suoritettu.

Vaikka WREM-ohjelmat on jo annettu julkiseen käyttöön, Yhdysvalloissa jatkuu tiivis ohjelmien jatkokehitystyö, minkä tuloksena syntyvät uudet ohjelmaversiot tullaan saamaan VTT:lle suhteellisen nopeasti niiden valmistuttua. VTT:ssä tehdään ohjelmiin tarvittavat muutokset ja täydennykset NORHAV-ohjelman osana.

Ensimmäiset kokeet REWET-hätäjähdytyskoelaitteella suoritettu

Yhteistyössä LTKK:n voimatekniikan laitoksen kanssa on rakennettu koelaitteisto hätäjähdytysveteen liuenneen tyypin vaikutusten selvittämiseksi. Ensimmäisissä kokeissa todettiin hätäjähdytysveteen liuenneen tyypin pidentävän jäähdytteenmenetysnopeutta seuranneessa sydämen kuumenemistransientissa polttoainesauvan sammutusaikaa aina 47%. Kokeita on tarkoitus jatkaa parannetulla instrumentoinnilla.

KANSAINVÄLISTÄ

SNL:n atomienergian käytön valtionkomitean puheenjohtajan A.N. Petrosjantsin vierailu Suomessa

Neuvostoliiton atomienergian käytön valtionkomitean puheenjohtaja A.N. Petrosjants seurueineen vieraili Suomessa 1976-03-22...28.

Ministeri Petrojants on osallistunut merkittäväällä tavalla Suomen ja Neuvostoliiton välisten ydinenergia-alan suhteiden kehittämiseen. Vuonna 1969 ministeri Petrosjants toimi Neuvostoliiton valtuuskunnan puheenjohtajana, kun solmittiin maiden välinen hallitustason yhteistyösopimus atomienergian rauhanomaisen käytön alalta. Muun muassa Loviisan ydinvoimalaitoksia koskevat sopimukset on tehty mainitun puitesopimuksen perusteella.

Petrosjantsin alaisuudessa toimiva atomienergian käytön valtionkomitea on johtavassa asemassa Neuvostoliiton atomienergian hyväksikäyttöön liittyvien ohjelmien suunnittelussa ja toteuttamisessa.

Ministeri Petrosjants piti maanantai-iltana 22.3. atomiteknillisen seuran ja Paasikivi-seuran järjestämässä tilaisuudessa Helsingissä esitelmän aiheesta atomienergian kehitysnäkymät. Hän kosketteli esityksessään Neuvostoliiton saavutuksia ja tulevaisuuden suunnitelmia muun muassa sähköenergian kehityksessä. Neuvostoliitossa ollaan siirtymässä 440 MW:n ydinvoimalaitoksista uuteen edistyneeseen 500 MW:n laitosyksikköön sekä samoilta ratkaisuille perustuvaan 1000 MW:n painevesireaktorilla varus-

tettuun ydinvoimalaitostyyppiin. Lisäksi Neuvostoliitossa rakennetaan jopa 1500 MW:n grafiittijäähdytteistä ydinvoimalaitosta; tälle ratkaisu-
sulle perustuvia ydinvoimalaitoksia tulee Leningradin lähistölle neljä
1000 MW:n yksikköä. Kuitenkin pääsuuntaus on tulevaisuudessa hyötö-
reaktoriohjelmien ja fuusioenergian käyttöönoton kehittämisessä. Esi-
telmä julkaistaan ATS Ydintekniikassa tässä numerossa.

Vierailunsa aikana ministeri Petrosjants tapasi mm. Tasavallan Presidentti
Urho Kekkosen, kauppa- ja teollisuusministeri Eero Rantalan sekä ulko-
asiainministeri Kalevi Sorsan. Ministeri Petrosjants on lisäksi tutus-
tunut muun muassa Valtion teknilliseen tutkimuskeskukseen Otaniemessä,
Rauma-Repola Oy:n Mäntyluodon tehtaisiin sekä Loviisan ja Olkiluodon
ydinvoimalaitostyömaihin.

Ranskan ydinteollisuuden esittäytyminen

Suomessa vieraili 1976-04-22...23 Ranskan suurlähetystön järjestämänä
ranskalaisia ydinvoima-alan asiantuntijoita CEA:sta, EdF:stä ja FRAMATO-
MEsta. Vieraat esittelivät Dipolissa kahden päivän aikana mm. Ranskan
ydinenergiaohjelmaa, ranskalaisten reaktori- ja laitosratkaisuja sekä
ydinpolttoainehuoltoa. Esitelmätilaisuuksiin osallistui runsaasti suoma-
laisia ydinteknikkoja. Vieraat jättivät monipuolista esite- ym. kirjal-
lista materiaalia, jonka sisällöstä ja saatavuudesta ilmoitetaan jäsenis-
tölle.

Länsisaksalaisen energia- ja ydintekniikka-alan delegaation käynti

Suomessa vieraili 1976-04-04...07 Saksan Liittotasavallan Tutkimus- ja
Teknologiainministeriön neljän hengen delegaatio. Vieraille esiteltiin
mm. Suomen energiapolitiikkaa sekä ydinenergia-alan valvontajärjestel-
mää ja tutkimustoimintaa. Keskusteluissa pyrittiin mm. luomaan pohjaa
järjestelyille, jotka edistäisivät Saksan Liittotasavallan ja Suomen
välistä kanssakäymistä energiateknologian alueella.

Suomi liittyi NEA:aan

Suomi liittyi v. 1976 alusta jäseneksi OECD:n Nuclear Energy Agencyyn
(NEA). NEA:aan kuuluu nyt 22 kaikkiaan 24:stä OECD:n jäsenmaasta.

by R.D. VAUGHAN

NUCLEAR POWER COMPANY (RISLEY) LIMITED

REVIEW OF THE U.K. NUCLEAR SCENE

I would like to deal first with the technical status of the nuclear power plants and fuel plants operating or under construction in the UK; and then to go into the current reactor plans and the basis for these plans. Finally, I propose to put to you some projections for the future of nuclear power. This being closely linked with the matter of world resources of uranium, it must necessarily involve the consideration of energy supply and demand on a world basis.

The UK commercial nuclear programme was conceived in 1956 when the Suez canal was closed and oil supplies were considered to be in peril. The nuclear power stations ordered and set to work in the subsequent 12 years were all of the magnox type and now generate over 10% of the UK's electricity. In Fig. 1 is shown the location of these stations, together with the sites of the advanced gas-cooled reactors under construction and the SGHW reactors now planned. One of the features of the magnox reactors has been their reliability and simplicity of operation. The small units which were constructed originally to produce military plutonium at Calder Hall and Chapelcross have operated for 15 to 20 years with load factors consistently in the neighbourhood of 90%. In the later magnox stations the size of reactor was increased and the operating conditions of temperature and gas pressure were both raised in order to reduce capital cost. These stations have performed well but not quite so well as the earlier ones. In the 1960's great emphasis was placed on the predicted unit capital costs of nuclear power stations, and in the UK this led to the introduction of the advanced gas-cooled reactor.

With the AGR the basic change from the magnox reactors was a 200°C increase in coolant temperature and doubling of coolant pressure. A substantial increase was also made in the heat output from each channel of fuel in order to reduce the size of the reactor and hence the pre-stressed concrete pressure vessel. Several important consequences come from these changes. Firstly, it was necessary to use oxide fuel and a 25% nickel/20% chromium iron alloy canning material. Secondly, in order to retard the chemical reaction between carbon dioxide and the moderator graphite, it was necessary to arrange for a fraction of the coolant gas to flow through the graphite to cool it before flowing up the fuel channel. Thirdly, for protection of the concrete pressure vessel against the high gas temperatures, it was necessary to develop more sophisticated thermal insulation than that required for magnox reactors. Most of the difficulties encountered with the advanced gas-cooled reactors have been attributable to the enhanced conditions by comparison with the magnox stations.

For example, the transmission of sound energy - especially at low frequencies - in the high pressure carbon dioxide, can be very damaging. Substantial redesign of the pressure vessel thermal insulation has been necessary in order to protect it from noise damage. The control of gas flow in the individual channels of the reactor is achieved by a valve in

the channel outlet which can be adjusted on load. Typically, the energy dissipated in one valve can be as much as 30 kW, and the resulting turbulence can induce severe vibration of linked components, leading to progressive wear of rubbing surfaces, and subsequent damage. It was a problem of this kind which prevented us from taking the first two AGR stations up to power a year ago. Since then we have been able to explain the damage mechanism, develop a means of preventing it and carry out the necessary modifications in each of the reactor channels. The reactor commissioning operations have now been resumed and we expect to have two AGRs on load within a week.

I should not like to give the impression that problems of this type were not anticipated at the outset. On the contrary, extensive testing was undertaken before reactor construction, but it is difficult to reproduce full reactor conditions faithfully in test facilities. Designs which were tested under the most severe environments obtainable in test rigs have proved to be inadequate in the reactor. The AGR power stations have certain merits which should not be overlooked. The pre-stressed concrete pressure vessel gives safety features which are most desirable and which, in my view, are difficult to match in water reactors of any kind. One conclusion from our experience is that it is unwise to develop several different versions of the same basic reactor system within one country. Although their problems are substantially common, the variations in the designs often dictate different solutions, which is very demanding of technical resources. The most important difference between the AGRs under construction in the UK is illustrated in the next two figures.

In Fig. 2, a section of the Hinkley Point AGR, the separation of higher pressure and lower pressure gas is achieved by a bell which is penetrated by ducts carrying the gas from fuel channels as well as control rods and other items which need access to the core. The boilers are placed in an annulus surrounding the core outside the pressure bell but inside the main concrete pressure vessel. In Fig. 3, showing the reactor under construction at Hartlepool, the boilers are contained in pods within the concrete vessel wall, connected to the main cavity of the vessel by ducts at the top and bottom.

In this review of the reactor development position up to the present time, I should also refer to our fast reactor experience. It is about 20 years since we began construction of the Dounreay fast reactor. This reactor, of 60 MW heat output, and using multiple loops with many small pumps, has operated satisfactorily for the last 10 years. It has given us a great deal of confidence in our understanding of fast reactor processes and in the design, reliability and endurance of fast reactor fuel. The Dounreay fast reactor itself was supplied with heavily alloyed uranium metal fuel, but it has been possible to test in it samples of oxide fuel pins of the type which will be used in fast reactors for many years, both in Britain and elsewhere. The burn-up experience with fuel of this kind has been highly satisfactory.

In 1966 the UK decided to embark upon the construction of a 300 MW prototype fast reactor. The design objectives at that time were the

development and demonstration of fuel assemblies similar in all important respects to those which we expected to use in a full-scale reactor, and also the adoption of steam generators, super-heaters and re-heaters based on designs which could be applied directly to larger scale units. It is now clear that we were over-ambitious in some of these objectives. The programme of supply of sub-components for the fast reactor was delayed due to the inability to fabricate certain of the units. It is not sufficient in this respect simply to blame the fabricator: it is part of the responsibility of a design engineer to produce designs which can be fabricated within the existing body of knowledge, or he must recognise that his design represents an experiment in fabrication.

In the commissioning of the prototype fast reactor there have been some delays due to bearing problems with sodium pumps, but, otherwise, the nuclear components have performed satisfactorily. We have, however, encountered difficulties with leakage of boiler and super-heater tubes and with the consequent corrosive effects of the caustic soda produced by these leaks. I hope that it will soon be possible to bring the reactor up to power. We believe that the difficulties which we have encountered provided information which is of considerable value in the design of the next generation of boilers and heat exchangers for the full-scale fast reactor. Fig. 4 shows a cross-section of the current UK design for a 1300 MW sodium-cooled fast reactor.

I should now like to deal with the development up to the present of nuclear fuel cycle operations within the UK, currently the responsibility of British Nuclear Fuels Limited. The facilities created originally for production of weapons material had been developed and extended to deal with the needs of the civil magnox fuel programme and to anticipate the requirements of the advanced gas-cooled reactors which use enriched oxide fuel. For this reason, during the 1960's the fuel production factory at Springfields was extended and developed, both in its capacity for the production of a wide variety of magnox fuel and also for the manufacture of uranium hexafluoride by a fluidised bed process, and the reconversion of enriched uranium hexafluoride to UO_2 . A facility for the production of UO_2 pellets suitable for the AGR and the assembly in a semi-automatic manufacturing line of AGR fuel elements was also added.

At Capenhurst the Atomic Energy Authority operated a diffusion plant from the early 1950's. This plant has a capacity of a few hundred tonnes of separative work applied to the manufacture of fully enriched uranium. In the middle 1960's, when the first AGR station was authorised, it was agreed that the diffusion plant, which by that time was not required for the production of weapons material, should be converted to civil use. The stages required for this purpose were the largest in the plant, and about three-quarters of these were modified so as to double the separative work output per stage whilst increasing the electrical consumption of the stage by only about 20%. When these modifications were completed in 1969 we had a capacity for an annual production of about 400 tonnes of separative work at the enrichment levels required for the AGR programme. We expected at that time that we would have a continuing programme of ordering of nuclear stations using enriched uranium, and that we should have to provide in the United Kingdom the necessary additional enrichment capacity. A considerable amount of work was done on the design and development of a

larger diffusion plant stage which, by operating at different pressures, could be used to produce a range of outputs. A full-scale prototype of this stage was built and tested and performed very satisfactorily.

But in the early days of the weapons programme in the United Kingdom we had examined the possibility of producing high levels of enrichment by the use of gas centrifuges. The work had not been very successful. It did, however, give the United Kingdom technologists some understanding of the problems of the gas centrifuge and, therefore, when in 1960 the work of Zippe was published we immediately recognised the possibilities which were opened by his approach to the problem. A rather small-scale programme of exploratory work along the lines of the Zippe centrifuge was therefore started in the United Kingdom in 1960 and was pursued until 1966.

About that time it became clear that the basic need was to demonstrate that the machine which had been evolved as a result of the 6-year programme could be manufactured and would give a satisfactory life. About 25 machines were therefore constructed and put on life tests. Satisfactory results were obtained and confidence in the performance and reliability of the design increased. New targets were set: they included the development of manufacturing methods for the gas centrifuge, the demonstration of its cost of manufacture and the increase in output of the machine. Cascades of machines were tested and, finally, by the end of the 1960's the UK Government was persuaded that it was right for us to abandon the further development of diffusion technology for civil applications and to concentrate instead upon the gas centrifuge.

We did not expect in the United Kingdom that we would be able to compete with a United States diffusion plant because power costs in the United Kingdom were relatively so much higher. This meant that we should be supplying a small market and that the diffusion plant would be small and, therefore, even less competitive. These disadvantages did not seem to apply to the gas centrifuge, and when it was found that Holland and Germany were pursuing a similar development programme it seemed sensible to join them. Since that time the development work of the three countries has been increasingly coordinated. So far as the UK is concerned, we have operated our first small gas centrifuge plant with few thousand centrifuges for about three years. It has given an annual failure rate of only about one third of 1%. More recently, we have commissioned a second small plant which incorporates advances both in the output of the machines and in the methods by which they are combined. The second plant forms the basis for the first true prototype unit now under construction at Capenhurst and which is expected to be in operation next year. It will produce a little over 200 tonnes of separative work per year and all centrifuge assemblies used in it will have been produced and assembled at Capenhurst. So Capenhurst has become not only a site where enriched uranium is produced from diffusion plants and centrifuges, but also a site where the centrifuges themselves are manufactured.

The third main operation of the fuel cycle, the reprocessing of irradiated fuel and the recovery of plutonium is, of course, carried out at Windscale. A plant for the reprocessing of magnox fuel was built in the 1960's and worked very satisfactorily for more than 10 years. Recently there have been difficulties in the operations in which the cans are removed from the magnox fuel elements, but this is not a reflection upon the main chemical

separation plant. Indeed, the performance of magnox fuel elements in the reactors proved to be so satisfactory that the irradiation period was increased and the capacity of the reprocessing plant was under-utilised. It was, therefore, decided in the middle 1960's to decontaminate an old plant which had been used for the first production of military plutonium and convert it to reprocess oxide fuel elements through the stages of chopping, dissolving and a first cycle of decontamination. This plant was commissioned and operated satisfactorily, but a little over two years ago problems arose from the precipitation within the plant of undissolved solids consisting of zircaloy fines and insoluble fission product grains. The oxide reprocessing operations have, therefore, been suspended whilst steps are taken to understand the problem, to propose modifications to the plant, and to secure the agreement of the Nuclear Inspectorate to these modifications.

It is our intention to bring this plant back into operation. We also aim to construct at Windscale several oxide storage ponds and two large reprocessing plants, each about 1,000 tonne capacity, for which preparatory work is already being undertaken.

I should now like to turn to the recent history of energy policy and its consequences to the organisation of the nuclear industry in Britain and to the future prospects for reactor construction. It is now almost four years since the original proposal was made for a re-examination of nuclear policy. The review was carried out as a part of the duties of the Government Departments concerned and involved the appropriate Ministers. The first conclusion to be reached was one which had been the subject of debate in Britain for a number of years: namely, that the volume of business available for some time to come did not justify more than a single company or group of companies in the United Kingdom for the provision of nuclear power stations.

The structure which has emerged is illustrated in Fig. 5 which shows the ownership and management of both the nuclear reactor industry and of the nuclear fuel industry. Ownership of the reactor industry is divided between three parties: the Government, which, through the Atomic Energy Authority, holds 35% of the shareholding; the General Electric Company, which holds 30% of the shareholding; and a corporate body known as British Nuclear Associates, which holds the remaining 35%. The shareholding of British Nuclear Associates is distributed between those companies which previously participated in the nuclear reactor industry as shareholders of APC, BNDC and TNPG. National Nuclear Corporation, in which these parties have a shareholding, is itself a supervisory board and company without staff. The executive arm, Nuclear Power Company, a wholly-owned subsidiary of NNC, is organised into three Reactor Divisions, each responsible for one of the reactor types on which we are now engaged, and a Technology Division looking after basic nuclear design, engineering development and safety policy.

Ownership of the Nuclear Fuel Company at present is 100% with the Government and is held for supervisory purposes by the Atomic Energy Authority. The Nuclear Fuel Company is itself made up of three main divisions concerned with fuel manufacture, enrichment and reprocessing. Its headquarters at Risley of approximately 1,000 people, is primarily involved in the design

and procurement of plant. The Fuel Company is a participant in several European ventures, including United Reprocessors, Nuclear Transport Ltd., and the Centec/Urenco organisation responsible for the exploitation of the gas centrifuge. The Reactor Company does not for the present have significant commitments of this type, though we hope and are encouraged by our Government to secure a fully cooperative arrangement in relation to the development of fast breeder reactors.

Subsequent to the decisions on the organisation of the nuclear industry, the type of reactor to be adopted by the UK was reviewed. The importance of the fast reactors was soon confirmed and work was started on the design of a full-size demonstration plant of about 1200 MW. This work is paid for by the British Government and is carried out by NPC.

The selection of a thermal reactor system for the next phase of the United Kingdom nuclear power programme proved to be difficult. It is necessary to bear in mind that this selection was being made about a year and a half ago when the environmentalist arguments and the consequent problems in the United States for the light water reactors were at their most severe. As a result, despite the wishes of the Central Electricity Generating Board and the views of a number of other people in the industry, it did not prove possible for the British Government to accept the light water reactor systems based on pressure vessels, and it was decided instead to develop and use the heavy water moderated pressure tube reactor. The 100 MW version of this reactor, built by the UKAEA, has been operating at Winfrith Heath for the last six years. The station was constructed within the scheduled period and within the scheduled cost. It has operated satisfactorily despite some early problems which arose from the inadequate performance of ion exchange units and the consequential deposition of crud on the fuel elements. The commercial reactors which are to be constructed for the United Kingdom power programme by NPC will have approximately six times as many channels, giving six times the output of the Winfrith steam generating heavy water reactor, the individual channel outputs being the same. The principal differences arise from those components whose numbers do not necessarily increase as the size of reactor is increased, such as the steam drum, and from changes in the materials of construction which are a consequence of the increase in size and of the more sophisticated safety philosophies which have to be applied to present commercial stations.

Figs. 6, 7 and 8 show the flow diagram and cross-sections of a typical steam generating heavy water reactor of about 600 MW output. It has two steam drums which are horizontal and which are provided with cyclones and steam de-watering packs. From each drum there is a number of downcomers chosen so as to restrict the diameter of leakage in the event of pipe failure. These are grouped to provide the feed to the circulating pumps. From the circulating pumps the coolant is fed via a distribution network of pipes to the base of the pressure tubes which pass through the core of the reactor. The pressure tubes are connected in small groups to headers which are attached to the drums. It will be possible to monitor the coolant composition emerging from each channel to determine the percentage of steam generated. A second interesting feature of the design is the incorporation in the fuel bundle of an emergency core cooling spray which will operate whenever the reactor is producing power, and which will be regularly monitored to ensure

that the coolant spray is functioning correctly in each channel. Provided that the linear pin rating of the fuel is not too high, and provided the spray system is properly designed, the safety case for the reactor in the event of a breach of the circuit to an individual channel will not be dependent upon assumptions about the re-wetting or re-flooding of the channel because the spray system will operate from the beginning of the accident.

NPC is at present engaged in the development of the detailed design for 600 MW SGHWRs and in the preparation of the safety case for presentation to the Generating Boards. Under United Kingdom law it is the responsibility of the reactor operators, that is to say the Generating Boards, to present the safety case to the Nuclear Inspectorate. If all goes well with our work, we hope that the Generating Boards will obtain a licence permitting us to start construction of the first station next year. We expect that the construction and commissioning period for the reactor will be about 6 years, and the first of the SGHWRs should be commissioned by the end of 1983.

It will be necessary to establish in Britain a manufacturing industry for those components of the SGHW which are specialised, particularly the pressure tubes, the steam drum units, the circulating pumps, the calandria vessel which contains the heavy water and the associated shield tanks. We cannot be sure of the scale on which SGHWRs will be ordered in the future. The present commitment of the Government is to the ordering of 4000 MW of capacity over a period of about three years. It seems reasonable to assume that the ordering rate will continue at about this level for the remainder of the 1970's, although it is evident that the rate must depend in part upon the economic situation in Britain and in Western Europe.

There is an even broader context in which we should now consider the construction of thermal reactors, and this is against the possible constraint of world uranium supply. I would like to devote the remainder of my lecture to consideration of the data already available and the conclusions that may be drawn in regard to future reactor programmes.

The Western world's reserves of uranium ore will yield one million tonnes of uranium metal at extraction costs up to \$20/lb U_3O_8 in today's currency, and we are reasonably assured that two or three times this amount will be obtainable from lower grades of ore at higher extraction costs. Further resources have yet to be identified, but it is estimated that the total resources that can be exploited at a useful rate will lie between 8 and 10 million tonnes. This is borne out in Table 1 using conventions for ore cost adopted by OECD in March 1973.

TABLE 1

Free World Uranium Resources

Ore cost \$/lb U ₃ O ₈ at March 1973	Resources reasonably assured Mt	Resources awaiting discovery Mt	Concentration ppm
<10	1.0	1.0	700-2500
10-15	0.7	0.7	450-1600
15-30	1.0	1.0	250-800
30-50	0.5	1.0+	140-500
50-150	0.5	1.0+	> 50
	3.7	4.7+	

Another consideration, even more important than the total resources, is the rate at which uranium can be mined and made available by the exporting countries. World production capacity is at the moment about 30 ktU/annum. This rate could double by 1980 with existing reserves and treble by 1985, providing new deposits are found and developed fast enough to secure an eight-year forward reserve. If the trend can be maintained, the Western world should be producing 150 ktU/annum by the end of the century, as shown in Fig. 9. This projection has been confirmed very recently by Panmure Gordon, mining share brokers, who have analysed the world potential output mine by mine and agree with the geologists predictions.

In January 1975, OECD published combined estimates of nuclear plant requirements in the Western world to the year 2000 and concluded that by that date we should have an installed capacity of 2800 Gw. If such a nuclear programme were to be met entirely by reactors of current type, mainly light water reactors, the consumption of natural uranium, based on today's technology, would follow the pattern indicated in Table 2.

TABLE 2

Uranium consumption for wholly thermal reactor programme

Year	Western world nuclear capacity (OECD) GW	Annual uranium consumption ktU/a	Cumulative uranium consumption MtU	Committed* uranium consumption MtU
1980	215	60	0.3	2.1
1985	540	110	0.75	4.0
1990	1030	180	1.5	6.2
1995	1800	300	2.75	9.0
2000	2800	400	4.5	12.8

* based on date of ordering power stations.

Here it is seen that the annual uranium requirement would exceed the likely production from 1985 onward. By that date, in fact, we should have already committed the world's known uranium resources to fuel in their lifetime the thermal reactors then operating or under construction.

This is far too early to run into a constraint on the nuclear programme which, by then, should account for half the rate of growth in primary energy production in the Western world. Measures will have to be adopted to reduce the uranium demand per GW installed before available resources are wholly committed. Failing this, we shall have to be content with a much smaller nuclear programme than that projected by the OECD only a year ago.

In regard to thermal reactors, the steps that may be contemplated are:

- (a) construction of more enrichment plants so that they may be operated at smaller throughput with lower tails assay,
- (b) construction of a greater number of natural uranium (CANDU) reactors which require less uranium,
- (c) re-optimisation of enriched light water-cooled reactors for lower uranium consumption.

However, all of these steps are mere palliatives in that they can only postpone the uranium shortage by three or four years.

The key to uranium conservation is the fast breeder reactor which relies for its fuel on the byproducts of the thermal reactor programme, Pu₂₃₉ and U₂₃₈, and does not require the mining of any fresh uranium. If fast breeders could be introduced from 1985 to the limit of plutonium availability, there would be something like a 20% reduction in annual uranium requirement by the end of the century and 50% reduction ten years later, the exact saving depending on the breeder performance. In Fig. 10 can be seen how a 12-year breeder, that is a breeder with 12 years linear plutonium doubling time, would be able by year 2035 to displace thermal reactors entirely and bring uranium consumption back to zero. However, with the full OECD programme this is still not good enough, because in the meantime uranium consumption would have risen to a peak of 340 ktU/annum, which is well above the maximum production expected. Even with 70% of the OECD programme, the peak uranium consumption would be in excess of 200 ktU/annum.

However, it is unlikely that the uranium mining industry would attempt to produce these quantities, particularly if they foresaw demand dropping off again markedly in the following decade. A more practical situation, and one that is desirable from the point of view of the miners, enrichment companies, fuel fabricators and the whole nuclear industry, is a steady increase in the rate of uranium production to a stable value by the end of the century, along the lines of Fig. 9. Using these uranium quantities we can derive the maximum possible programme of thermal reactors. Then, using the plutonium which will be produced in these reactors we can derive in turn the maximum possible programme of breeders, subject, of course, to the choice of breeder performance.

This process has been applied in preparation of Fig. 11, where the rate of reactor construction and installed reactor capacity relate to the Western world. By the year 2000, I foresee 850 GW of thermal reactors and a possible 400 GW of fast breeders. It is noteworthy that the rate of construction of thermal reactors increases only to 45 GW per annum, and when this rate of construction is matched by the rate of withdrawal of reactors from service, total thermal reactor capacity will remain constant at about 1100 GW. The way in which this capacity is shared among the countries of the Western world will, of course, depend on their relative success individually or collectively in securing their quota of the uranium that is available.

17.

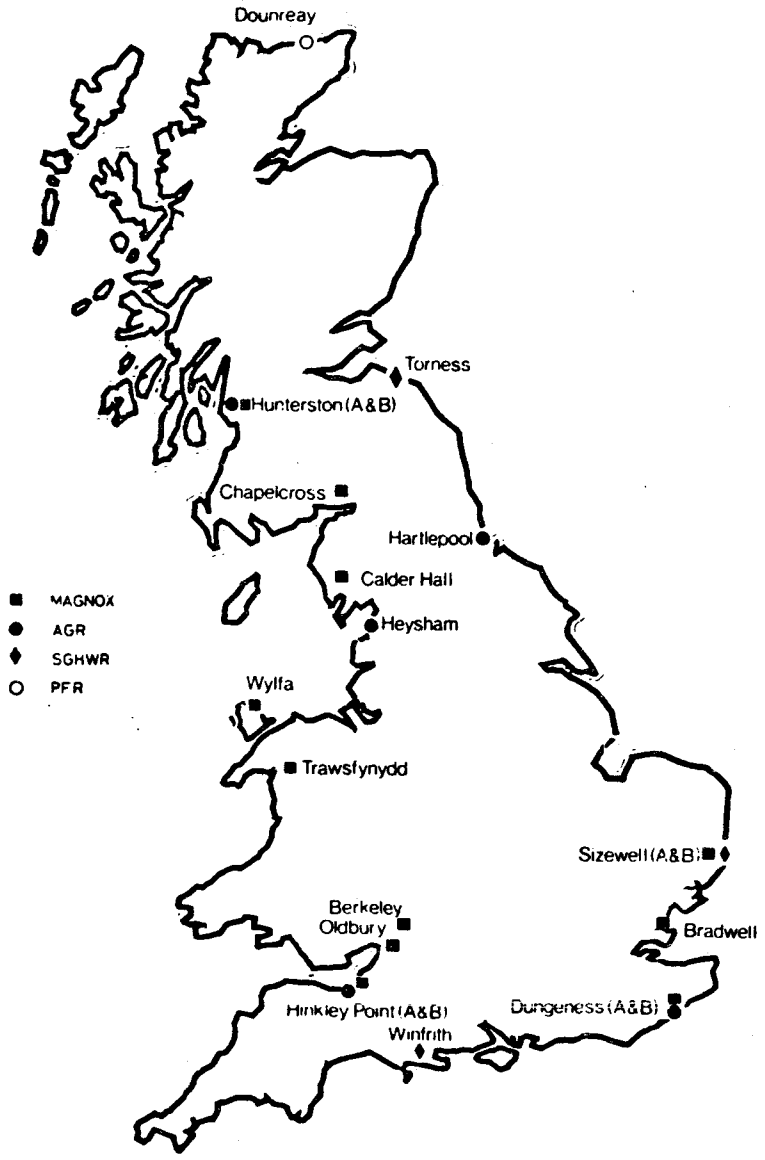


FIG 1 NUCLEAR POWER STATIONS IN THE UK (INCLUDING PROJECTED SGHWRs)

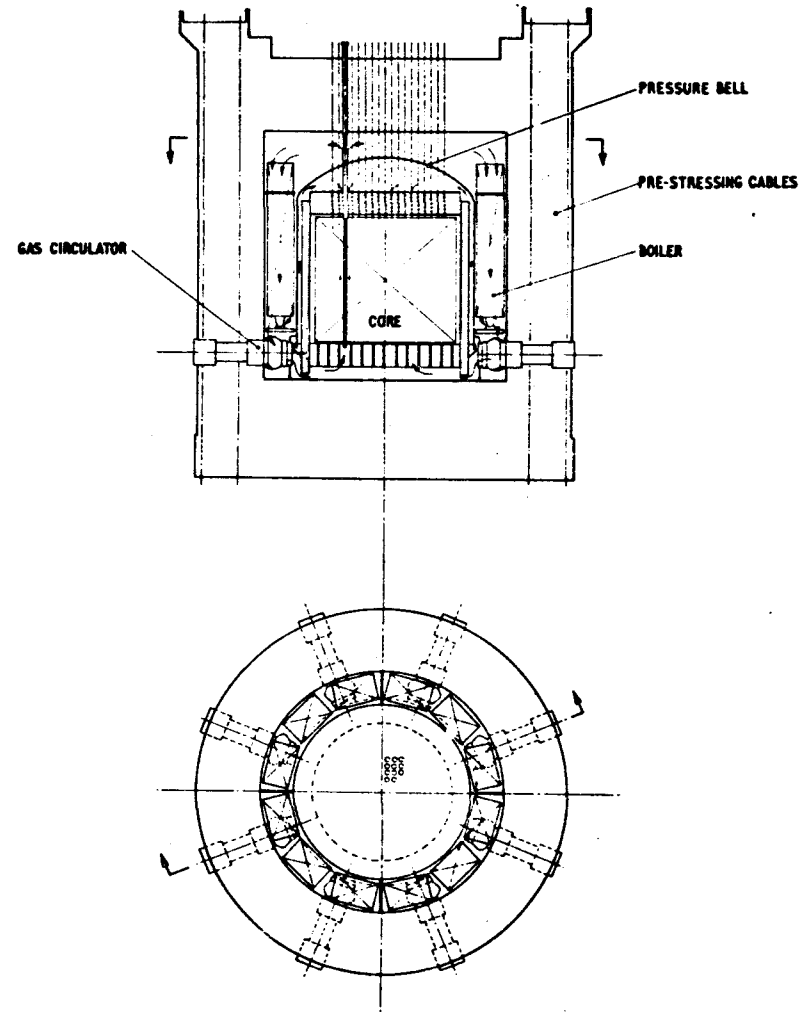


FIG 2 HINKLEY POINT 'B' AGR.

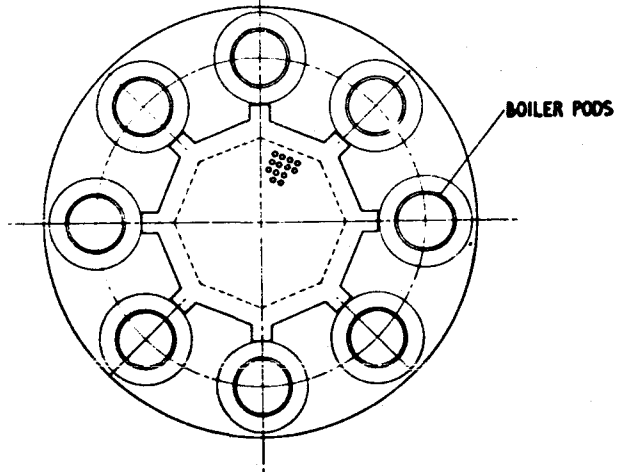
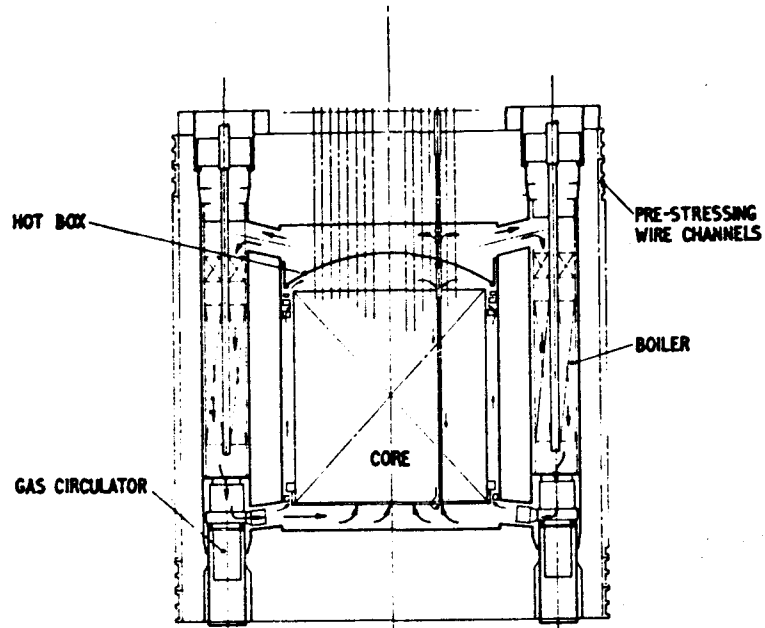


FIG 3 HARTLEPOOL AGR

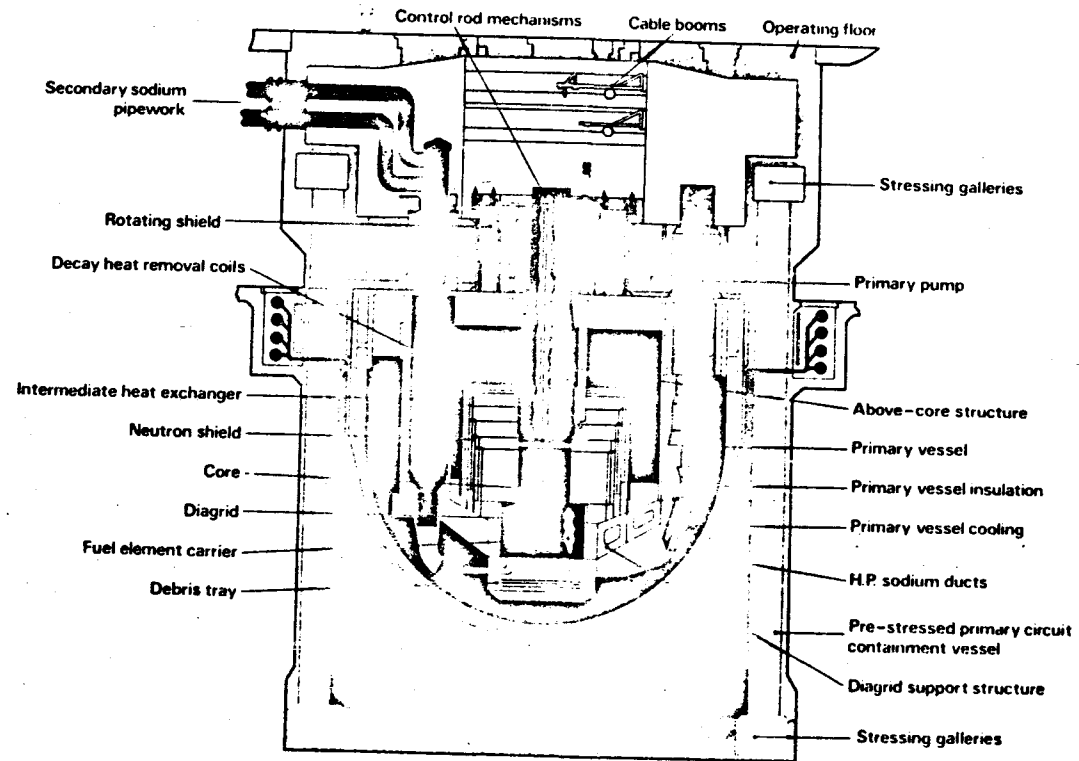


FIG 4 TYPICAL LAYOUT OF A 1300 MW(e) FAST REACTOR

18.

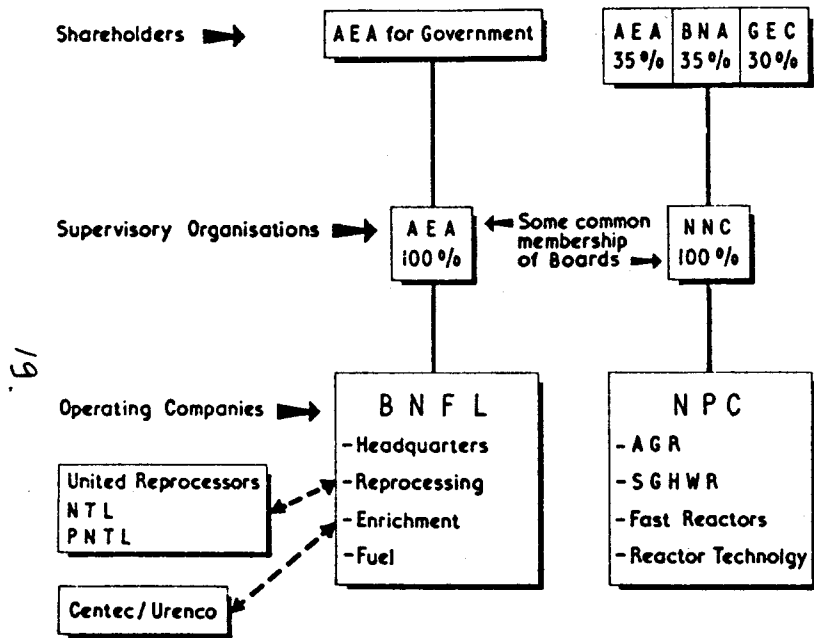


FIG 5 ORGANISATION OF THE UK NUCLEAR POWER INDUSTRY - 1975

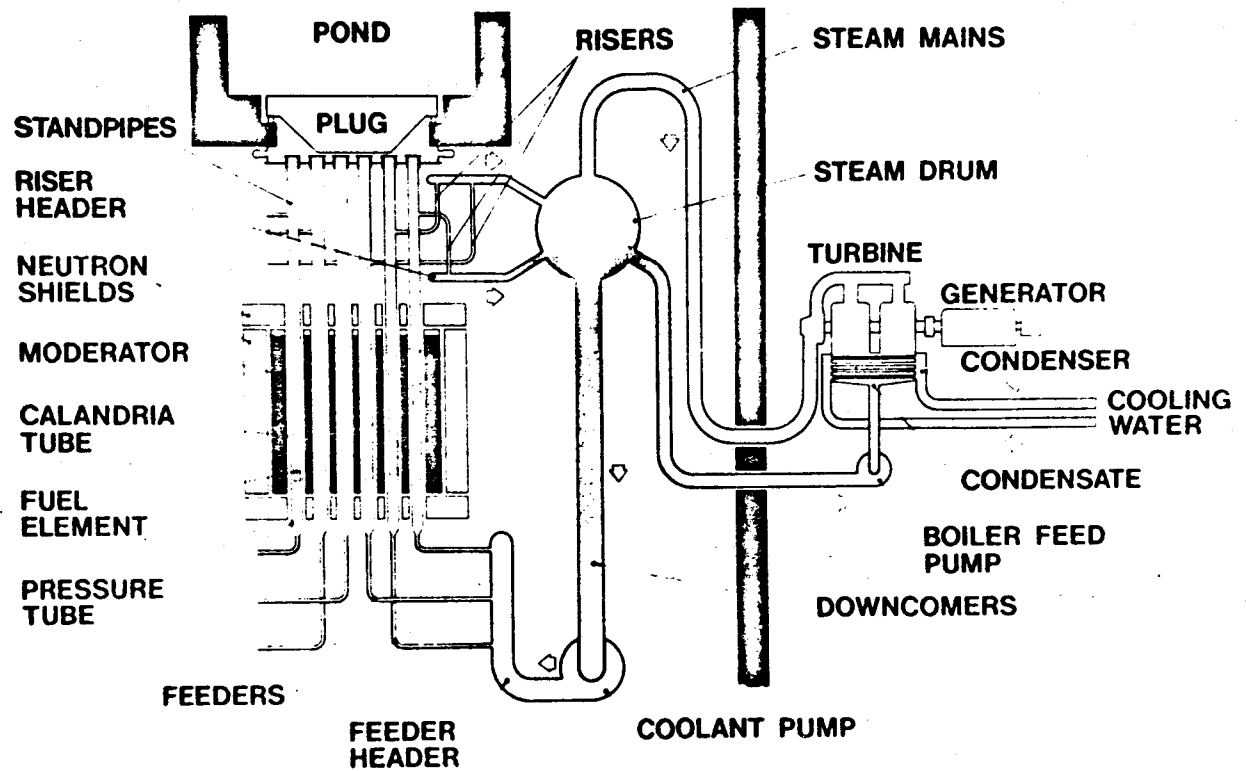


FIG 6 SIMPLIFIED FLOW DIAGRAM OF SGHWR

20.

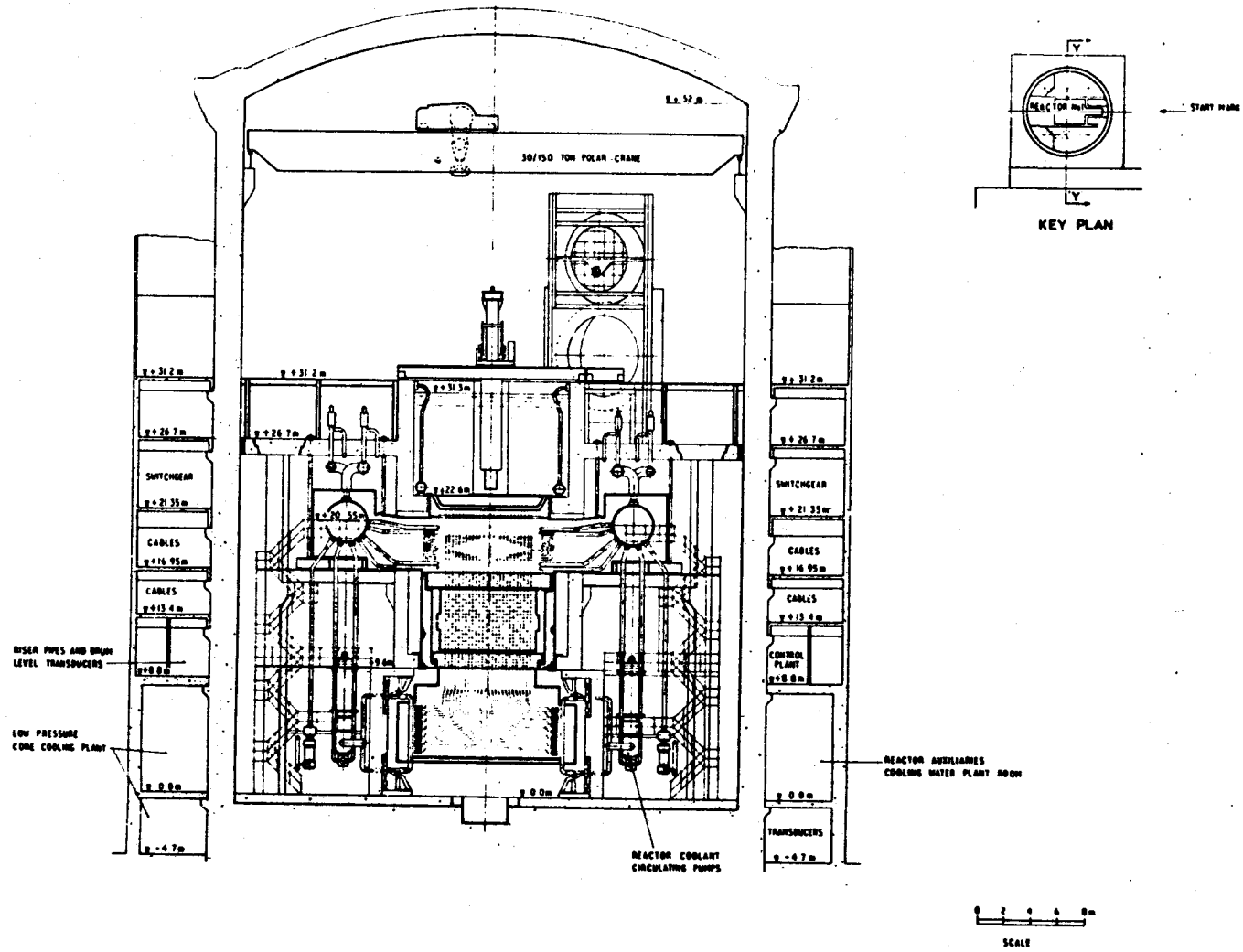


FIG 7 SGHWR BUILDING ELEVATION THROUGH PRIMARY CIRCUIT

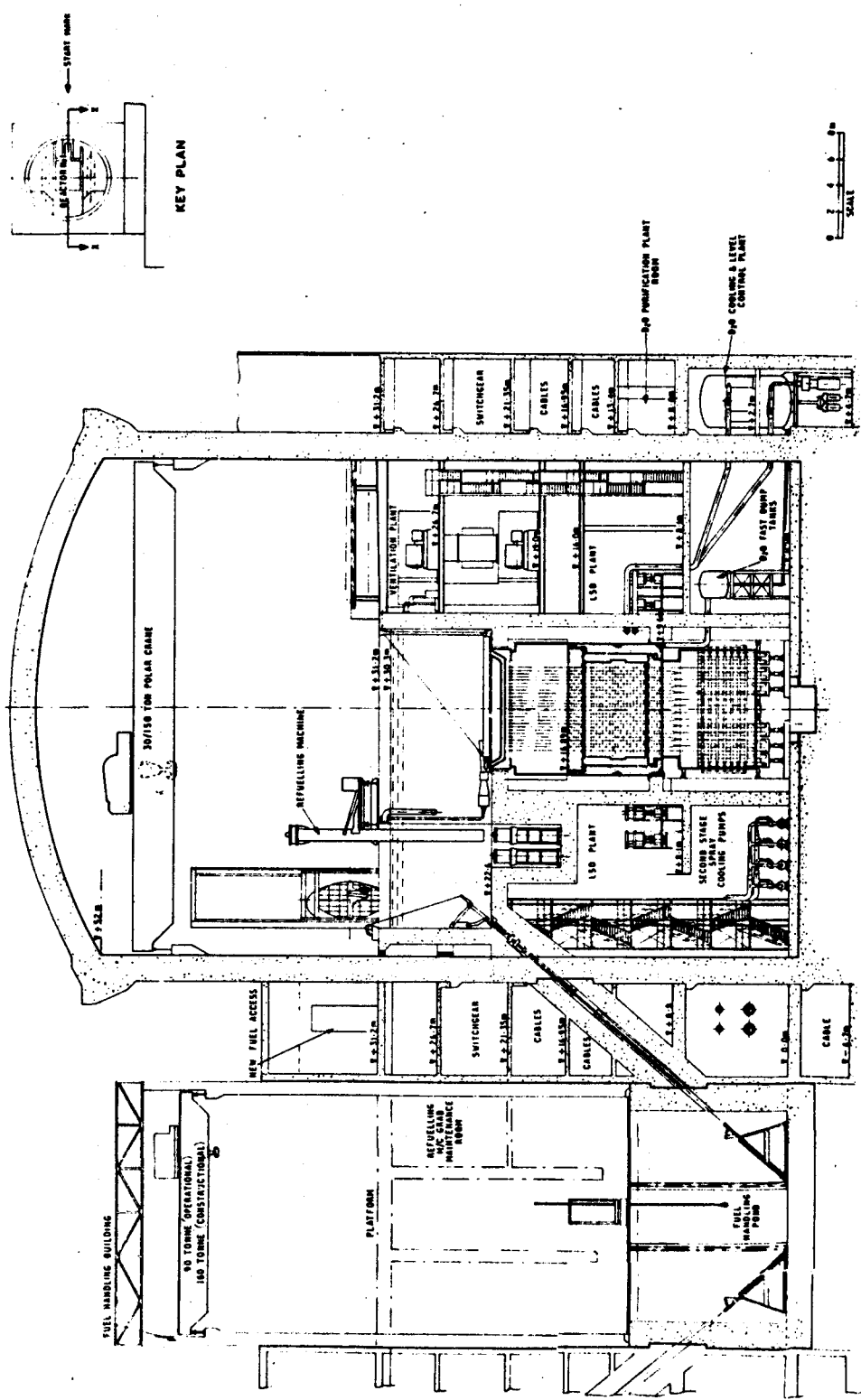


FIG 8 SCHWR BUILDING ELEVATION THROUGH FUEL TRANSFER ROUTE

22

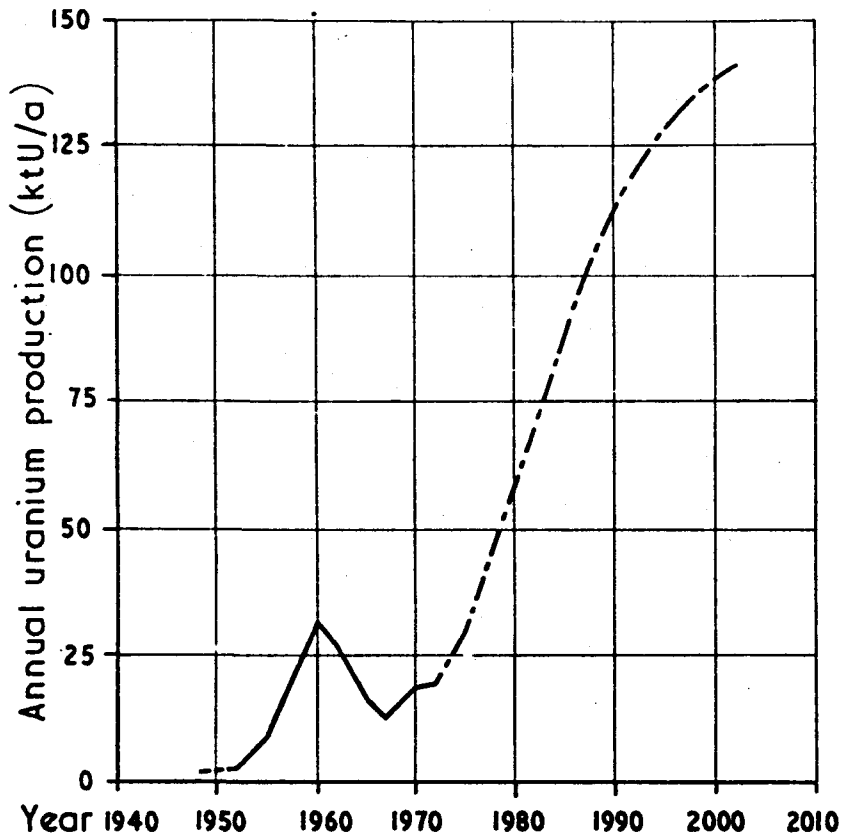


FIG 9 PROJECTED URANIUM PRODUCTION RATE, WESTERN WORLD

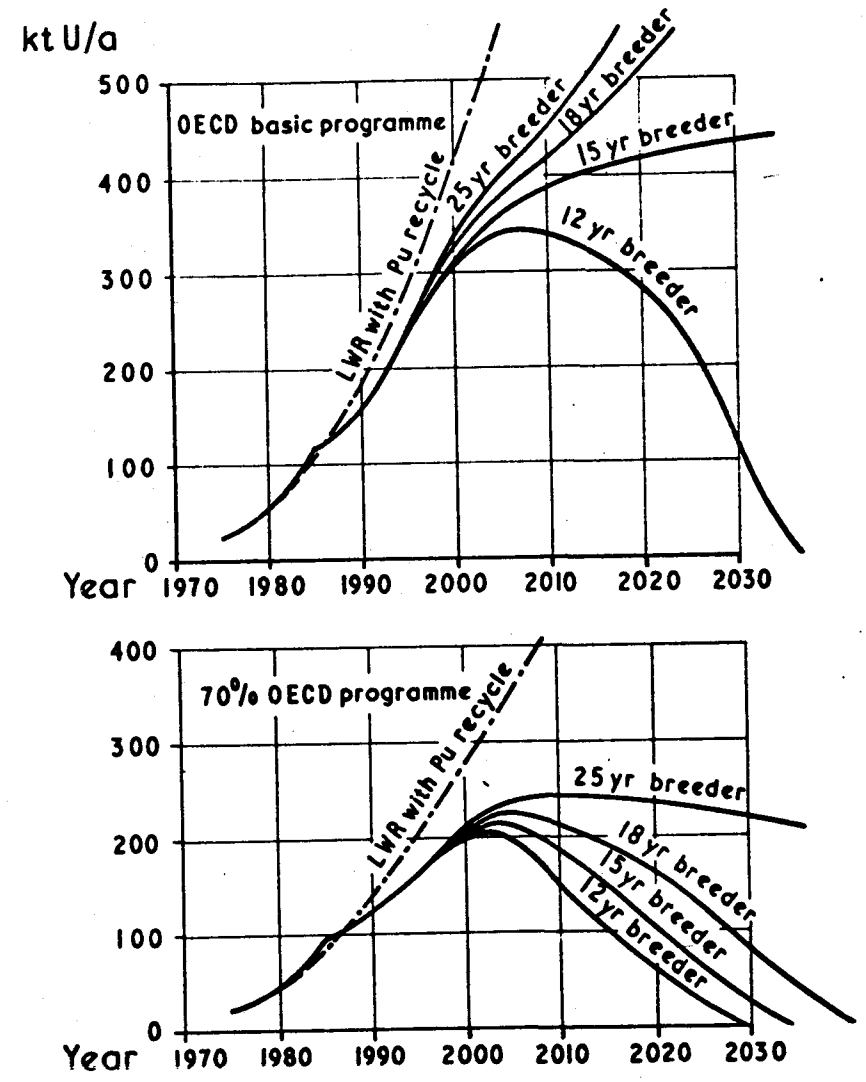


FIG 10 ANNUAL URANIUM CONSUMPTION, WESTERN WORLD

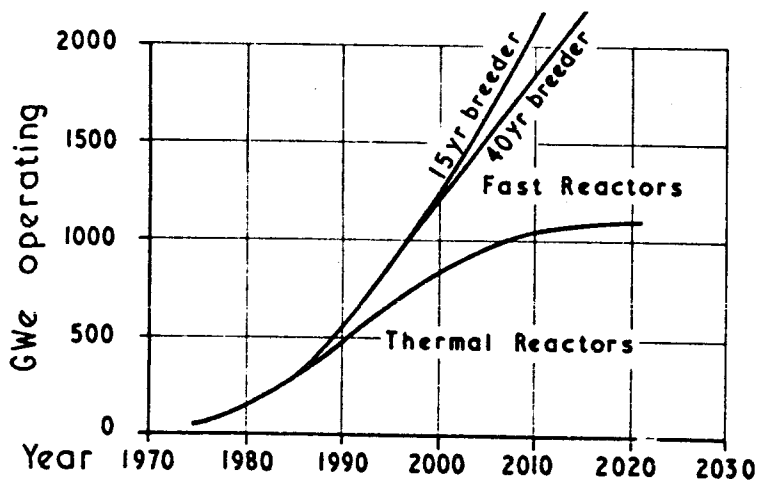
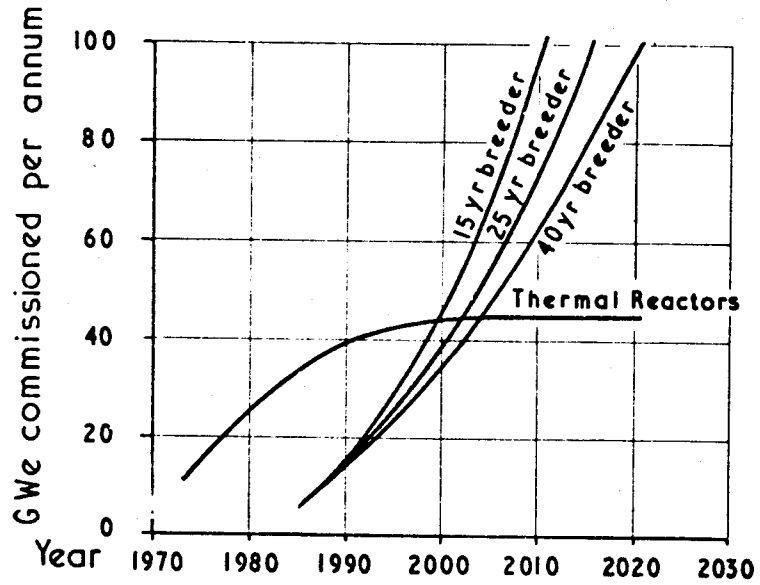


Fig 11 NUCLEAR POWER PROGRAMME, WESTERN WORLD, AS CONSTRAINED BY URANIUM SUPPLY

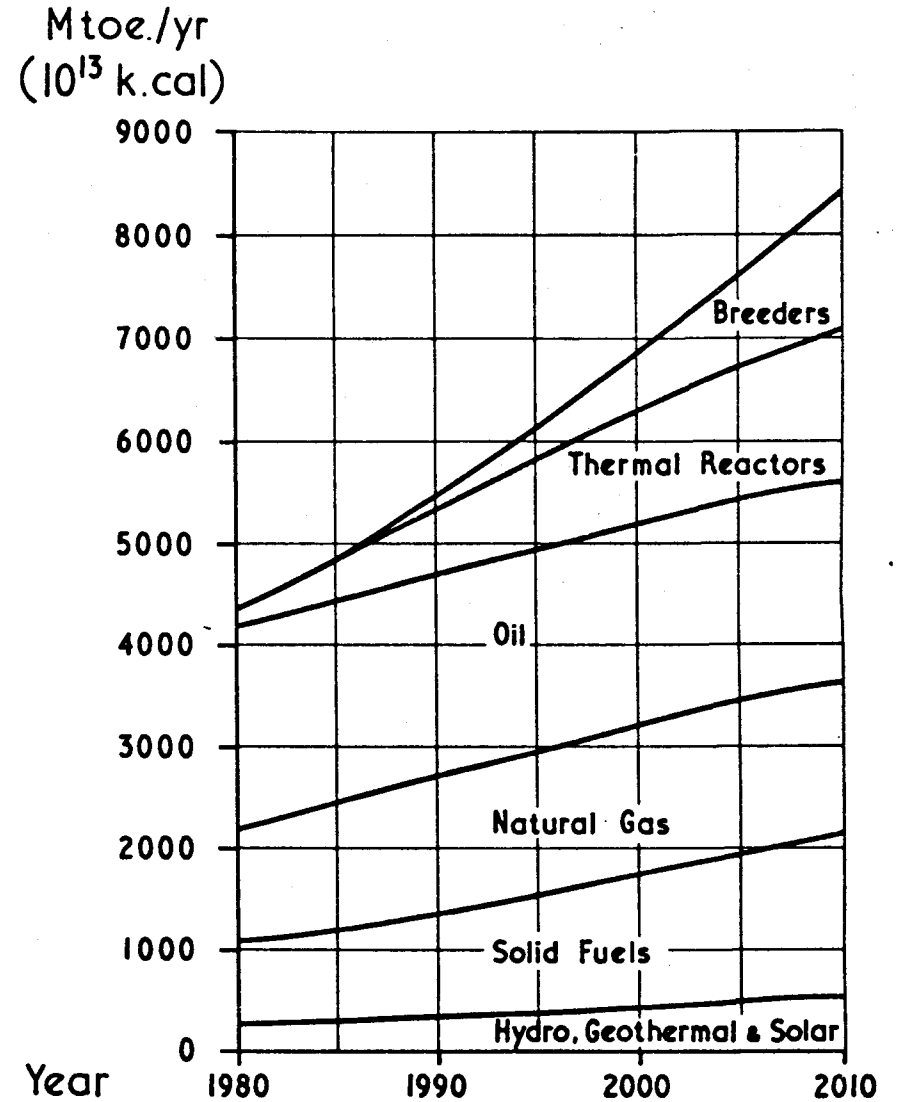


FIG 12 PRIMARY ENERGY GROWTH, WESTERN WORLD, (OECD)

REACTOR TECHNOLOGY RESEARCH AT THE OECD HALDEN REACTOR PROJECT,
NORWAY

(This paper is based on the presentation by Project Manager Jan Erik Lunde given in the ATS-meeting 1976-02-19.)

Edited by Matti Ojanen
VTT/RMR
Espoo

SYNOPSIS

An overview of the needs and background for the international activities at the OECD Halden Reactor Project will be given. These activities comprise investigations of water reactor fuel performance and safety characteristics, and development of computerized supervision and control systems.

The experimental investigations of fuel are made through extensive in-pile measurements in more than forty test assemblies, of which a large part are irradiated on behalf of the participants in the Project. The experiments are aiming studying the thermo-mechanical behaviour of fuel rods, as well as fission gas transport and release. Specifically, studies on pellet-clad mechanical interaction and associated failure mechanisms are made through rod elongation and radial deformation measurements, during local total rod power changes, in some cases until deflection of the rods occur. Thermal properties of fuel rods, i.e., gap conductance and stored energy, are studied in rigs heavily instrumented with thermocouples. Furthermore, a transient flow starvation experiment is being planned for studies of fuel rod behaviour during LOCA-type conditions. Fission gas behaviour will also be investigated, with respect to release from the fuel, the gas transport mechanism inside the rods, and the release of fission products from failed rods.

In parallel with the experimental efforts, work is devoted to the development of fuel behaviour models of correlation and analytical types.

A computerized control system for the power distribution in large cores is being developed, with special emphasis on controlling xenon-induced spatial instabilities. Furthermore, a suitable core surveillance and status display system will be worked out. Based on the operational experience with a computer-based control and supervision system utilizing colour-display units, a method for interactive plant disturbance analysis, including prime cause analysis, is being developed and tested against the Halden Reactor.

1 THE OECD HALDEN REACTOR PROJECT

The original Halden Agreement was signed in July 1958 and provided for the joint operation of the boiling heavy water reactor which was being built at Halden by the Norwegian Institutt for Atomenergi. This Agreement has been extended several times in three year periods and the one currently in force covers the period 1976-1978.

The signatories of the current Agreement are:

Danish Atomic Energy Commission
Finnish Ministry of Trade and Industry
Italian Comitato Nazionale per l'Energia Nucleare
Japan Atomic Energy Research Institute
Kernforschungsanlage Jülich GmbH
Reactor Centrum Nederland
Norwegian Institutt for Atomenergi
Aktiebolaget Atomenergi
Electric Power Research Institute (USA)

and as Associated Parties

Combustion Engineering Inc.
General Electric Company
U.S. Nuclear Regulatory Commission
Companhia Brasileira de Tecnologia Nuclear

The governing body of the project is the Halden Board of Management where each of the signatories has one representative. Also the OECD Nuclear Energy Agency is participating the Board of Management in an advisory capacity.

The Halden Board of Management is assisted by the Halden Programme Group, in particular in formulating the joint programme and supervising in its execution. The Programme Group generally meets four times a year and also it has representatives from each of the signatories.

A total staff of approximately 160 is employed at the Project. Of these, about 30 are Norwegian graduates, while some 13 graduates are seconded from other Project Member organisations. The foreign staff are seconded monthly for periods of between 18 and 30 months through the national organizations participating the Halden Programme, and are intergrated into the personnel structure of the Project.

In the following will be given firstly a description about the main aims of the Project's current research programme. Secondly, some technical details about the Halden reactor and its facilities will be introduced.

2 HALDEN PROJECT RESEARCH PROGRAMME

2.1 Aims of the Programme

The programme under the 1976-1978 Agreement covers three main research areas: fuel performance and safety studies, process supervision and control, and mathematical modelling and simulation of reactor and

fuel behaviour. In addition, the Project could contribute to improved coordination of efforts in the safety research fields, in areas where the Project has an acknowledged competence, on the basis of its extensive contacts with the most important research and industry organizations in the participating countries.

The main aims of the fuel performance and safety studies will firstly be to obtain quantitative data, for development and verification of fuel behaviour models, and secondly to conduct demonstrations to define an envelope of safe and economic design and operating conditions for LWR fuel.

The proposed studies on fuel performance and safety will include behaviour during operational conditions ranging from steady state, load-follow and local power shocks to accident conditions caused by flow starvation and LOCA-type transient. The behaviour of individual fuel rods will be measured in-pile with respect to fuel and clad dimensional changes, central temperature and gap conductance, fission product release and transport both inside a rod and from defect fuel. In some experiments, it is planned to map several of these parameters simultaneously to enable verifications of their interdependence. In addition to the utilization of existing rigs, it is expected that seven new rigs of various types will be utilized under the joint programme alone.

The interpretative and analytical work related to the fuel studies will have two main goals: firstly to establish correlations and elementary models which can synthesize the knowledge obtained from a series of similar type experiments; secondly, to develop analytical codes describing the thermal and thermo-mechanic behaviour of fuel rods with the aim of testing the predictive capability of such codes through comparisons with Project experimental data.

The process supervision and control programme will be concentrated on two main areas: core surveillance and control, and operator-process communication. (For resource priority reasons it is not proposed to pursue, as indicated in the three year programme proposal, work on computerized protection systems).

Safe operational conditions for nuclear cores are achieved through supervision and control procedures which maintain monitored parameters below limits. A main aim of the future Project programme will be to assess whether improved core surveillance/display systems and core power distribution control systems can increase maximum safe operating power.

2.2 Fuel Performance and Safety Studies

A thorough understanding of the in-pile behaviour of nuclear fuel including various thermal, mechanical, neutronic, and chemical effects, is important for safe and reliable fuel design. The fuel programme at the Halden Project is aimed at investigations of these various phenomena through extensive utilization of in-core instruments to establish design criteria and operational procedures to obtain optimal fuel performance.

2.2.1 Fuel Experiments Relating to Normal Operating Conditions

In the following a description is given of the experimental studies.

Mechanical Interaction

Further studies of pellet-clad mechanical interaction (PCMI) includes:

- Continued investigations of the influence of design parameters,
- investigations of the influence of operating mode, including load-follow operation and conditioning cycles,
- investigation of the influence of burn-up induced material changes,
- irradiation of fuel rods for subsequent interaction failure experiments.

These studies will be conducted in interaction rigs and diameter rigs.

The influence of design parameters is being studied extensively during the current programme. However, as new candidate fuel designs are being proposed, for example with interface lubrication or "ski-tracks" in the cladding the influence of such new design parameters should be investigated.

Emphasis should be placed on investigating the influence of load-follow operation on fuel behaviour and on methods for conditioning the fuel for such operation. Conditioning of fuel involves a deliberate and controlled increase in power. Through the resulting forces between fuel and cladding the fuel will creep and thereby cause smaller interaction during the subsequent period of operation. The conditioning cycle must be repeated after refuelling operations, control rod shuffling and prolonged operation at low power. Investigations of the effects of different types of conditioning cycles will be performed in a load-follow rig and possibly in diameter rigs.

PCMI in PWR fuel will be studied in a high pressure rig which contains a rod diameter measuring gauge and elongation detectors.

Clad Overstraining

Experiments have demonstrated that high burn-up fuel will fail by clad overstraining if subjected to a sufficiently large and rapid power increase beyond its normal operating value. The maximum power increase tolerable without causing such failures may be influenced by design parameters, for example pellet end shape, gap size, fuel density, centre hole, interface lubrication, clad thickness and mechanical properties. Operational parameters may also influence the level of tolerable power increase. Among such parameters are burn-up level, previous power history, rate of power increase, conditioning cycles, etc.

Densification and Swelling

The densification studies currently being conducted at the Project give continuous in-pile stack shortening measurements. It has been shown that the shortening of the fuel pellets mainly depends on

pellet structural stability and initial fuel density. These experiments have made possible the formulation of an empirical correlation to predict densification effects.

The irradiation of the fuel rods subjected to densification studies will be continued to high burn-ups. Anticipating proper functioning of the instrumentation, valuable information on the swelling characteristics of the fuel structure will be established.

Temperature and Gap Conductance

Experimentally verified data on the stored heat in the fuel, and the steady state fuel temperature distribution, are important for the analysis of fuel rod behaviour during a LOCA.

Predictions of fuel temperatures are complicated by the fact that burn-up dependent structural and material changes, influencing conditions, will occur. The resulting uncertainties have led to decisions by regulatory authorities to reduce the maximum clad temperature permitted during a postulated LOCA. Mechanisms involved, such as fuel densification, will increase the clad fuel gap size. However, it is possible that an outward relocation (or ratchetting) of the fuel pieces will compensate for this effect. These mechanisms must be experimentally explored before reliable assessments of the stored heat in the fuel can be made.

Internal Rod Pressure

Earlier Project experiments have shown that the pressure buildup in fuel rods due to formation of gaseous fission products is smaller than predicted by model calculations. These rods contained filler gas at atmospheric pressure. The results have made possible the formulation of a simple empirical model.

Prepressurization is applied to PWR fuel in order to diminish the creep rate and the mechanical interaction, such that the possibility for destructive clad collapse is reduced. The prepressurization also improves the heat transfer across the gap. An adverse effect may be that higher internal pressure promotes ballooning during loss of coolant accidents.

The feasibility of measuring the effect of gas pressure on conductance and interaction, and of the gas transport along a rod during power transients, will be evaluated on the basis of data from experiments carried out in the Halden Reactor in cooperation with Project member organization.

Activity Release from Failed Fuel

Fission product release from defected fuel rods has a strong bearing on the analysis of operational safety. It is important therefore to provide verified data on such releases. A recent assessment of measured iodine releases has shown that relevant data can be obtained from the extensive experimental fuel programme in the Halden Reactor. The sampling and measuring equipment at the reactor should be expanded to enable determination of the behaviour of other important fission products (noble gases, Te, Ru, Cs).

Measurements of releases from failed test fuel will be continued. Apart from determining burst emissions, release rates should be determined over longer periods at constant power levels. Experiments could for instance be performed on rods ramped to deflection in the over-power testing programme.

2.2.2 Fuel Experiments Relating to Transient Operating Conditions

Reliable data on fuel behaviour during events connected to overall reactor safety, like loss of coolant accidents, are required for verification of performance and safety criteria. The performance of reactor cores during LOCA and channel blockage conditions is investigated by several organizations. Most of these experiments are being performed in out-of-reactor, electrically heated facilities.

The objective of Halden tests would be to undertake in-reactor investigations of the mechanisms leading to rod defects (ballooning, perforation, melting, etc.), and the effects of such defects on rod stability and dimensions.

Rod Temperature and Dimensional Behaviour during Flow Blockage and Transient Conditions

The coolant blockage rig can be used to investigate the temperature response of fuel rods during simulated LOCA conditions. The fuel rods to be tested should be equipped with fuel and cladding thermocouples and elongation detectors in order to monitor the temperature and dimensional changes developing from the adverse cooling condition. It may also be possible to include spray nozzles, either at the top of the rod or in the channel downstream from the shut off valve, to simulate emergency core cooling systems.

Internal Rod Pressure and Failure Modes

Part of the fission gases produced during irradiation is trapped in the fuel. The amount is dependent on fuel temperature, and at temperatures below 800°C, most of the gases remain in the fuel. If the temperature is being raised during a transient, gas will be released. The diffusion constants for the release are not well known, and an experimental verification of these constants is needed.

In the proposed experiments, high burn-up fuel irradiated at low power, 250 W/cm, will be exposed to a rapid power increase of up to 400 W/cm. The fission gas pressure in the rod will be monitored by a dynamic pressure transducer. Experiments in which the power is maintained steady, while the coolant condition outside the rod is changed from normal to dryout, could also be performed in the coolant blockage rig.

2.3 Modelling and simulation

Analytical models, describing individual and interconnected physical phenomena and systems, are used for:

- Correlation of experience and experimental data to hypothesize behaviour of present designs under new conditions.

- Extrapolations to predict behaviour of "improved" designs.
- Specification and improvement of operational strategies.
- Predictions of the behaviour of complex systems in abnormal situations which, for technical/economical reasons, are not subject to full experimental verification (e.g. LOCA).

In developing complex models, the common approach is to devise interpretable experiments for elementary models before including inter-related phenomena. This approach is succeeded by an expanded experimental programme to verify that the interconnections have been adequately described.

2.3.1 Fuel Modelling and Simulations

At the Project, an extensive experimental fuel test programme is carried out, to obtain data on performance limiting phenomena in water reactor fuel. The fuel modelling work at the Project has been concentrated on qualitative interpretations of the phenomenological effects observed in different fuel experiments and have aimed at correlating the effects of fuel desing and operating parameters.

Based on the extensive fuel performance information which is available to the Project, the work on fuel modelling will in the new programme be directed to derivation of quantitative fuel performance models. This work is already initiated in the present programme period, and will be concentrated on analysis of pellet-cladding mechanical interactions. The work will start with the development of a static, two-dimensional finite element model of the pellet/cladding mechanical interaction including, as a first step, the effects of the thermal stresses due to the fuel temperature distribution and, as a next step, radial cracking.

The further work will aim at expanding this model to an axi-symmetric three-dimensional model which will also include creep effects. The ultimate goal should be the development of a three-dimensional, non axi-symmetric model, permitting simulation of fuel defect occurrences.

In addition to the steady state models, work will be initiated on development of models describing the thermal and dimensional behaviour of a fuel rod during transients. These models will cover only the conditions inside the fuel rod, with the heat transfer coefficient to the coolant as input to the model.

2.3.2 Core-Plant Modelling and Simulations

The programmes on core surveillance and control and on plant disturbance handling require extensive core and plant models which realistically represent the physical system towards with control and supervision systems shall operate. Such models are partly available as the result of previous research programmes. Additional models required for the new three year programme will be made available by Project member organizations. The Project's efforts can thus be concentrated on adaptation and modifications of existing models in order to make them operational on the digital-analogue simulation facilities at the Project

The models required can be grouped as follows:

Non-linear, steady-state and dynamic models of the plant and core, which should permit parameter studies and simulated tests over large operational ranges of the main variables, like power, power distribution and pressure.

Linear or linearized plant models for limited operational ranges, which will serve as analytical bases for the derivation of control laws, filtering algorithms etc., and for parameter studies of limited subsystems within defined performance boundaries.

Models of plant and component status, which will contain process information in logical form, e.g. decision tables, fault propagation trees, or cause-consequence diagrams. Models of this type are used both as tools for the preparation of on-line routines for status supervision and disturbance analysis, and directly as subfunctions of on-line procedures.

2.3.3 Strategies for Improving Operational Safety and Performance

Validated models for the fuel and for the core and plant provide, when combined, tools for analysing and improving operational schemes for nuclear stations. Improved or modified strategies could for instance be necessary if safety limitations are revised, if reload fuel with different characteristics is to be used, or if operational constraints due to failed fuel must be accounted for. Load-follow operation and other special operational modes may motivate particular studies to minimize the risk of fuel failures and other damages to the plant, and to improve fuel utilization.

2.4 Process Supervision and Control

The work at the Halden Project on the development of control methods and computer systems applicable for control and supervision of nuclear power plants has been going on for several years. During 1974 the main activities have been the development of methods for spatial power distribution control and control of main plant variables in large LWR's, the development of a plant disturbance analysis system, and the development of, and experimenting with, process computer systems, especially operator-process communication systems and inter-computer communication systems for use in multiprocessor environments. A general study aimed at establishing the "state-of-the-art" and the development trends in reactor instrumentation and control has also been performed. The purpose of this study was mainly to establish at the Project an overview of the reactor control field to assure maximum return from the specific research activities at the Project.

The programme on process supervision and control has as a main objective to develop prototype systems in specific areas for applications in light water reactor. These systems are based on new supervision and control methods and on the use of modern computer technology, and are aiming at improving operational reliability and reducing safety margins. The work will be concentrated on the following areas:

- A system for core surveillance and status display will be developed.

- Method for control of the core power distribution will be further developed and tested.
- A suitable system for plant information retrieval, and in particular how the information should be presented to the operator, will be developed.
- A system for interactive plant disturbance analysis will be further developed and tested, with the extensive use of computerized display systems.
- A design evaluation of improved computer-based operator-process interface systems will be made.

2.4.1 On- Line Core Surveillance and Status Display

The increasing core sizes and the resulting looser coupling between the different core regions, together with the growing concern from a safety viewpoint for accurate monitoring of local core parameters, have led to increasing requirements on the quality of core surveillance systems. The experience from work at the Project has led to the conclusion that graphic colour display systems can be developed into a very useful tool to meet such requirements. It is proposed to initiate a further development of an interactive system based on graphic colour displays for core surveillance and status display.

An accurate and reliable in-core power distribution measurement technique is necessary for local power monitoring. The gamma thermometers have proved to be reliable power instruments in some years of experimental work at Halden. It is proposed to evaluate these reliable instruments for use as sensing elements for core power distribution analysis in a light water reactor.

The scope of this work in 1976 is to develop a system for displaying core data on graphic colour displays, and furthermore to investigate the feasibility of implementing an interactive reactor core simulator for use as an aid in the control room of a power reactor.

The starting point for the work will be the core status display system developed during 1975 for use in connection with the existing core simulator. This system will be further refined, and the use of such display systems in the control room of power reactors will be studied, if possible in cooperation with experienced reactor operators. The implementation of such a system in the operator communication and process computer concept will be considered.

2.4.2 Core Power Distribution Control

By the end of 1975, one will have a 3-dimensional LWR core simulator with acceptable properties developed to a production stage and implemented on a large scientific computer (CDC CYBER-74) accessible via a terminal from Halden, and work will have been initiated to transfer the simulator programmes to the local (NORD-10/NORD-5) computer system. An OPCOM-type display system will have been developed for communication of simulation results. Comparisons against experimental data will have been performed to check the

simulator properties. A fairly extensive theoretical investigation of methods of controlling xenon oscillations in large PWR's will have been performed, and work will have been started to investigate the performance of control algorithms in simulations. As a co-operative effort between organizations in Germany and the Project, an investigation of the safety aspects of on-line core control will have been initiated.

The work is divided into two main areas. One comprises the development of mathematical core models that must be capable of representing the core behaviour in the three spatial dimensions as a function of time in the xenon dynamics time scale. The other comprises the control system development. At present, one is in the latter area investigating two different approaches that will have quite different requirements to the on-line control computer capacity, although they are theoretically related.

2.4.3 Plant Information Retrieval

The increasing size and complexity of nuclear plants and the desire to improve quality of control and supervision have caused a considerable growth in the amount of information to be perceived by the human operators of these plants. As a consequence, computers and colour displays are to a large extent introduced as information interface components in nuclear power plants. Control rooms based on such components have, however, certain disadvantages due to limited capability of simultaneous display of related plant information. This could be overcome by appropriate methods for selection of information to the operating crew.

The objective of this task is to develop an interactive information selection system which will retrieve the status of the whole plant or subsystems by presenting selected information. The information will be dependent on the operational condition, and will be displayed automatically or on the operator's request.

Results from the OPCOM experiments will be a basis for the work. Thus the first approach in this field, will be to analyze the operation of the Halden Reactor plant and develop a programme system feeding the operators with plant status information. The methods developed for disturbance analysis will be evaluated for use in interactive plant information selection systems.

2.4.4 Interactive Plant Disturbance Analysis

A system for on-line disturbance analysis has been developed, and has been incorporated as a part of the operator-communication system OPCOM. This system will assist in selecting the proper alarms to be given to the operator, and in analyzing a disturbance situation in order to find the prime causes, estimate possible consequences, and suggest proper counteractions to the disturbance.

During 1976 the existing system will be improved and extended with respect to the operator's engagement in the control of the analyzing system, and to the plant description input procedures.

The work in 1976 is intended to include the following tasks:

- development and implementation of methods for graphic display of fault propagation and for intervention by the operator in the analyzing procedure
- improvement of methods for precise description of disturbance chains
- development of methods for changing disturbance chains
- experiments designed to investigate the performance of the system to analyze disturbances, induced on the reactor plant or a simulator.

To evaluate the information to the operator, the system needs information about the process. This information can be achieved either by reading the process variables directly or through input by the operator, thus a dialogue between the operator and the system will be established.

For experimental verification of the methods for communication between the operator and the system, the existing OPCOM configuration will be utilized and experiments on the Halden Reactor will be performed. The principle for the Disturbance Handling System is shown in Figure 1.

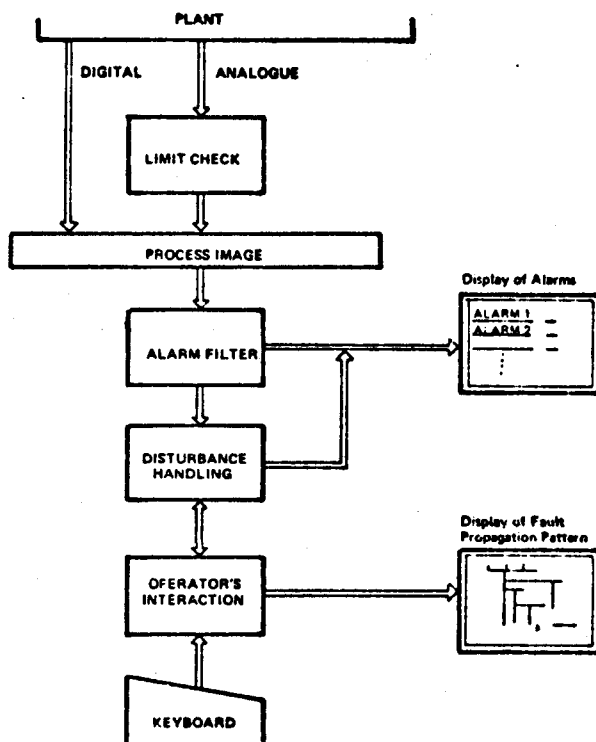


Figure 1 Principle for Plant Disturbance Handling System

2.4.5 Design of Computer Based Process Operation Interfaces

Based on the experience at the Project within the operator communication field (OPCOM) and in computer structure development (DEMP), the design of a computer based process interface will be studied.

The objective of this task is to establish design guidelines and possibly demonstrate the merits for this type of computer- and colour display-based control rooms. This includes meeting requirements such as:

- high hardware and software reliability
- fast response on operator requests and control actions
- fast and continuous updating of process information
- simultaneous supervision and control of different plant functions
- display of only relevant information in normal and abnormal plant states.

This work will also give a basis for implementation of the Core Surveillance and Plant Information Retrieval systems.

Low cost mini-computers (one CPU on a card) have the potential for removing previous technical and economical constraints and make feasible the decentralization of functions. Such configurations may meet the hardware requirements for redundancy and physical separation at the same time as they offer possibilities for reductions in the software complexity. The separation of functions will also increase the processing capacity thus meeting the demands for fast response on operator's requests. A possible hardware structure is shown in Figure 2.

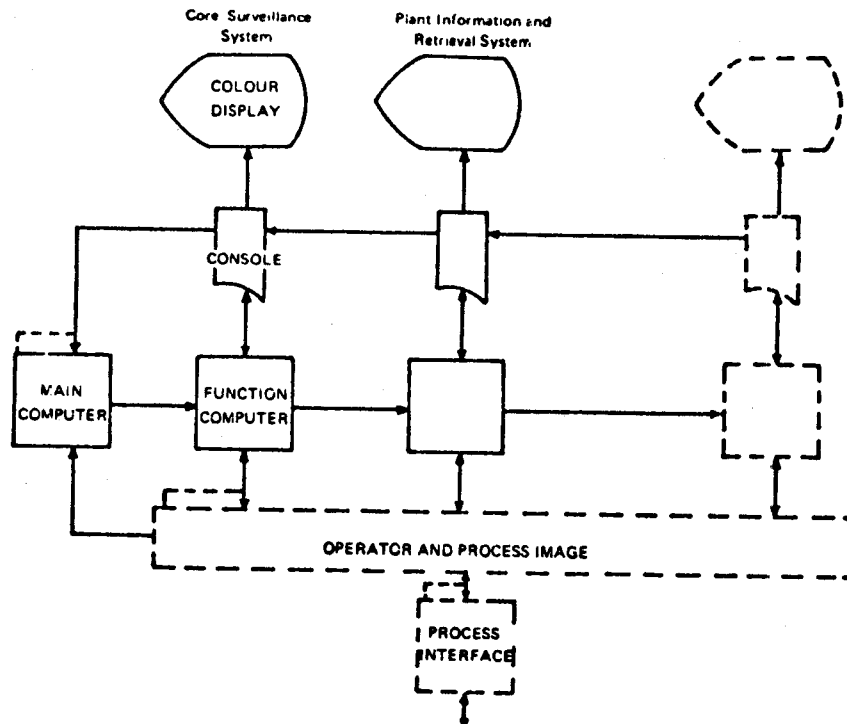


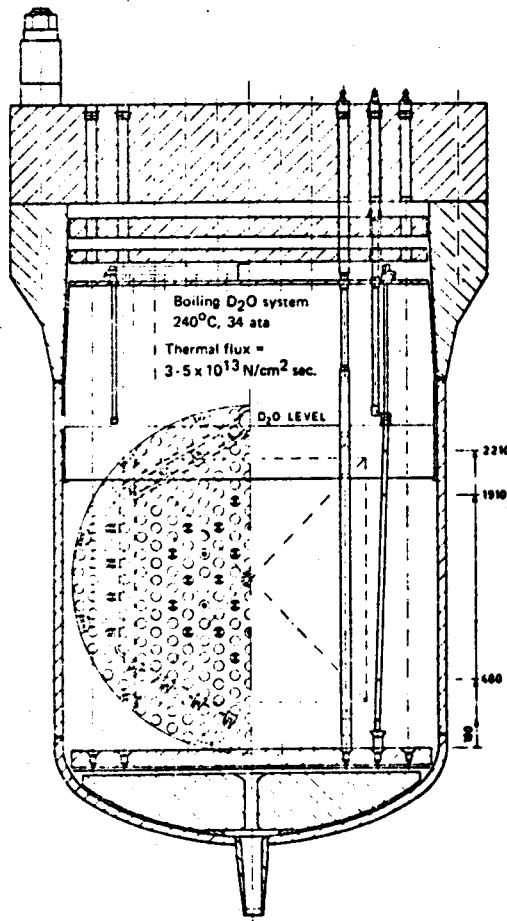
Figure 2 Possible Hardware Structure for Modular Operator-Process Interface System

3 THE HALDEN REACTOR AND SOME FUEL TEST RIGS CURRENTLY USED

Some relevant operating data at the 12 MW power level are given in the table below

Power Level	~ 12 MW
Reactor Pressure	34 ata
Heavy Water Saturation Temperature	240°C
Maximum Subcooling	3.0 MW
Steam Production	15 tons/hr.
Return Condensate Temperature	238°C
Subcooler Flow	160 tons/hr.
Plenum Inlet Temperature	237°C
Average Fuel Power Density ^{x)}	
In third charge UO ₂ fuel ^{x)}	14.8 W/g
Average Thermal Neutron Flux ^{x)}	
In third charge UO ₂ fuel	3.6 · 10 ¹³ n/cm ² sec.

^{x)} Assuming a core loading of 25 third charge assemblies and 36 test assemblies



MULTIPURPOSE RIG

FUEL LOADING:

6 fuel rods (unreplaceable).

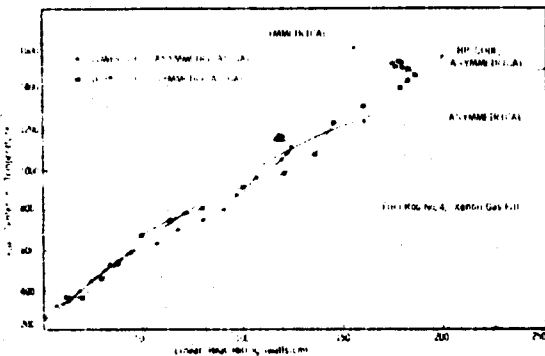
OBJECTIVES:

This rig type is used for a number of different long term experiments demanding cable or tube penetrations into the fuel rods.

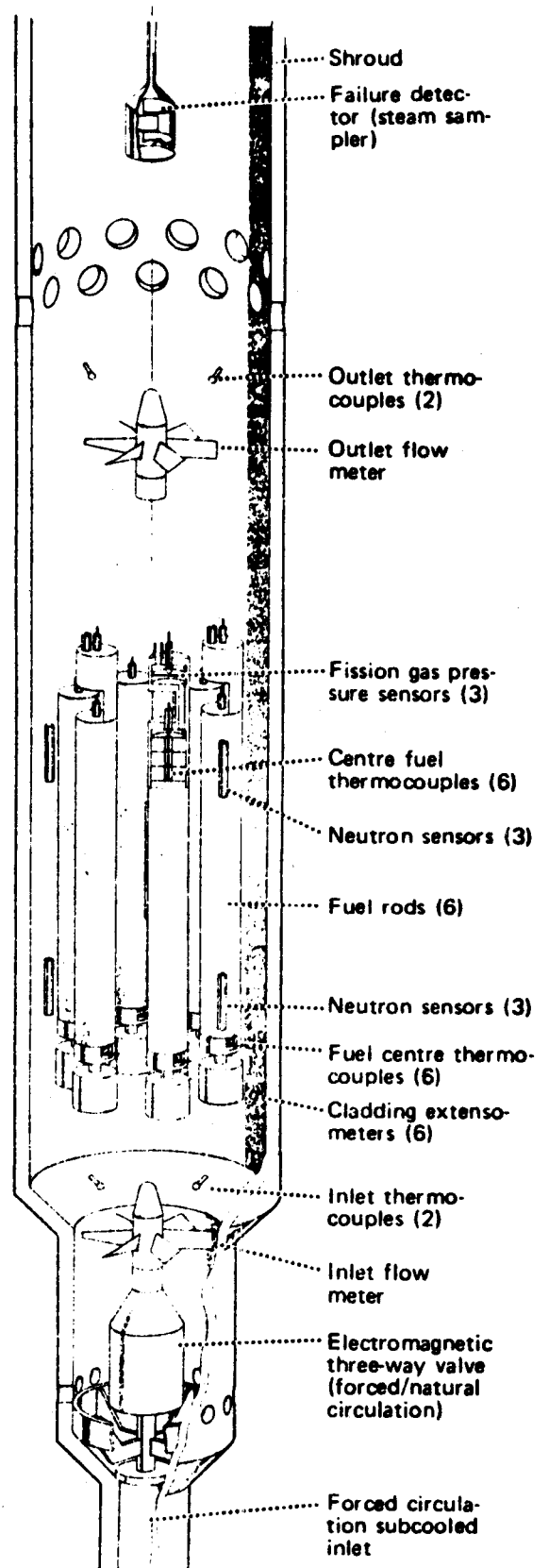
For example:

Fission gas pressure build-up as a function of burn-up or fuel temperature versus burn-up.

This special rig is built for the verification of one of the commonly used fuel performance codes.



The figure above shows some preliminary results comparing experimental results with code predictions.



PWR TEST RIG

FUEL LOADING:

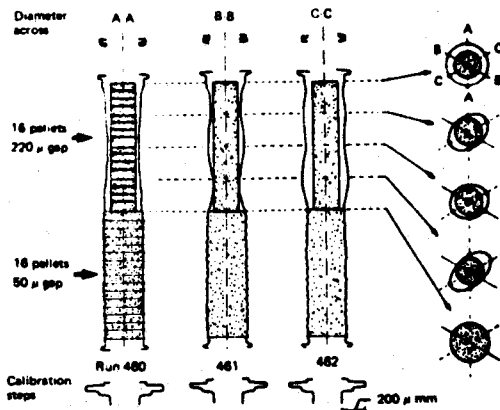
One replaceable 50 cm long fuel rod.

TEST CAPABILITY:

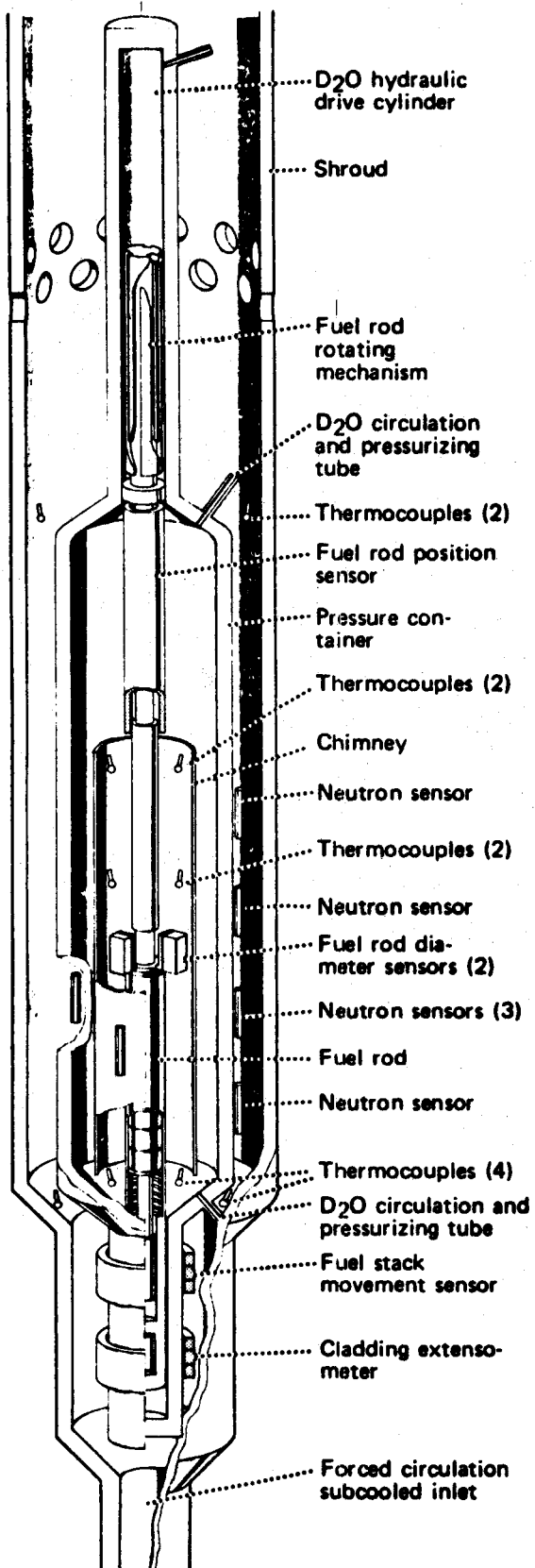
Measure dimensional changes like ridging, ovalization, and length change of a PWR fuel rod at representative temperature and pressure (150 ata).

TEST OBJECTIVES:

PCMI failures by power shocks are occurring in both BWR and PWR type reactors. The PCMI experiments performed so far at HBWR are, however, more directly applicable to the BWR than PWR type fuel. This PWR rig was designed to study the PCMI behaviour of PWR fuel, and it has already shown that there is no basic difference between the two types of fuel.



The figure above is an example of the ridging and ovalization that had developed on a fuel rod after 3 month of operation in this rig.



Kääntänyt J. Johansson

A.M. Petrosjants

SNTL:n atomienergian käytön valtionkomitean puheenjohtaja

ATOMIENERGIAN HYVÄSIKÄYTTÖ JA TULEVAISUUDENNÄKYMÄT NEUVOSTOLIITTOSSA

I osa: SÄTEILYN JA ISOTOOPPIEN KÄYTTÖ

Isotoopit teollisuudessa, lääketieteessä, maataloudessa ja tieteessä

Isotooppien valmistus tapahtuu reaktoreissa neutronisäteilyn ansiosta sekä laajan hiukkanenergia-alueen omaavissa vahvavirtakiinohdyttimissä eli syklotroneissa.

Radioaktiivisten isotooppien pohjalta on kehittynyt laajalti ns. isotooppituotanto, jonka nimikkeistöön kuuluu jo runsaat 300 eri isotooppia. Useita isotooppeja ja ionisoivaa säteilyä lähettäviä lähteitä valmistetaan sarjatuotantona.

Mikäli huomioidaan vain Co-60 lähteet, niin Neuvostoliitossa olevien γ -lähteiden kokonaisaktiivisuus oli vuonna 1968 1,0 milj. Ci, v. 1971 1,4 milj. Ci ja v. 1975 miltei 2,0 milj. Ci.

Aktivaatioanalyysi

Aktivaatioanalyysi on eräs kaikkein herkimmistä analyyttisen kemian menetelmistä.

Analyysin ydinfysikaaliset menetelmät ovat eräitä kaikkein mielenkiintoisimpia keinoja määrittää ultrapieniä lisäainemääriä puhtaista aineista.

Aktivaatioanalyysin avulla on mahdollista määrittää $10^{-10}\%$ suuruisia lisäainemääriä puhtaissa aineissa. Ja mikä kaikkein tärkeintä, hyvin lyhyessä ajassa, eräissä tapauksissa jopa muutaman minuutin kuluessa.

Aktivaatioanalyysi on saavuttanut Neuvostoliitossa vankan aseman laboratorioissa, teollisuudessa, geologisissa porareikätkimyksissä, erilaisissa teknisissä prosesseissa puolijohdeteollisuudessa, biologiassa, kemiassa jne.

Neuvostoliitossa on luotu kokonainen sarja röntgenradiometrisiä laitteita aineiden nopeaan kvantitatiiviseen määrittämiseen.

Isotoopit teollisuudessa

Radioaktiivisiin isotooppeihin ja ionisoivaa säteilyä lähettäviin lähteisiin perustuvat laitteet ja kojeet ovat tulleet teknisen edistyksen tehokkain toteuttajiksi.

Niinpä Ukrainan Tiedeakatemian taloustieteen instituutin tilastojen mukaan, tarkasteltaessa ainoastaan ukrainalaisia yrityksiä, niissä oli noin 10 000 tämäntyyppistä laitetta.

Metallurgia

Metallurgiassa radioaktiiviset merkkiaineet ovat löytäneet laajan käytön selvitettäessä eri tekijöiden vaikutuksia valuraudan ja teräksen valmistusprosessiin masuuneissa sekä martin- ja sähköuneissa.

Radioaktiivisia merkkiaineita käytetään kaikissa masuuneissa uunivuorauksen kulumisen kontrolloimiseksi sekä masuunituotannossa fosforin ja rikin pitoisuuksien määrittämiseen kuonassa.

Radioisotooppisia pinnankorkeusmittareita käytetään masuuneissa ja martinuneissa panoksen kontrollointiin ja säätöön.

Rauta- ja värimetallurgian teollisuusprosessien automatisaatiassa käytetään laajalti rele-tyyppisiä laitteita kutem esim. gamma-releitä, kosteusmittareita, tiheysmittareita ja paksuusmittareita (levyjien valssauksen yhteydessä).

Mielenkiintoisia ovat ilman kontakteja toimivat paksuusmittarit, (gamma- ja beta-paksuusmittarit). Niissä mittalaite ei kosketa liikkuvaa valssattavaa teräslevyn pintaa.

Kemian teollisuus

Radioisotooppeihin perustuva laiterakennus on löytänyt laajan sovelluskentän myöskin kemian teollisuuden prosesseissa. Muun muassa, mitattaessa ja kontrolloitaessa nesteiden ja juoksevien aineiden pinnankorkeutta, mitattaessa liuosten ja lietteiden tiheyttä, analysoitaessa nesteitä ja kaasumaisia aineita sekä määritettäessä näiden aineiden komponenttien pitoisuuksia joustavasti, prosessilaitteiden putkien ja astioiden seinämien paksuuden kontrolloinnissa jne.

Erityisen mielenkiintoisia ovat radioisotooppeihin perustuvat aggressiivisia nesteitä sisältävien astioiden seinämien paksuusmittarit. Laite mahdollistaa seinämän paksuuden mittaamisen ilman kontakteja aggressiiviseen nesteeseen ja ilman teollisuusprosessien pysäyttämistä.

Laajaa käyttöä ovat löytäneet erilaiset konsentraatiomittalaitteet seuraavien alkuaineiden kontrolloimiseksi liuoksissa: kromi, mangaani, koboltti, nikkeli, kupari, sinkki ja kalium.

Atomienenergia on synnyttänyt uuden alueen kemiaan, nimittäin radiokemian. Tällä suunnalla tehdyn työn tuloksena on luotu joukko uusia kemiallisia prosesseja. Niinpä on aikaansaatu rikitön erikoisraakakumien säteilyvulkanointi, polymeerien säteilymodifikaatio, puumuovimateriaalien säteilytys ym.

Tekstiiliteollisuus

Tekstiiliteollisuudessa, jossa erityisesti käsitellään synteettisiä materiaaleja, on radioisotooppilaitteiden avulla erittäin onnistuneesti ratkaistu kamppailu staattista sähköä vastaan.

Kuten tunnettua, staattiset sähkövaraukset syntyvät ilmaan ionisaatiossa materiaalien keskinäisen hankauksen yhteydessä. Muuten, tämä tilanne ei vallitse ainoastaan tekstiilitehtaissa vaan myös valokuvausalan tuotantolaitoksissa valmistettaessa ja käsiteltäessä filmimateriaalia.

Suurien staattisten sähkömäärien syntyminen liittyy uusien voimakkaasti sähköistyvien synteettisten materiaalien käyttöönottoon tai jopa prosessikoneiden nopeuden huomattavaan kasvuun.

Olemme kehittäneet radioisotooppineutralisaattoreita, jotka perustuvat plutonium-239, prometium-147 ja tritiumiin. Jos vuonna 1968 valmistettiin 800 kpl tällaisia laitteita, niin v. 1972 14 000 kpl ja v. 1975 yli 20 000 kpl.

Massalevikin ovat meillä saaneet radioisotooppeihin perustuvat savunhälyttimet. Nykyisin niitä valmistetaan tuhansia. Neuvostoliitossa ovat useat virastorakennukset ja yleisötilat varustetut niillä.

Nämä hälyttimet eivät ole tarkoitettut vain ilmaantuvan savun havaitsemiseen vaan myös palopaikan määrittämiseen. Nämä radioisotooppihälyttimet ilmaisevat välttömästi tulipalosta keskusohjauspöydässä hälytysvaloin ja äänimerkein (aktiivinen plutonium-239 aikaansaa $3,0 \cdot 10^{-8}$ A suuruisen ionisaatiovirran).

Pienenergetiikka

Radioaktiivisten isotooppien hajoamisenergian hyväksikäyttö on löytänyt sovellutuksen pientehoisten itsenäisten sähköenergiälähteiden luomisessa. Niitä käytetään kosmisissa tutkimuksissa, maata kiertävissä sputnikeissa, merentutkimus- ja navigaatiolaitteissa, automaattisissa radiometeorologisissa asemissa ym.

Tällaisten lähteiden teho tavallisessa energiataloudellisessa mielessä on erittäin pieni; muutamista wateista kymmenkunta wattiin.

Esimerkkinä voidaan mainita Neuvostoliitossa suuren käytön saaneet isotooppeihin perustuvat termosähköiset generaattorit. Niissä käytetään radioaktiivista strontium 90 isotooppia (aktiivisuus 40 000 Ci). Tällainen lämpöyksikkö mahdollistaa 12 W sähkötehon saamisen muuttamalla radioaktiivisen preparaatin hajoamisessa vapautuva lämpöenergia sähköksi.

Tällaiset termosähköiset generaattorit toimivat sähköenergian lähteinä Neuvostoliiton kaukaisissa ja vaikepääsyisissä osissa automaattisilla radiometeorologisilla asemilla. Niiden etuna on luotettava, katkeamaton ja pitkäaikainen toiminta, suuruusluokaltaan 10 v.

Lääketiede

Kun sanotaan, että atomienergia on tuonut ihmiselämään toistaiseksi saavuttamattomia mahdollisuuksia, on ehdottomasti otettava huomioon lääketiede eli ne tekniset ja tieteelliset keinot, joita lääkärit käyttävät ihmisen parantamisessa.

Lääketieteen menestyksen diagnostiikassa ja parantamisessa mahdollisti viime vuosisadan loppupuolella käyttöön otettu röntgentekniikka ja kuluvan vuosisadan alussa käyttöön otettu ionisoiva säteily.

Lääketiede alkoi käyttää röntgenterapiaa ja sädehoitoa.

Myöhemmin kehittyivät diagnostiikan ja hoidon radiologiset menetelmät, Radiobiologia ja lääketieteellinen radiologia jakautuivat itsenäisiksi suunniksi.

Kaiken tämän olen kertonut sen vuoksi, että meidän aikamme lääketieteestä ja samalla neuvostolääketieteestä on tullut huomattava ja kiitollinen atomienergian ja ensisijaisesti radioaktiivisten isotooppien ja ionisoivan säteilyn arvostaja.

Lääketieteellisiä päämääriä varten on luotu erittäin suuri määrä erilaisia isotooppilähteitä. Isotooppeihin perustuvia hoitomenetelmiä käyttävien sairaanhoitolaitosten määrä on kasvanut 25:stä vuonna 1950 500:an v. 1971 ja 800:an v. 1975.

Radiodiagnostiikkaa käytetään erittäin laajalti. Erittäin laajalti käytetään menetelmiä pahanlaatuisten kasvaimien ja syöpäsairauksien hoidossa. Tässä sädehoito on osoittautunut korvaamattomaksi. Ja tämä tuli mahdolliseksi lääketieteellisen hoitohenkilökunnan saadessa käyttöönsä voimakkaita gammasäteilylähteitä ja erikoisia (elektroni- ja protoni-) kiihdyttimiä lääketieteellisiä päämääriä varten.

Neuvostoliiton teollisuus valmistaa kasvannaissairaiden parantamiseksi eri tyyppisiä ja energisiä laitteita, mm. pendeli-, tangentiaaliset, konvergoivat rotaatio- ym. tyypit.

Radioterapia on saavuttanut laajaa käyttöä. Tämä kaikkihan on atomienergian ansiota.

Viime vuosina lääketieteessä on otettu käyttöön kiihdyttimissä protonisuihkun energiaa, jota tätä ennen käytettiin ainoastaan fysikaalisissa kokeissa. Protonisuihkun etuna verrattuna gammasäteilyyn on erittäin hyvä fokuusoitavuus ja vähäinen sironta ihmisen kudoksista. Tällaiset protonisuihkut mahdollistavat tarkasti rajattujen tautipesäkkeiden parantamisen ilman että ympäröivät ihmiskehon osat vahingoittuisivat juuri lainkaan.

Moskovan teoreettisen ja kokeellisen fysiikan instituutissa 10 GeV kiihdyttimellä ja Dubnassa 680 MeV synklotroonilla on järjestetty lääketieteellis-biologisia palvelupisteitä kasvannaissairaiden hoitamiseksi.

Kaikki edellä sanottu osoittaa, että atomienergia ja siihen sisältyen lääketieteen käyttämät radioaktiiviset isotoopit ovat tulleet tehokkaaksi keinoksi lääketieteellisessä diagnostiikassaja hoidossa taisteltaessa ihmisen terveyden puolesta.

II osa: YDINENERGIAN TUOTANTO

Kaikki atomienergian mahdollisuuksista inhimillisen toiminnan eri alueilla kerrottu osoittaa, että atomienergia on antanut käyttöömme ihmiselle tarpeellisen ja hyödyllisen luonnonilmiön. Tästä huolimatta se on näyttänyt itsestään ja valtavasta tehostaan kauhistuttavissa teoissa, kahden japanilaisen kaupungin tuhossa.

Kuitenkaan se mitä edellä on kerrottu, ei sisällä kaikkea atomienergiasta.

Mittasuhteiltaan laajempi ja sanoisin vielä kauaskantoisempi on sähköenergian tuotannossa ilmenevä ydinenergian ylivoimaisuus.

Kaikkein huomattavin ja mielenkiintoisin seikka liittyy siihen, että raskaiden alkuaineiden ytimien hajoamisen yhteydessä tapahtuvaan valtavaan energian vapautumiseen ei osallistu ilmakehän happi.

Tässä onkin syy siihen, että ainoastaan ydinenergia mahdollistaa rakentaa mitä suurimpia kuljetusaluksia sekä sukellusveneitä, jotka voivat tehdä usean päivän kestäviä vedenalaisia matkoja monimetrisen vesikerroksen alla suorittamatta pinnalla polttoaineen ja tuoreen ilman täydennyksiä.

Kuitenkin kaikkein suurimmassa määrin ydinenergia on tullut esiin ydinvoimalaitosten sähköntuotannon yhteydessä.

Maailmassa liikkuu monia käsityksiä ydinvoimalaitosten merkityksestä, niiden rakentamisen vaaroista, mahdollisista radioaktiivisten saasteiden seurauksista ihmisille ja ympäristölle jne.

Eräissä maissa käydään kamppailua ydinvoimalaitosten rakentamisen lopettamiseksi, asetetaan kaikenlaisia rajoituksia ja esteitä, mutta kuitenkin ydinvoimalaitosten määrä kasvaa kasvamistaan jatkuvasti. Minkä vuoksi? Niin, ensinnäkin sen vuoksi, että pelkoa vaarasta on liikaa suurenneltu ja toiseksi siksi, että ydinvoimalaitokset ovat yksinkertaisesti välttämättömiä. Ottakaamme esimerkiksi Yhdysvallat. Siellä on ydinvoiman käyttönoton vastustus kehittynyt kaikkein pisimmälle. Ja kuitenkin tammi-kuussa v. 1976 siellä toimi 57 kaupallista ydinvoimalaitosta ja rakennusvaiheessa tai tilattuna rakennettaviksi oli vielä 179 ydinvoimalaitosta.

Vuoden 1976 helmikuun lopulla presidentti Ford ilmoitti kirjelmässään Yhdysvaltojen kongressille, että mikäli näiden olemassa olevien 57 ydinvoimalaitoksen tuottama sähköenergia tuotettaisiin öljykäyttöisillä voimaloilla niin Yhdysvallat käyttäisi joka päivä runsaat miljoona barrelia öljyä, siis 158 tuhatta tonnia eli vuodessa 60 milj. tonnia öljyä.

Ja edelleen presidentti lausui "...mitä tulee turvallisuuteen niin ydinvoimalat ovat osoittautuneet erinomaisiksi..."

Neuvostoliitossa ydinvoimalaitoksia on alettu rakentaa kesäkuusta 1954 lähtien ja myöskin ne ovat osoittaneet pelkästään hyvät puolensa. Tulee huomata, että Neuvostoliiton ydinenergiatalouden kehitys on jossain määrin erikoislaatuinen.

Neuvostoliitossa on valtavat kivihiihiluonnonvarat, runsaasti öljyä, kaasuja ja vielä käyttämättömiä vesivoimavaroja. Sitäpaitsi Neuvostoliitto

on ainoa teollisesti kehittynyt suurvalta maailmassa, joka valtavana sähköenergian kuluttajana on täysin omavarainen energialähteiden suhteen.

Sitäpaitsi Neuvostoliitto on eräs huomattavimmista energian viejistä polttoaineen ja puhtaan sähköenergian muodossa. Tämän vuoksi, vaikka Neuvostoliitossa otettiin käyttöön jo vuonna 1954 maailman ensimmäinen ydinvoimalaitos, niin tänään ydinvoimalaitosten kokonaisteho ei ole kovin suuri. Kuitenkin tässä suhteessa kokoamamme kokemus on erittäin suurta.

Neuvostoliitossa toimii menestyksellisesti erityyppisiä hitaita reaktoreita, muunmuassa painevesireaktoreita, kiehutusvesireaktoreita, uraani-grafiitti-paineputkireaktoreita, nopeita reaktoreita jne.

Jos puhutaan Neuvostoliiton atomienergiatalouden kehityksestä niin se jakaantuu ikäänkuin kahteen vaiheeseen. Ensimmäinen vaihe on hidasreaktoriset ydinvoimalaitokset ja toinen vaihe on nopeareaktoriset ydinvoimalaitokset. Maailman ensimmäisen ydinvoimalaitoksen valmistuttua alettiin kehittää suuria ydinvoimalaitoksia, joiden taloudellisesti tehokas toiminta-aika olisi 25-30 vuotta. Tämän kehitystyön päämääränä oli valmistautuminen ensimmäisen vaiheen termisistä reaktoreista koostuvan ydinvoimalaitos-systeemin rakentamiseen. Tarkoituksena tällöin on ollut Neuvostoliiton Euroopan puoleisten alueiden sähköenergian tuotannosta huolehtiminen vähäisemmin kustannuksin kuin konventionaalisia voimalaitoksia käyttämällä.

Sähköenergian tuoton lisäksi nämä ydinvoimalaitokset luovat polttoaine-perustan toisen vaiheen ydinvoimalaitoksien eli nopeiden reaktoreiden käyttöönotolle. Toisen vaiheen reaktoreilla tulee olla sellainen hyötämiskerroin, joka varmistaa maallemme välttämättömän nopeiden reaktoreiden ydinpolttoainevarasto- ja kasvunopeuden. Näillä reaktoreilla kenties voidaan rakentaa mielivaltaisen suuren mittakaavan energiatalous.

Käyttöönoton jälkeen ensimmäisen vaiheen ydinsähkövoimalaitoksien tulee syöttää pääasiallisesti peruskuormaa samalla kun ne täyttävät toisen tehtävänsä eli keräävät plutoniumia toisen vaiheen nopeiden reaktoreiden lataamista varten. Sitä mukaa kun toisen vaiheen ydinvoimalaitoksia otetaan käyttöön niin ne syöttävät peruskuormaa ja hitaat reaktorit vähitellen muutetaan puolihuippukuormasäätöisiksi. Nyt on vaikeata ennustaa optimaalisinta hitaiden ja nopeiden reaktoreiden yhdistelmää. Se tulee riippumaan eräistä tekijöistä, mm. sellaisista kuin uraanin hinnasta ja nopeiden reaktoreiden taloudellisuudesta. Kuitenkin on välttämätöntä pyrkiä siihen, että suuren mittakaavan energiatalous olisi tunteeton luonnonuranin hinnan konjunktuurivaihteluille. Tämä on mahdollista vain mikäli tasapainoinen plutoniumpolttoainekierto vallitsee, joka takaa nopeisiin reaktoreihin perustuvan energiatalouden kasvun maallemme tarpeellisella nopeudella, so. tehojen kaksinkertaistumisen noin 8:ssa vuodessa.

Yllä esitetyt käsitykset vaikuttavat maallemme edullisten reaktorityyppien valintaan. Kuten tunnettua, hitaat paineastiareaktorikonstruktiot jakautuvat kahteen suuntaan: rakennetaan yksipiirisiä reaktoreita, joissa vesi kiehuu sydämessä ja kaksipiirisiä, joissa höyry tuotetaan höyrygeneraattoreissa.

Paineastiareaktorit kuuluvat käyttöönotetuimpiin ja niiden etuna on suuri kompaktisuus, piirien yksinkertaisuus, konstruktiomateriaalien määrän pie-

nuus sydämessä ja suhteellisen matala hinta. Ominaisenergiaintensiteetin suhteen ne ovat nykyisin eräitä parhaista.

Me rakennamme painevesityyppisiä 880 MW (kumpikin reaktori 440 MW) ydinvoimalaitoksia.

Päätöstä ydinvoimalaitoksen, jossa kumpikin reaktori on 440 MW, sarjatuotannosta edelsi pitkäaikainen Novo-Voronez -tyyppisen laitoksen käyttö ja sen reaktoreiden huolellinen tarkastus huoltotöiden yhteydessä. Toteutetuissa tyyppiprojekteissa on otettu huomioon kaikki saatu kokemus ja nykyisin on sekä teknisesti että taloudellisesti perusteltua näillä reaktoreilla varustettujen ydinvoimalaitosten rakentaminen Venäjän keskiosiin, Kuollan niemimaalle, Kaukasukselle ja Ukrainaan.

Taloudellisessa mielessä nämä laitokset ovat kaikissa mainituissa paikoissa jonkin verran parempia kuin konventionaaliset sähkövoimalaitokset.

Seuraavana askeleena tämän tyyppisten reaktoreiden kehittämisessä on sellaisten laitosten rakentaminen, joissa kummankin reaktorin teho on 1000 MW. Eräs tällainen reaktori valmistuu Novo-Voronezin laitokselle, jolloin tämän ydinvoimalaitoksen kokonaisteho on 2,5 milj. kW.

Me emme aio rakentaa yksipaineastiaisia reaktoreita, joiden teho on yli 1 milj. kW. Välitehot (440-1000 MW) eivät myöskään tunnu ehdottoman tarpeellisilta. Tulee tapahtumaan vähittäinen siirtyminen kuusipiirisistä kaksiturbogeneraattorisista systeemeistä kaksipiirisiin yksigeneraattoriin, joissa teho on 500 MW. Tällöin kaikki laitteistojen piirit yhdenmukaistetaan nelipiirisen 1000 MW paineastiareaktorilla varustetun ydinvoimalaitoksen kanssa. Tämä tekee erityyppisten laitteistojen kehittämisen ja käyttämisen tarpeettomaksi.

Paineputkityyppisten uraani-grafiittireaktoreiden tulevaisuudennäkymät ovat mitä lupaavimpia. Ne mahdollistavat mitä huomattavimpien yksikkösähkötehojen toteuttamisen (1000 MW ja ylikin yhdestä reaktorista) ja mahdollistavat lämmönvaihtimen korottamisen, (vaikuttaa hyötysuhteeseen) sekä suuren säädettävyyden käytössä ja ydinpolttoaineen jäleenlatauksen helppouden; lisäksi niistä puuttuu paineastia, joka on monimutkainen valmistaa ja kuljettaa. Nämä tärkeät tekniset ja taloudelliset ominaisuudet aikaansaavat tämän tyyppisten tehoreaktoreiden käyttöönottosuunnitelmien toteutumisen Neuvostoliiton ydinenergiataloudessa.

Uutena askeleena paineputkireaktoreiden kehityksessä on ollut 1000 MW sähkötehoisen suurtehokiehutusvesireaktori RBMK-1000:n rakentaminen. Se poikkeaa J.V. Kurtsatovin nimelle omistetusta Belojarskin ydinvoimalasta siten, että reaktorin sydämessä ruostumattoman teräksen asemesta on käytetty sirkoniseoksia, jonka ansiosta neutronibalanssia on oleellisesti parannettu.

RBMK-1000 reaktoria rakennetaan sarjatuotantomaisesti eräillä kaksireaktorisilla ydinvoimalaitoksilla, joista kunkin teho on 2000 MW. Tämän tyyppinen (RBMK) reaktori on rakennettu Leningradin ydinvoimalaitokselle. (Ensimmäinen yksikkö otettiin energiatuotantoon joulukuun 1973 alussa ja toinen yksikkö vuoden 1975 lokakuun lopussa.)

Optimaalisemman polttoainekierron käyttömahdollisuus sekä käytännöllisesti katsoen mielivaltaisen tehoisten reaktoreiden rakentamismahdollisuus esim. 1,5 - 2 milj. kW, tekevät näistä reaktoreista mitä mielenkiintoisimpia.

Näin ollen noin 1 milj. kW yksikkösähkötehoilla paineputkityyppiset reaktorit ovat täysin kilpailukykyisiä paineastiarektoreihin verrattuna. Tämän tyyppisten reaktoreiden käyttö on osoittanut niiden suuren luotettavuuden. Ne nojautuvat laajempaan teollisuus pohjaan ja polttoainekierron suhteen vastaavat paremmin toisen vaiheen nopeiden reaktoreiden käyttöön otossa tarvittavien polttoainevarastojen luomistarpeita. Tästä syystä maassamme paineastiarektoreiden kehittämisen ohella huomattava osa suur-ydinvoimalaitoksista rakennetaan paineputkireaktortyyppisiksi.

Se ratkaiseva nopeiden reaktoreiden ominaisuus, että niissä on tehokkaampi polttoaineen hyväksikäyttö ja mahdollisuus täydellisempään uraani-238:n mukaantuloon polttoainekiertoon määräävät sen tärkeän osan, jota nopeat reaktorit tulevat näyttämään tulevaisuuden ydinenergiataloudessa. Historiallisesti katsoen tapahtui niin, että termiset reaktorit otettiin käyttöön huomattavasti aikaisemmin kuin monimutkaisemmat nopeat reaktorit. Vaaditaan monien tieteellisteknisten kysymysten ratkaisua ja käyttökokemusten kertymistä prototyypeistä ennenkuin voidaan täysin ottaa käyttöön tehokkaita, erittäin taloudellisia ja luotettavia nopeita tehoreaktoreita.

Toisen vaiheen ydinvoimalaitosten rakentaminen toteutetaan suuressa mita-kaavassa sitä mukaa kuin ensimmäisen vaiheen ydinvoimalaitoksien toiminnasta kertyy kokemuksia ja konepajojen kapasiteetti ja polttoainekierto kehittyvät. Tällöin nopeiden reaktoreiden ja niiden polttoainekierron on turvattava kahdentumisperiodin ulottuminen aluksi 8-9 vuoteen ja sitten 6-8 vuoteen.

Ratkaistaessa nopeiden reaktoreiden ongelmia voidaan otaksua että alkaen vuodesta 1985-1990 sähköenergian kehitys Neuvostoliiton Euroopan puolissa osissa tulee tapahtumaan pääasiassa rakentamalla ydinvoimalaitoksia, joissa on nopeat reaktorit.

Maassamme tulee vuoteen 2000 asti olemaan tärkeimpänä energiarekursina orgaaninen polttoaine. Ydinenergia houkuttelee sähkön toimittamiseen niille alueille, joissa sen käyttöä seuraavat taloudelliset edut ovat maksimaaliset. Ennusteiden mukaan ydinvoimalaitosten tuottama sähköenergian osuus lisääntyy huomattavasti verrattuna maan muuhun sähköenergian tuotantoon.

Ydinenergiatalouden yleisstrategiana Neuvostoliitossa on suuntautuminen nopeiden reaktoreiden, joissa on polttoaineen parempi muuntuminen, kaikinpuoliseen ja nopeaan kehittämiseen ja käyttöönottoon.

Termisten ja nopeiden reaktoreiden summatehojen suhde muuttuu vähitellen viimeainittujen hyväksi.

Ydinenergiatehojen voimakkaat kasvuvaatimukset saattavat tulla toteutetuiksi ottamalla käyttöön mitä suurimpia ydinvoimalaitosyksiköjä. Tässä suhteessa suuria mahdollisuuksia on paineputkireaktoreilla, joiden yksikkösähköteho ennustetulla aikavälillä ilmeisesti saatetaan nostaa 2-3 milj. kW:in.

Nykyvaiheessa kysymyksellä ydinvoimalaitosten ja niiden komponenttien standardisoinnista sekä suunnittelu- ja rakennepäätösten yhdenmukaistamisesta on tärkeä merkitys. Eräät erityisvaatimukset, jotka liittyvät materiaaleihin ja laitteisiin, ydinvoimalaitosten käytön, huollon ja korjaamisen erikoiseen luonteeseen, vaativat erikoistuneen konepajateollisuuden edelleen kehittämistä mikä ratkaisevassa määrin määrää ydinvoimalaitoksen luotettavuuden ja taloudellisuuden.

Lauhdeydinvoimalaitosten rinnalla jo nykyisinkin on tullut tärkeäksi ydinreaktoreiden laajamittainen käyttö samanaikaiseen sähköenergian, lämmön, makean veden, kemiallisten tuotteiden ja kylmän tuottoon. Näiden tehtävien joukossa, ilmeisesti ensisijaiseksi tulee laskea ydinkaukolämpö sekä myös suurien makeavesimäärien saaminen suolavedestä käytämällä reaktoria lämmönlähteenä.

Makean veden valmistaminen atomireaktoreiden avulla teollisessa mittakaavassa on jo ratkaistu Neuvostoliitossa: suuressa teollisuuskokeilumittakaavassa on rakennettu atomisähkövoimalaitos Sevtsenkon kaupunkiin. Tämä kaupunki sijaitsee Kaspian meren itärannalla, mistä puuttuvat makean veden luonnonlähteet. Rakentamalla ydinvoimalaitos kaupungin ja lähi-seudun vesihuolto tuli erinomaisella tavalla ratkaistuksi. Itse asiassa sinne syntyi atomienenergian käyttöön perustuva suuri teollisuuskompleksi.

Ydinenergiatalouden tulevaisuuden kehitysnäkymien tutkiminen osoittaa, että ydinvoimalaitosten laaja rakentaminen ei ole edullista ainoastaan suuren taloudellisuuden takia verrattuna konventionaalisiin voimalaitoksiin vaan myös äärimmäisen suuren ydinpolttoaineen kaloriarvon takia, joka takaa huomattavan säästön energiantuotantoon liittyvässä työpanoksessa.

Päätettäessä katsaus Neuvostoliiton atomienenergiatalouden tilasta voidaan tehdä sellainen tärkeä johtopäätös, että ydinenergialla on luja perusta kehittymiselle ja että VVER tyyppistä reaktoria käytetään laajalti Neuvostoliiton lisäksi muissa sosialistisissa maissa sekä myös naapurimaassamme Suomessa.

Jo atomienenergiatalouden kehityksen varhaisessa vaiheessa Neuvostoliitossa tarkasteltiin eräitä reaktorityyppejä: painevesireaktoreita, kiehutusvesireaktoreita, uraani-grafiittireaktoreita, joissa on ydintulistin, uraani-grafiittireaktoreita orgaanisin jäähdyttein, kaasureaktoreita (hidastimena raskasvesi, lämmönsiirtoaineena hiilidioksidi), kaasu-grafiittireaktoreita (hidastin grafiitti, lämmönsiirtoaine hiilidioksidi) ja nopeita reaktoreita.

Suoritettujen monilukuisten kokeiden ja laajan keskustelun jälkeen Neuvostoliitossa on otettu suunta kehitettävien ja rakennettavien tehoreaktoreiden tyyppien vähentämiseksi. Nykyisin Neuvostoliitossa, kuten on jo mainittu, tehdään paljon työtä painevesireaktoreiden, uraani-grafiitti-paineputki-reaktoreiden ja nopeiden reaktoreiden suunnittelemiseksi ja käyttöönottamiseksi. Muut tehoreaktorityypit eivät sovi Neuvostoliiton ydinvoimalaitosten yleisiin kehityssuunnitelmiin. Niiden hyväksi tehdään työtä toistaiseksi vain laboratoriomittakaavassa.

Kehitettävien ja rakennettavien termisten reaktorityyppien määrän vähentäminen Neuvostoliiton ydinvoimalaitoksia varten selittyy siten, että taloudellisessa mielessä ratkaisevia etuja ei ehdotetuilla monilukuisilla reaktori-

tyypeillä ole, so. sekä teknisessä että taloudellisessa suhteessa ne yleensä eroavat toisistaan melko vähän. Samanaikaisesti tapahtuva useampityyppisten reaktoreiden rakentaminen vaikeuttaisi voimakkaasti teollisuutta, koska rakennettaessa kaikkia tunnetun tyyppisiä reaktoreita ja ydinvoimalaitoksia teollisuus joutuisi hankalaan tilanteeseen niiden suuren konstruktiivisen ja teknologisen erilaisuuden takia. Sitäpaitsi konepajateollisuuden kokemus todistaa, että mitä vähemmän tuotetyyppejä sitä halvempia ja parempilaatuisia ne ovat.

Eri tehoreaktortyypeistä rakennuskohteeksi otetut VVER ja RBMK reaktorit, ilman muuta, antavat mahdollisuuden atomireaktoreiden laitteiden, turbo-generaattorilaitteistojen, pumppujen, venttiilien, kaikenlaisten kojeistojen, reaktorin ohjaus- ja suojajärjestelmien sekä monenlaisten ja tyyppisten mittaus- ja ohjauskojeiden tyyppittämiseen ja jopa standardointiin sekä tästä seuraavaan ydinvoimalaitoksen hinnan laskemiseen.

Sen lisäksi tämä tuo myös mahdollisuuden suunnitella ydinvoimalaitokseen tyyppirakennukset sekä yksinkertaistaa teknisiä ratkaisuja ydinvoimalan rakentamis- ja käyttöorganisaatioissa.

Puhuttaessa tulevaisuuden atomienergiataloudesta ei voida olla kiinnittämättä huomiota termoydinsynteesin parissa tehtyyn työhön. On tunnettua, että kuumennettaessa vedyn isotoopeista koostuvaa kaasua erittäin korkeisiin lämpötiloihin, suuruusluokaltaan 100 milj. °C, alkaa ns. termoydinreaktio eli vedyn isotooppien yhtyminen raskaammiksi heliumytimiksi. Tähän prosessiin liittyy valtavan energiamäärän vapautuminen. Riittää mainita, että yhden vetyisotooppikilon ydinpolttamisessa vapautuu kymmenen miljoonaa kertaa enemmän energiaa kuin poltettaessa kilogramma hiiltä.

Täytyy huomauttaa, että raskaiden alkuaineiden ytimien halkeamisreaktio on osoittautunut mahdolliseksi toteuttaa, koska neutronit tunkeutuvat helposti uraaniytimiin ja aikaansaavat niiden hajoamisen ja valtavan ylimääräisen energian vapautumisen sekä uusien neutronien syntymisen, jonka ansiosta reaktio jatkuu.

Synteesireaktio voi tapahtua vain silloin kun kaksi ydintä lähestyvät toisiaan etäisyydelle suuruusluokaltaan 10^{-13} cm. Jotta lähestyminen kävisi päinsä näiden positiivisesti varattujen hiukkasten täytyy voittaa keskinäinen sähköstaattinen hylkimisvoima, mikä merkitsee, että niillä tulee olla suuri energia. Tämä voidaan aikaansaada siten, että kuumennetaan ainetta erittäin korkeisiin lämpötiloihin, jotta ytimet saisivat suuren kineettisen energian ja voisivat yhtyä keskenään voittaen sähköstaattisen hylkimisvoiman.

Maassamme on esitetty ajatus plasman koossapitämiseksi megneettikentän avulla. Mitä päättäväisimpiä kokeiluja ja kehittelytyöitä on tehty ns. "Tokamak"-ohjelman mukaisesti. Tämä termi on muodostettu lyhennyksenä sanoista: "toroidinen kammio magneettikentässä". Tämä lyhenne luettiin ensimmäisen kerran neuvostolehdistön sivuilta ja nykyisin siitä on tullut kansainvälinen ilmaisu kuten "sputnik".

Aluksi länsimaissa suhtauduttiin epäilevästi Neuvostoliiton "Tokamak"-ohjelmaan, mutta nykyisin tämän ohjelman mukaisesta työskentelystä on tullut eräs tärkeimmistä termoydintutkimuksen suunnista Yhdysvalloissa, Euroopassa ja Japanissa.

"Tokamak"-tyyppinen laitteisto on rakennettu seuraavalla tavalla. Toroidinmuotoisessa kammiossa (ontossa "rinkelissä") muodostuu plasma injektoidusta kaasumaisesta raskasvedystä (deuteriumista) suhteellisen matalassa paineessa. Tämä kammio on rakennettu muuntajan runkoon siten, että siinä aikaansaadaan induktiivisesti rengasvirta, joka ionisoituaan kaasun muodostaa plasman ja estää oman magneettikenttensä avulla sen koskettamisen seinämiin.

Termoydinreaktorista tulee eräs kaikkein "puhtaimmista" energiantuotto- muodoista: siitä ei lähde palamistuotteita ympäristöön, siinä ei muodostu pitkäikäisiä radioaktiivisia aineita kuten atomireaktorissa, jossa neutronien aktivoimien seinämien aktiivisuus on yhtäältä vähäisempää kuin hajoamistuotteiden aktiivisuus mikä toisaalta myös riippuu reaktoriseinämien materiaalivalinnoista. Kaiken todennäköisyyden mukaan siitä tulee ihmisen ja luonnon kannalta kaikkein turvallisin energiantuotantomuoto.

Toistaiseksi ei ainoassakaan kokeessa ole saatu aikaan täydellistä termoydinreaktiota, mutta ajoissa on jo toimeenpantu kokeilu- tai demonstraatio-termoydinreaktoreiden suunnittelu. Ja nyt jo on valmisteltu koereaktori- mittakaavassa eräiden tokamak-periaatteella toimivien suurten termoydin- laitteistojen luonnosprojekteja. Demonstraatioreaktori "Tokamak 20":n projektin mukaan siitä tulee suurin tämän tyyppinen laite.

Kuitenkin tulee huomauttaa, että huolimatta suurista tieteellisistä saavutuksista termoydinsynteesin alalla yhtä hyvin Neuvostoliitossa kuin muissakin maissa niin ensimmäisten termoydinyksikköjen ilmestymistä teollisuuden areenoille voidaan odottaa vasta vuosisatamme loppuun mennessä.

Kas tässä lyhyesti atomien energian rauhanomaisen käytön ja sen laajamittaisimman hyödyntämisen, atomien energiatalouden, nykytila ja tulevaisuuden näkymät.

IMATRAN VOIMA OSAKEYHTIÖ

Atomivoimaprojektiryhmä

Systemisuunnittelu

18.03.1976 970/PSK/ERI

DI Pekka Skyttä

LOVIISAN YDINVOIMALAITOKSEN KÄYTTÖÖNOTTO

Esitelmä ATS:n kokouksessa 18.03.1976

Sisällysluettelo

1. Johdanto
2. Käyttöönoton tavoitteet
3. Terminologiaa
4. Aikataulu ja käyttöönoton eri vaiheet PWR:llä
 - 4.1 Erillisten järjestelmien huuhtelut ja toiminnalliset kokeet
 - 4.2 Primääripiirin painekoe ja huuhtelu
 - 4.3 Primääripiirin ensimmäinen tarkastus
 - 4.4 Kuumakokeet
 - 4.5 Primääripiirin toinen tarkastus ja reaktorin lataus
 - 4.6 Laitoksen fysikaalinen ja tehokäynnistys
 - 4.7 Takuukokeet
5. BWR-laitoksen koekäytön eroaminen PWR:n koekäytöstä
6. Koekäytön valmistelun, suorituksen ja hyväksymisen kulku
 - 6.1 "Rutiinit"
 - 6.2 Ohjelmat
7. Organisaatiot
8. Viranomaiset
9. Kokemuksia koekäytöstä

1. Johdanto

Tässä esityksessäni keskityn lähinnä PWR-tyyppisen laitoksen käyttöönottoon (erityisesti Loviisan laitokseen). Pääasialliset erot PWR/BWR laitosten käyttöönottojen välillä tulen myös esittämään.

Käyttöönotolla (koekäytöllä) tarkoitan yleisesti asennuksien loppumisen ja kaupallisen tehokäytön välistä aikaa laitoksen historiassa.

Kuulijoilla on varmastikin kokemusta erilaisten konventionaalisten voimalaitosten koekäytöistä. Suuri osa ydinvoimalaitoksen käyttöönotto-työstä on luonnollisesti samanlaista kuin konventionaalisissakin laitoksissa, mutta on paljon myös erikoispiirteitä, jotka vain ydinvoimalaitosten käyttöönotoissa tulevat esille. Tällaisia ovat esim:

- Ajallisesti ydinvoimalaitoksen käyttöönottotyöt kestävät noin kaksi vuotta. Tämä johtuu järjestelmien monilukuisuudesta, automaatioasteesta, laadunvarmistus- ja turvallisuusnäkökohdista.
- Ydinvoimalaitoksen käyttöönotossa on suoritettava laajoja reaktorifysikaalisia ja dynaamisia mittauksia eri tehotoilla ensimmäisen tehonnoston aikana suunnittelussa käytettyjen marginaalien yms. toteamiseksi ja turvallisuuden takaamiseksi. Konventionaalisilla laitoksilla esim. dynaamiset kokeet eivät ole kaupallisen käytön este, mutta y-laitoksilla niiden hyväksyty suorittaminen on edellytys kaupallisen käytön aloittamiselle.
- Viranomaiskuviot ovat y-laitoksella erilaiset kuin konventionaalisilla laitoksilla.
- Y-laitoksen käyttöönotto edellyttää ennakolta tehtyjä tarkkoja koekäyttöohjelmia, joiden mukaan yksittäiset toimenpiteet koekäytön aikana tehdään. Esim. Loviisassa näiden ohjelmien määrä voidaan laskea hyllymetreissä.
- Y-laitoksen käyttöohjeisto sisältää erinäisen määrän hätätilanneohjeita. Näiden edellyttämät toimenpiteet on koekäytön aikana harjoitettava.

Pyrin esityksessäni valottamaan em. erityispiirteitä puuttumatta yksittäisiin kokeisiin ja mittauksiin. Keskityn siten lähinnä ohjelmointikysymyksiin enkä niinkään paljon varsinaiseen tekniseen toteutukseen.

2. Käyttöönoton tavoitteet

Ydinvoimalaitoksen koekäyttöön osallistuu niin paljon eri organisaatioita, etteivät kaikkien intressit voi olla samoja. Tästä huolimatta voidaan luetella muutamia kaikkia osapuolia hyödyttäviä tavoitteita.

- Vasta koekäytön aikana voidaan käytännössä osoittaa, että asetetut turvallisuusvaatimukset on suunnittelussa otettu huomioon ja täyttääkö laitos nämä vaatimukset. Tämän osoittaminen on suoritetuin kokein ja mittauksin erityisen tärkeää laitoksen käyttöluvan saamiseksi viranomaisilta. Konkreettisesti tämä tapahtuu koekäytön aikana siten, että mm. laitoksen turvallisuusraportti ja käyttötekniset rajoitukset saatetaan myös numeroarvoiltaan lopulliseen hyväksyttävään kuntoon.
- Koekäytön eräänä tavoitteena on löytää ja korjata mahdollisimman paljon vikoja, jotka myöhemmin aiheuttaisivat mahdollisesti pitkiäkin ja hankalia seisokkeja kaupallisessa käytössä.
- Koekäyttövaihe on parasta koulutusta, mitä laitoksen käyttöhenkilökunta ja myös suunnittelijat voivat saada.
- Koekäytön aikana pitää laitoksen käyttöohjeisto testata, ellei kyseessä ole aivan standardilaitos.
- Koekäytön aikana saadaan tietoa siitä, miten laitoksen eri laitteet toimivat uusina. Myöhemmin voidaan verrata laitoksen suoritusarvoja näihin ensimmäisiin arvoihin ja näin todeta eri laitteiden kulumisen ajan mukana, jolloin tarvittavat huollot ja korjaukset voidaan tehdä suunnitelmallisesti ennen kuin suuria vahinkoja syntyy.

- Koekäytön aikana saadaan arvokasta palautetta suunnitteluun, jolloin laitosta suunniteltaessa käytettyjä malleja voidaan tarkentaa ja saadaan arvokasta kokemusta uusia laitoksia ajatellen. Jokaisessa laitoksessa on jotain uutta, prototyypimäistä. Tämä heijastuu myös koko koekäyttöohjelmaan, sillä erikoiskokein halutaan tutkia tarkkaan uuden laitteen, järjestelmän tai peräti laitososan käyttäytyminen.
- Lopuksi laitoksen koekäytön yhteydessä todetaan laitoksen käyttäytyminen tehtyjen sopimusten mukaiseksi tai niistä poikkeavaksi, jolloin koekäyttövaihe päättää tilaajan ja toimittajan välisen yhteistoiminnan ensimmäisen vaiheen.

3. Terminologiaa

Koekäytön terminologia ei suomenkielessä ole vielä vakiintunut. Liitteessä 1 on esitetty USNRC:n Regulatory guide 1.68:ssa "Preoperational and initial startup test programs for water-cooled power reactors" käytettyjen termien enemmän tai vähemmän suorat käännökset.

Terminologia vaihtelee myös reaktorivalmistajasta riippuen, kuten myöhemmin näemme.

4. Aikataulu ja käyttöönoton eri vaiheet

Laitoksen rakentamisessa ja asennuksissa sattuvat myöhästymiset tuntuvat paineena koekäyttövaiheessa, sillä sopimuksessa asetetut valmistumispäivämäärät halutaan säilyttää toimittajan puolella, koska myöhästymissakot halutaan välttää ja toisaalta saada aikataulussa pysymisestä tuleva hyvä maine. Laitoksen omistaja puolestaan haluaa pitää aikataulun, koska koko yrityksen tulevaisuuden suunnittelu perustuu tiettyihin laitoksen valmistumisajankohtiin. Jokainen myöhästymisviikko maksaa yritykselle miljoonia markkoja.

Aikataulumyöhästymisten kiinnisaaminen koekäyttövaiheessa riippuu oleellisesti siitä, kuinka hyvin koekäyttövaiheen aikataulu on suunniteltu, kuinka hyvin eri kriittiset polut pystytään löytämään ja niitä valvomaan ja kuinka hyvin tunnetaan koekäytön aikataulun tarjoama joustavuus eri järjestelmien kohdalla (väli aikaisten kytkentöjen käyttö).

Tarkan verkkoaikataulun avulla pystytään arvioimaan tarvittavat mies- ja laiteresurssit sekä kohdistamaan ne sinne, missä niitä kipeimmin tarvitaan.

Johtuen asennusten myöhästymisestä yleensä on koekäyttöaikataulun lyhentämiseksi pyrittävä etsimään keinoja kuitenkin siten, ettei turvallisuuskäsitteitä laiminlyödä. Tällaisia keinoja voisivat olla esim. seuraavat:

- Tietokoneen tehokas hyväksikäyttö mahdollistaa suuren tietomäärän saamisen lyhyessä ajassa. Samoin laskelmat ja raportit voidaan tietokoneen avulla saada nopeasti.
- Useiden eri tarkoituksia palvelevien kokeiden ja mittausten suorittaminen samanaikaisesti, mikäli suinkin mahdollista, voi lyhentää koekäyttöaikaa huomattavasti.
- Standardilaitoskonseptit lyhentävät koekäyttöaikaa huomattavasti. Tästä esimerkkinä on kuva 1.

Seuraavassa käsittelemme Loviisa 1:n koekäyttövaiheita yksityiskohtaisemmin. Kuvassa 2 on esitetty, miten eräät muut reaktorivalmistajat ovat jaksottaneet koekäyttöaikataulunsa.

4.1 Erillisten järjestelmien huuhtelut ja toiminnalliset kokeet

Vaiheen tarkoituksena on puhdistaa ja toiminnallisesti kokeilla yleiseen käyttöön tarkoitettuja apujärjestelmiä, kuten:

- juomavesiverkostot
- makean veden käsittelylaitokset

- paineilmajärjestelmät
- lämmitys- ja ilmanvaihtojärjestelmät
- kytkinlaitokset
- viestiyhteydet

Tärkein tarkoitus on kuitenkin huuhdella ja osittain toiminnallisesti kokeilla järjestelmät, joita tarvitaan primääripiirin täytössä, huuhtelussa ja painekokeessa: siis seuraavassa vaiheessa. Tällaisia järjestelmiä ovat mm.:

- jäähdytysvesijärjestelmät
- apuhöyryjärjestelmät
- kemikaliannostelujärjestelmät
- vesien puhdistusjärjestelmät
- näytteenotot
- vesitykset ja ilmaukset
- lisävesijärjestelmät
- uloslaskujärjestelmät
- instrumentointi- ja sähköjärjestelmät seuraavan vaiheen vaatimassa laajuudessa
- jälkijäähdytysjärjestelmä

4.2 Primääripiirin painekoe ja huuhtelu

Primääripiiri täytetään vedellä ja paineistetaan siten, että primääripumppujen toiminta on mahdollista (kavitaatio). Primääripiiriä pestään kierrättämällä vettä siellä primääripumpuilla (pumput ensi kerran toiminnassa). Tämän jälkeen primääripiiri lämmitetään primääripumpuilla n. 100°C:een pumppujen häviöiden avulla, jonka jälkeen suoritetaan primääripiirin koeponnistus koepaineella. Paine saadaan kytkemällä päälle normaalit lisävesipumput (lukitus paineesta pois). Paineekokeen jälkeen suoritetaan vuototarkistuksia ja primääripiirin eristystöitä. Tämän vaiheen lopussa suoritetaan primääripiirin lopullinen pesu normaali-paineessa. Tässä vaiheessa on reaktorissa väliaikainen kansi. Ko. vaiheessa osallistuu jo suurin osa primääripiiristä ja sen apujärjestelmistä.

4.3 Primääripiirin 1. tarkastus

Primääripiirin paine pudotetaan ja primääripiiri tyhjennetään ja avataan. Ainetta rikkomattomilla koestusmenetelmillä tutkitaan primääripiirin putkistojen ja komponenttien kunto ts. katsotaan, onko painekoosta tai huuhteluista aiheutunut vaurioita. 1-2 kpl primääripumpuista avataan tarkastuksia varten. Jos niissä havaitaan vikoja, avataan kaikki primääripumput.

Vaiheen loppuvaiheessa asennetaan reaktorin sisäosat paikoilleen ja sydämeen ladataan polttoaineen latauskoneella oikeaa polttoainetta simuloivat elementit. Reaktorin oikea kansi asennetaan paikoilleen säätösauvakoneistoineen.

4.4 Kuumakokeet

Primääripiiri lämmitetään pääkiertopumppujen avulla lähelle nimellislämpötilaansa 260°C :een paineen ollessa nimellinen 125 bar.

Tämän vaiheen tarkoituksena on osoittaa, että laitos toimii oikein siten, että polttoaine voidaan turvallisesti ladata. Tämä vaihe on siten erittäin tärkeä laitoksen fysikaalisen käynnistyksen kannalta, sillä tässä vaiheessa ei vielä laitoksella esiinny radioaktiivisuutta, joten mahdolliset viat voidaan korjata huomattavasti helpommin kuin myöhäisemmissä vaiheissa. Ne laitoksen tärkeimmistä säädöistä viritetään, jotka suinkin voidaan. Samoin kokeillaan tärkeimmät laitoksen suojausjärjestelmät, kuten reaktorisuojaus, laitossuojaus, kontainmentin eristysfilosofia, hätäjähdytysjärjestelmät jne.

4.5 Primääripiirin 2. tarkastus ja reaktorin lataus

Primääripiiri avataan uudelleen ja tarkastetaan ainetta rikkomattomilla menetelmillä. Säteilyvalvontajärjestelmä kalibroidaan sekä suoritetaan aktiivisten vesien puhdistuslaitoksille viimeiset tarkastukset puhtaalla (ei rad.akt.) vedellä. Kontainmentin toinen paine- ja tiiveyskoe suoritetaan myös tässä vaiheessa, kun asennusaukko on suljettu ja reaktorirakennuksen kaikki asennukset ovat valmiit.

Reaktori ladataan oikealla polttoaineella, suljetaan ja täytetään vedellä koko primääripiiri sekä valmistellaan laitoksen kriittiseksi ajoa.

4.6 Laitoksen fysikaalinen ja tehokäynnistys

Tästä lähtien toiminta keskittyy itse reaktorin fysikaalisten ominaisuuksien mittaamiseen, säätö- ja suojausjärjestelmän viritykseen sekä turpiinipuolen käynnistykseen.

Eri tehotasoilla (0 %, 3 %, 15 %, 30 %, 50 %, 80 %, 100 %) mitataan lämpötila- ja neutronivuojakautumat reaktorissa, teho- ja lämpötilakertoimet, boorin ja säätösauvojen efektiivisyydet, säteilytasot, termien energia, höyryn kosteuspitoisuus, Xenon-myrkytys, tarkistetaan primääri- ja sekundääripiirien vesien laatu, laitoksen käynnin stabiilisuus sekä suoritetaan dynaamisia kokeita (tehonnosto- ja laskukokeita, trippikokeita, laitteistojen poiskytkentöjä jne.) pääsääntöjärjestelmän ja suojausjärjestelmien virittämiseksi.

15.10.1976 suoritetaan 14 vrk:n koeajo yhdellä turpiinilla ja 15.12.1976 kahdella turpiinilla. joiden jälkeen vastaavina ajankohtina laitoksen omistusoikeus siirtyy turpiineittain AEE:lta IVO:lle ja laitos aloittaa kaupallisen käytön.

4.7 Takuukokeet

Kaupallisen käytön kahden ensimmäisen vuoden aikana suoritetaan sopimuksessa määritellyt takuukokeet, joissa todetaan täyttääkö laitos takuuarvot. Loviisassa esim. laitoksen valmiusaste, käytettävyyden, nettosähköteho, ominaislämmönkulutus, palama.

Kuvassa 3 on esitetty koekäytön kulku kaavamaisesti Loviisan laitoksella.

5. BWR-laitoksen koekäytön eroaminen PWR-laitoksen koekäytöstä

Periaatteellisena erona BWR-laitoksen kokeissa ennen latausta PWR-laitokseen verrattuna on, että BWR-laitoksen järjestelmiä ei "omin voimin" voida kokeilla reaktorin käyttöparametrien olosuhteissa. Tämä merkitsee sitä, että ellei erityisjärjestelyihin ryhdytä, BWR:llä suurempi osa kokeista siirtyy latauksen jälkeen suoritettavaksi kuin PWR:llä. Tällainen koejakso on nimenomaan kuumakokeet, jotka PWR:llä voidaan suorittaa lämmittämällä primääripiiri pääkiertopumpuilla nimellisparametreille, mutta jota ei BWR:llä voi suorittaa muuta kuin erityisjärjestelyin. ASEA-ATOM onkin turvautunut käyttämään ulkoista höyrylähdetä kuumakokeiden suorittamiseksi ennen latausta /5/. Tällainen järjestely edellyttää kuitenkin, että laitospaikalle voidaan tuoda riittävän suurikapasiteettinen höyrylähde. Yleisesti käytetty keino ei apuhöyryn käyttö muilla reaktorivalmistajilla kuitenkaan ole, jolloin kuumakokeet on suoritettava nukleaarisesti reaktoripiiri lämmittämällä, kuten esim. viitteen /2/ tarkastelu osoittaa.

USNRC Regulatory Guide 1.68 /1/ lähtee myös siltä pohjalta, että BWR:n kuumakokeet tehdään vasta latauksen jälkeen, ja ko. guidea tarkasteltaessa huomaa selvästi, että koemäärä BWR:llä latauksen jälkeen on suurempi kuin PWR:llä.

Latauksen jälkeisissä reaktorifysikaalisissa mittauksissa ja tehonnostokokeissa on PWR:n ja BWR:n välillä eroa ainoastaan siinä määrin kuin kunkin reaktorin erikoispiirteet antavat aiheutta. Varsinaisia suuria periaatteellisia eroja ei ole.

Kaiken kaikkiaan ei siis suuria eroja BWR- ja PWR-laitosten käyttöönottojen välillä ole ja esim. ASEA-ATOM:in käyttämät koevaiheet ovat samassa järjestyksessä kuin normaalisti PWR:lläkin on.

Kuvassa 4 on esitetty koekäytön kulku Oskarshamn 2:lla (ASEA-ATOM).

6. Koekäytön valmistelun, suorituksen ja hyväksymisen kulku

6.1 Rutiinit

Laitos ei tule valmiiksi varsinaisiin esikoekäyttöihin noin vain. Jonkin tietyn järjestelmän toiminnallisten kokeiden aloittaminen edellyttää, että sähköpuolella, instrumentointipuolella ja mekaanisten laitteiden puolella asennukset on suoritettu loppuun ko. järjestelmän osalta, samoin asennustarkistukset ja ns. "kylmät" kokeet (ilman prosessin varsinaista toimintaa). Kuvat 5 ja 6 esittävät kulkukaavioita (rutiineita), joiden mukaisesti suunnilleen kaikki kokeet valmistellaan, suoritetaan ja hyväksytään.

Kuva 5 on kokoomakuva ja kuva 6 yksityiskohtaisempi kuva toiminnallisista kokeista. Terminologialtaan kuvat ovat vanhoja, mutta toiminta esim. Loviisassa kulkee suunnilleen kuvien osoittamalla tavalla. Voi tuntua turhalta rakentaa tällaisia byrokraattisia pelejä, kun varsinainen työ, eli asennus, koestus, koekäyttö sitten jätetään muutaman pienen ruudun varaan. On kuitenkin valitettavasti niin, että ellei tätä byrokratiaa ole, mm. koekäyttö menee varmasti sekaisin.

6.2 Ohjelmat

Y-laitoksessa on niin paljon erilaisia järjestelmiä, että niiden käyttöönotto, kun monta järjestelmää kokeillaan samanaikaisesti, ei onnistu, ellei kunkin järjestelmän kokeita ole etukäteen suunniteltu. Järjestelmän kokeiden suunnittelu tapahtuu siten, että kirjoitetaan erityinen koeohjelma kullekin järjestelmälle. Järjestelmän monimutkaisuudesta riippuu, kuinka laaja ohjelmasta tulee. Tarkoitus on, että se, joka järjestelmän parhaiten tuntee käy ajatuksissaan läpi, mitä kokeessa tapahtuu ja kirjoittaa sen paperille, jolloin muodostuu ohje kokeen tekemiseksi. Näin estetään se, että joitakin kokeita jää pois, jolloin työmaalla menetetään aikaa, jos koeolosuhteet on uudelleen valmisteltava.

Koeohjelmien kirjoittaminen vie tyetysti aikaa, mutta enemmän aikaa ja rahaa kuluu, jos kokeita joudutaan toistamaan ja seurauksena laitos myöhästyy. Lisäksi on huomattava, että turvallisuuden vaikuttaville järjestelmille viranomaiset ja normit vaativat koeohjelmien teon ts. kokeen

etukäteissuunnittelun. Koeohjelmien määrästä saa kuvan, kun esim. Loviisa 1:lle tulee koeohjelmia kaikkiaan yli 100 kpl.

Koeohjelmat tarkennetaan vielä työmaalla varsinaisiksi työhajeiksi ja -ohjelmiksi. Koekäytön suunnittelu on siis varsin laajamittaista paperityötä.

Ohjelmien sisällöstä saa kuvan kuvassa 7 esitetystä koeohjelman rungosta, joka on IVO:n käytössä. Viitteessä /1/ on myös esitetty, mitä koeohjelman tulee pitää sisällään.

7. Organisaatiot

Koekäyttöorganisaatioiden rakenne riippuu lähinnä sopimustavasta (turn-key vai ei), ostajan saavuttamasta kokemuksesta, yhtiön organisaatorakenteesta jne. Yleispätevää organisaatiokaaviota koekäytölle ei siten voi esittää.

Kuvassa 8 on eräs esimerkki, jota voitaneen sanoa tyypilliseksi.

Yleispiirteenä länsimaissa on, että toimittajat lähettävät työmaalle ainoastaan johtavaa ja opastavaa henkilökuntaa, kun taas ostajan käyttöorganisaatio tekee itse työn. Sopimuksesta riippuen voi ostajan edustajana työmaalla toimia myös suunnittelua edustava ryhmä koordinoimassa eri toimittajien koekäyttöjä.

Loviisassa koekäyttöorganisaatio on poikkeuksellinen johtuen lähinnä "ryhmistä" ja suuresta AEE:n henkilömäärästä (huippu 180 henkeä pelkätään koekäyttöön). Kuva 9 esittää Loviisan koekäyttöorganisaatioita.

8. Viranomaiset

Suomessa y-laitoksen rakentamisen, koekäytön ja käytön valvontaviranomaisena toimi Säteilyturvallisuuslaitos (STL).

9. Kokemuksia koekäytöistä

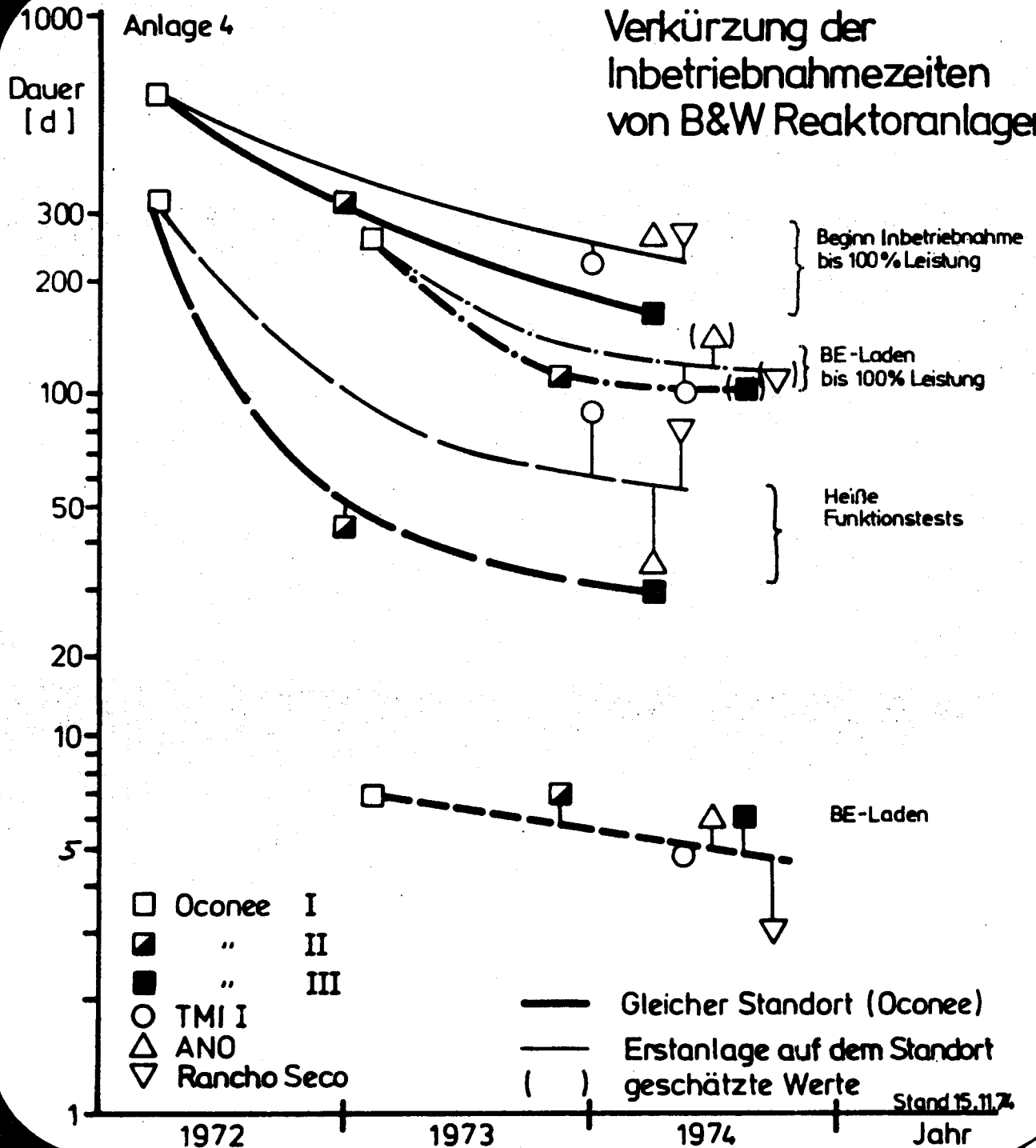
Kaikista hienoista suunnitelmista huolimatta ei yhtään ydinvoimalaitosta ole maailmassa otettu käyttöön täysin suunnitelmien mukaisesti. Aina sattuu vikoja ja vahinkoja, joita suunnitelmissa ei voida ottaa huomioon. Tärkeintä luonnollisesti on pyrkiä minimoimaan vahinkojen aikatauluvaikutukset - laatua kuitenkin polkematta - jolloin avainsanat ovat: kokemus, järjestys, selvä organisaatio.

Maailmassa on toimivia ydinvoimalaitoksia jo niin runsaasti, että koekäyttökokemustakin on jo ehtinyt kertyä. Yksityiskohtaisia tietoja ei jonkin laitoksen koekäytöistä ole kuitenkaan helppo saada, sillä koekäyttöön liittyy aina jonkin verran omien vikojen salailupyrkimyksiä. Yleisesti voidaan kuitenkin todeta, että varsin paljon pieneltä ja osin suureltakin harmilta säästytään, jos riittävän aikaisin kiinnitetään huomiota mm.:

- venttiilien laadunvarmistukseen
- pumppujen laadunvarmistukseen
- komponenttien ja putkistojen värähtelymahdollisuuksiin
- vesikemiaan.

Viitteet

1. USNRC (aik. USAEC) Regulatory Guide 1.68:
"Preoperational and start-up test programs for water-cooled power reactors", November 1973.
2. J. A. Thie: Testing of Nuclear Power Reactors, Reactor Technology, Vol. 14. No. 2. Summer 1971.
3. Standard Westinghouse Nuclear Steam Supply System, Start-up Programme, Symposium on Experience from Operating and Fueling of Nuclear Power Plants, Vienna, October 8-12, 1973 IAEA.
4. General Electric: BWR 6 general description. 1973
5. Nuclex, Fachtagung Nr. 4, 7-11 October 1975, Basel.
6. Reference Safety Analysis Report, Westinghouse, Revision III.
7. Fred Meyer: Inbetriebnahme des Kernkraftwerkes Biblis. Energiewirtschaftliche Tagesfragen 25. Jg (1975) Heft 3.
8. Ydinvoimalaitoksen käyttöönotto ja käyttö lupa, SFL-ohje 13.00.74. Luonnos, STL.
9. Ydinvoimalaitosten paineastioiden ja putkiverkkojen käyttöönottotarkastus, YVL-ohje 3.7, Luonnos 3, STL.



6.5.

4.1976

5.1976

6.1976

8.1976

8.1976

9.1976

31.12.1976

Asennusten viimeistely, erillisten järjestelmien huuhtelut ja toiminnalliset kokeet	Primääripiirin huuhtelu ja painekoe	Primääripiirin 1. tarkastus	Kuumajokokeet	Primääripiirin 2. tarkastus	Lataus ja esikriittisyyskokeet	Fysikaalinen ja tehokäynnistys	Takuukokeet
---	-------------------------------------	-----------------------------	---------------	-----------------------------	--------------------------------	--------------------------------	-------------

a) Loviisa 1

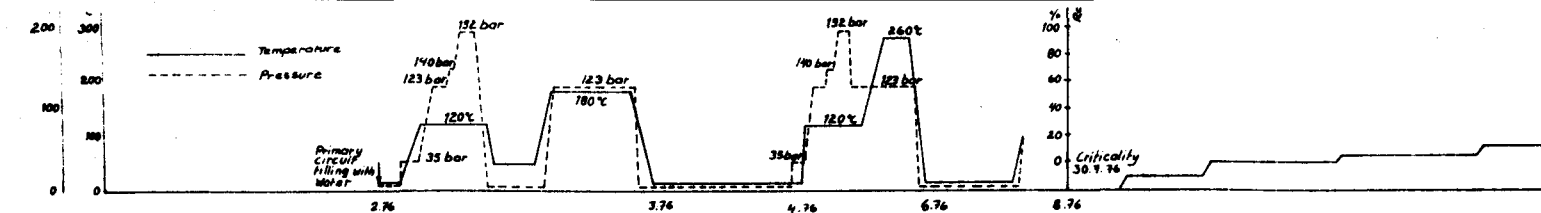
Program phases: Construction tests				Systems functional tests			Plant operational tests			
Programs: 1. In. insp. of installed eq.	2. Cleaning	3. Integrity tests	4. Initial operation	5. Hot functional and other systems tests		6. Core loading	7. Zero power physics tests	8. Power physics tests	9. Transient tests	10. Acceptance tests
Test sequence: Equipment installation	Cleaning and flushing	Cold func. tests	Hot functional tests			Core load.	Precrit. tests	Hot shut down, 0-power critical	10%, 25%, 50%, 75%, 90%, 100%	

b) Westinghouse

1. Die vorbetrieblichen Prüfungen	2. Die beiden Warmprobetriebe	3. Die nukleare Inbetriebnahme			
		Beladen	Nulleist. prüf.	30, 50 80, 100%	25-tägiger Probetrieb

c) Biblis A/KWU

Kuva 2. Koekäyttövaiheet Loviisassa ja eräillä reaktorivalmistajilla



1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11
FUNCTIONAL TESTING OF SEPARATE SYSTEM AND EQUIPMENT	FLUSHING AND TESTING OF SEPARATE SYSTEM (ANAPHORES AND ABRASIVE TESTS)	HYDRAULIC TESTING OF PRIMARY CIRCUIT	RECIRCULATION AND WASHING OF PRIMARY CIRCUIT	FIRST REVISION AND INSTALLATION OF REACTOR EQUIPMENT	PREPARATION FOR HOT RUN-IN AND HOT RUN-IN OF PRIMARY CIRCUIT	SECOND REVISION OF EQUIPMENT AND PREPARATION FOR PHYSICAL START-UP	REACTOR START-UP (PHYSICAL)	REACTOR TESTS AT ZERO POWER	ESCALATION TO 5% OF THE NOMINAL POWER PHYSICAL TESTS	OPERATIONAL TESTS
1 UC IVO Tests of domestic water treatment plant	1 YA AEE Tests of injection water system on primary circulating pumps	1 YA AEE Testing main circulating piping #500	1 YA AEE Testing main steam lines of primary circuit	1 YC AEE For reactor vessel: visual inspection and non-destructive tests of inner surface and welds, radial transverse of nozzle transfer of nozzle of main flange	1 YC AEE Complex check-up of protection, automatic, computer systems of nuclear steam supply system (NSS) and secondary circuit	1 YC AEE Reactor vessel and head: inspection for sealing surfaces of main flange, radial transfer of nozzle (#300 and #250) bottom partial inspection of welding joints of control and protection system	1 YC AEE Combination for neutron source, out of core neutron flux measurement and core instrumentation	1 YC AEE Initial criticality	1 YC AEE Testing reliability and stability of reactor operation	1 YC AEE Testing 100% and 150% nominal
2 EA IVO Pressure and tightness tests of steel containment	2 YA AEE Testing normal make-up system of pipes and equipment	2 YA AEE Checking vibration and loose position of pipes and equipment	2 YB AEE Testing steam generators	2 YB AEE Testing operation of pressurizer system including pressure control and level control systems	2 YB AEE Checking reactor protection (SUR)	2 YB AEE Checking reactor protection	2 YB AEE Checking control rods, control and interlockings	2 YB AEE Measuring boron and concentration distribution	2 YB AEE Measuring boron and concentration distribution	2 YB AEE Collaboration of power measuring devices and calculation of the heat balance
3 AEE Tests of Motor Crane	3 TE AEE Testing pumps of coolant drainage	3 YC AEE Checking reactor tightness and soundness	3 YD AEE Measuring primary circuit vibration response of primary circuit	3 YD AEE Measuring primary circuit vibration response of primary circuit	3 YD AEE Measuring primary circuit vibration response of primary circuit	3 YD AEE Measuring primary circuit vibration response of primary circuit	3 YD AEE Measuring primary circuit vibration response of primary circuit	3 YD AEE Measuring primary circuit vibration response of primary circuit	3 YD AEE Measuring primary circuit vibration response of primary circuit	3 YD AEE Measuring primary circuit vibration response of primary circuit
4 UC IVO Tests of service water and fire fighting water systems, chemical water supplies and sewerages	4 YD AEE Testing water treatment plant to handle (no purification)	4 YD AEE Start-up tests of primary pumps	4 YD AEE Checking normal expansion of equipment	4 YD AEE Checking normal expansion of equipment	4 YD AEE Checking normal expansion of equipment	4 YD AEE Checking normal expansion of equipment	4 YD AEE Checking normal expansion of equipment	4 YD AEE Checking normal expansion of equipment	4 YD AEE Checking normal expansion of equipment	4 YD AEE Checking normal expansion of equipment
5 UV IVO Tests of air conditioning plants and ventilating and heating systems	5 YD AEE Testing nuclear intermediate cooling system (before pressure tests)	5 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	5 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	5 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	5 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	5 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	5 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	5 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	5 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	5 YD AEE Measuring boron and concentration distribution
6 UC IVO Tests of compressed air supplies	6 YD AEE Partial testing of emergency cooling system (no accumulation)	6 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	6 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	6 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	6 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	6 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	6 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	6 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	6 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	6 YD AEE Measuring boron and concentration distribution
7 UC IVO Tests of fire and gas protection equipment (CO2)	7 YD AEE Partial testing of emergency make-up pumps	7 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	7 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	7 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	7 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	7 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	7 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	7 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	7 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	7 YD AEE Measuring boron and concentration distribution
8 UC IVO Tests of domestic rainwater plant	8 YD AEE Partial testing of sprinkler system	8 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	8 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	8 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	8 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	8 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	8 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	8 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	8 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	8 YD AEE Measuring boron and concentration distribution
9 UC IVO Tests of ventilation systems of controlled zone	9 YD AEE Testing special sewerage	9 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	9 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	9 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	9 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	9 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	9 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	9 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	9 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	9 YD AEE Measuring boron and concentration distribution
10 UC IVO Tests of supply system (air)	10 YD AEE Testing supply system (nitrogen)	10 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	10 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	10 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	10 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	10 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	10 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	10 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	10 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	10 YD AEE Measuring boron and concentration distribution
11 UC IVO Tests of vacuum relief valves of steel containment	11 YD AEE Testing cooling-down pumps	11 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	11 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	11 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	11 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	11 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	11 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	11 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	11 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	11 YD AEE Measuring boron and concentration distribution
12 UC IVO Tests of alarm systems	12 YD AEE Testing drain and return systems	12 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	12 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	12 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	12 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	12 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	12 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	12 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	12 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	12 YD AEE Measuring boron and concentration distribution
13 UC IVO Testing 10kV system (transformers, control and relay equipment)	13 YD AEE Testing service water pumps	13 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	13 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	13 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	13 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	13 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	13 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	13 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	13 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	13 YD AEE Measuring boron and concentration distribution
14 UC IVO Testing 6kV system (transformers, control and relay equipment and switchgears)	14 YD AEE Testing service water system	14 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	14 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	14 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	14 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	14 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	14 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	14 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	14 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	14 YD AEE Measuring boron and concentration distribution
15 UC IVO Testing 10kV system (cables, inverters, and switchgears)	15 YD AEE Testing ice condenser	15 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	15 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	15 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	15 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	15 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	15 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	15 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	15 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	15 YD AEE Measuring boron and concentration distribution
16 UC IVO Testing 6kV system (cables, inverters, and switchgears)	16 YD AEE Testing tightness of isolation valves of containment	16 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	16 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	16 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	16 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	16 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	16 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	16 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	16 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	16 YD AEE Measuring boron and concentration distribution
17 UC IVO Testing 10kV system (transformers, control and relay equipment)	17 YD AEE Checking instrumentation and automation of pressurizer	17 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	17 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	17 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	17 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	17 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	17 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	17 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	17 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	17 YD AEE Measuring boron and concentration distribution
18 UC IVO Testing 6kV system (transformers, control and relay equipment)	18 YD AEE Computer tests	18 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	18 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	18 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	18 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	18 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	18 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	18 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	18 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	18 YD AEE Measuring boron and concentration distribution
19 UC IVO Testing 10kV system (transformers, control and relay equipment)	19 YD AEE Testing diesel generators (6kV)	19 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	19 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	19 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	19 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	19 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	19 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	19 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	19 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	19 YD AEE Measuring boron and concentration distribution
20 UC IVO Testing 6kV system (transformers, control and relay equipment)	20 YD AEE Testing main power network (10.5 kV transformers and 400kV system)	20 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	20 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	20 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	20 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	20 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	20 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	20 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	20 YD AEE Measuring boron and concentration distribution	20 YD AEE Measuring boron and concentration distribution

OPERATION AT 1-15% OF THE NOMINAL POWER	ESCALATION TO 25-30% OF THE NOMINAL POWER	ESCALATION TO 50% OF THE NOMINAL POWER	TRIAL-RUN DURING 14 DAYS WITH ONE TURBINE	OPERATION AT 50% OF THE NOMINAL POWER AND TRIAL-RUN SECOND TURBINE	ESCALATION TO 75-80% OF NOMINAL POWER	ESCALATION TO 100%	TRIAL-RUN DURING 14 DAYS WITH TWO TURBINES	PHYSICAL EXPERIMENTS AT ZERO POWER AFTER POWER OPERATION	WARRANTY TESTS
1 AEE Testing reliability and stability of reactor operation	1 AEE Testing reliability and stability of reactor operation	1 AEE Radiation surveys	1 AEE Preparing second turbine and its auxiliary equipment for tests	1 AEE Turbine start-up connection to grid	1 AEE Radiation surveys	1 AEE Radiation surveys	1 AEE/IVD Testing instrumentation and automation systems when station control of electric network frequency takes place	1 AEE Determining the integral and differential reactivity worth of the control rods	1 AEE Checking station operability when changing main frequency of station
2 AEE Calibration of the measuring devices and calculation of the heat balance	2 AEE Calibration of the power measuring devices and calculation of the heat balance	2 AEE Calibration of the power measuring devices and calculation of the heat balance	2 AEE Testing auxiliary system of second turbine	2 AEE Testing drain system of turbine 2	2 AEE Testing efficiency of biological protection	2 AEE Testing efficiency of biological protection	2 AEE Steady state measurements of steam generators	2 AEE Determining the neutron flux distribution over the reactor core	2 AEE Checking probable station operability of frequency changes in the system in the range 49-50.5 Hz
3 AEE Measuring neutron flux distribution and heat release across the core	3 AEE Measuring neutron flux distribution and heat release across the core	3 AEE Determining the temperature and power reactivity coefficients	3 AEE Checking instrumentation and other systems of second turbine	3 AEE Measuring distribution of parameters about primary and secondary circuits	3 AEE Measuring distribution of power measuring devices and calculation of the heat balance	3 AEE Measuring distribution of power measuring devices and calculation of the heat balance	3 AEE Steady state measurements of steam generators	3 AEE Determining the dependence of the reactor core reactivity on the temperature	3 AEE Testing the possibility of parallel operation of two turbines in the range of 50-55% reactor power
4 AEE Deleted	4 AEE Deleted	4 AEE Determining temperature and power reactivity coefficients	4 AEE Preparation of second generator for operation and testing auxiliary systems	4 AEE Preparation of second generator for operation and testing auxiliary systems	4 AEE Evaluating reactivity coefficient against power and measuring power	4 AEE Evaluating reactivity coefficient against power and measuring power	4 AEE Determining neutron flux and heat release distribution along the core	4 AEE Determining the critical condition and differential efficiency of the burnable solution depending on the temperature	4 AEE -at operation of both turbo-generators with constant loading -one regulates power and the other operates as a constant power -both regulate power
5 AEE Checking steam lines	5 AEE Checking steam lines	5 AEE Checking efficiency of biological protection	5 AEE Checking instrumentation and other systems of second generator	5 AEE Checking instrumentation and other systems of second generator	5 AEE Investigations of water chemical and radiological conditions	5 AEE Investigations of water chemical and radiological conditions	5 AEE Investigations of water chemical and radiological conditions	5 AEE Checking conditions of entering into station	5 AEE Checking conditions of quick power change of station in the range of 55% of guaranteed power of station at 50 to 55% power
6 AEE Testing (main) generator with auxiliary system	6 AEE Testing (main) generator with auxiliary system	6 AEE Checking automatic control system	6 AEE Checking instrumentation and other systems of second generator	6 AEE Checking instrumentation and other systems of second generator	6 AEE Investigations of water chemical and radiological conditions	6 AEE Investigations of water chemical and radiological conditions	6 AEE Investigations of water chemical and radiological conditions	6 AEE Checking conditions of quick power change of station in the range of 55% of guaranteed power of station at 50 to 55% power	6 AEE Checking conditions of quick power change of station in the range of 55% of guaranteed power of station at 50 to 55% power
7 AEE Measuring parameter distribution across primary and secondary circuit	7 AEE Measuring parameter distribution across primary and secondary circuit	7 AEE Control of radioactive material	7 AEE Control of radioactive material	7 AEE Control of radioactive material	7 AEE Control of radioactive material	7 AEE Control of radioactive material	7 AEE Control of radioactive material	7 AEE Control of radioactive material	7 AEE Control of radioactive material
8 AEE Testing main condenser with suction system	8 AEE Testing main condenser with suction system	8 AEE Main start-up connection to grid	8 AEE Main start-up connection to grid	8 AEE Main start-up connection to grid	8 AEE Main start-up connection to grid	8 AEE Main start-up connection to grid	8 AEE Main start-up connection to grid	8 AEE Main start-up connection to grid	8 AEE Main start-up connection to grid
9 AEE Testing reactor protection system against period	9 AEE Testing reactor protection system against period	9 AEE Vacuum triode steam supply to excitors and gland steam system trial run	9 AEE Vacuum triode steam supply to excitors and gland steam system trial run	9 AEE Vacuum triode steam supply to excitors and gland steam system trial run	9 AEE Vacuum triode steam supply to excitors and gland steam system trial run	9 AEE Vacuum triode steam supply to excitors and gland steam system trial run	9 AEE Vacuum triode steam supply to excitors and gland steam system trial run	9 AEE Vacuum triode steam supply to excitors and gland steam system trial run	9 AEE Vacuum triode steam supply to excitors and gland steam system trial run
10 AEE/IVD Dynamic tests of reactor power controller	10 AEE/IVD Dynamic tests of reactor power controller	10 AEE/IVD Dynamic tests of reactor power controller	10 AEE/IVD Dynamic tests of reactor power controller	10 AEE/IVD Dynamic tests of reactor power controller	10 AEE/IVD Dynamic tests of reactor power controller	10 AEE/IVD Dynamic tests of reactor power controller	10 AEE/IVD Dynamic tests of reactor power controller	10 AEE/IVD Dynamic tests of reactor power controller	10 AEE/IVD Dynamic tests of reactor power controller
11 AEE Testing natural circulation cooling	11 AEE Testing natural circulation cooling	11 AEE Control of main control circuits and checking the dynamic properties of the plant under normal transients and simulated disturbances	11 AEE Control of main control circuits and checking the dynamic properties of the plant under normal transients and simulated disturbances	11 AEE Control of main control circuits and checking the dynamic properties of the plant under normal transients and simulated disturbances	11 AEE Control of main control circuits and checking the dynamic properties of the plant under normal transients and simulated disturbances	11 AEE Control of main control circuits and checking the dynamic properties of the plant under normal transients and simulated disturbances	11 AEE Control of main control circuits and checking the dynamic properties of the plant under normal transients and simulated disturbances	11 AEE Control of main control circuits and checking the dynamic properties of the plant under normal transients and simulated disturbances	11 AEE Control of main control circuits and checking the dynamic properties of the plant under normal transients and simulated disturbances
12 AEE No-load run of turbogenerator 1	12 AEE No-load run of turbogenerator 1	12 AEE No-load run of turbogenerator 2	12 AEE No-load run of turbogenerator 2	12 AEE No-load run of turbogenerator 2	12 AEE No-load run of turbogenerator 2	12 AEE No-load run of turbogenerator 2	12 AEE No-load run of turbogenerator 2	12 AEE No-load run of turbogenerator 2	12 AEE No-load run of turbogenerator 2
13 AEE Bearings inspection of turbine 1	13 AEE Bearings inspection of turbine 1	13 AEE Bearings inspection of turbine 2	13 AEE Bearings inspection of turbine 2	13 AEE Bearings inspection of turbine 2	13 AEE Bearings inspection of turbine 2	13 AEE Bearings inspection of turbine 2	13 AEE Bearings inspection of turbine 2	13 AEE Bearings inspection of turbine 2	13 AEE Bearings inspection of turbine 2
14 AEE Trimming of end controls for HP and LP heaters (turbine 2)	14 AEE Trimming of end controls for HP and LP heaters (turbine 2)	14 AEE Trimming of end controls for HP and LP heaters (turbine 2)	14 AEE Trimming of end controls for HP and LP heaters (turbine 2)	14 AEE Trimming of end controls for HP and LP heaters (turbine 2)	14 AEE Trimming of end controls for HP and LP heaters (turbine 2)	14 AEE Trimming of end controls for HP and LP heaters (turbine 2)	14 AEE Trimming of end controls for HP and LP heaters (turbine 2)	14 AEE Trimming of end controls for HP and LP heaters (turbine 2)	14 AEE Trimming of end controls for HP and LP heaters (turbine 2)
15 AEE Checking and testing for trip system of turbine 2	15 AEE Checking and testing for trip system of turbine 2	15 AEE Checking and testing for trip system of turbine 2	15 AEE Checking and testing for trip system of turbine 2	15 AEE Checking and testing for trip system of turbine 2	15 AEE Checking and testing for trip system of turbine 2	15 AEE Checking and testing for trip system of turbine 2	15 AEE Checking and testing for trip system of turbine 2	15 AEE Checking and testing for trip system of turbine 2	15 AEE Checking and testing for trip system of turbine 2
16 AEE Testing hydraulic control and protection system of turbine 2	16 AEE Testing hydraulic control and protection system of turbine 2	16 AEE Testing hydraulic control and protection system of turbine 2	16 AEE Testing hydraulic control and protection system of turbine 2	16 AEE Testing hydraulic control and protection system of turbine 2	16 AEE Testing hydraulic control and protection system of turbine 2	16 AEE Testing hydraulic control and protection system of turbine 2	16 AEE Testing hydraulic control and protection system of turbine 2	16 AEE Testing hydraulic control and protection system of turbine 2	16 AEE Testing hydraulic control and protection system of turbine 2
17 AEE/IVD Deleted	17 AEE/IVD Deleted	17 AEE/IVD Deleted	17 AEE/IVD Deleted	17 AEE/IVD Deleted	17 AEE/IVD Deleted	17 AEE/IVD Deleted	17 AEE/IVD Deleted	17 AEE/IVD Deleted	17 AEE/IVD Deleted

- NOTE:
- This drawing is based upon the following documents:
 - Network schedules for start-up and preoperational works and physical start-up of reactor (Drawings PET Lot 834 04/01 - 07 from AEE)
 - Time schedule of test of IVD system (Drawings)
 - Drawing PE Lot 834 06 A (from AEE) A1 Lot 834 08/03A)
 - Contract No. 8300
 - Protocol 750627 HBT
 - The exact order of the tests may be changed of the site, if seen safe and necessary taking into consideration local conditions
 - As to test 6.7: During the commissioning period it is permissible to perform an additional test of a single loop cool down and heat up IVD and AEE shall later in the process of commissioning consider the possibility of this test's performance during commissioning.

6.7 AEE/IVD
Testing cooling down and heating up of an isolated loop

68.

Kuva 3
Jalkiosa

IMATRAN VOIMA OSAKEYHTIÖ	21.7.75 L60
LÖVIISÄ NPS 1	0.37310
PREOPERATIONAL START UP AND WARRANTY TEST SEQUENCE	
A O L01 970.001 C	
C 25-6 78 AEA/IVD B 10 22 77 1001/001	

OSKARSHAMN 2 - TIME SCHEDULE

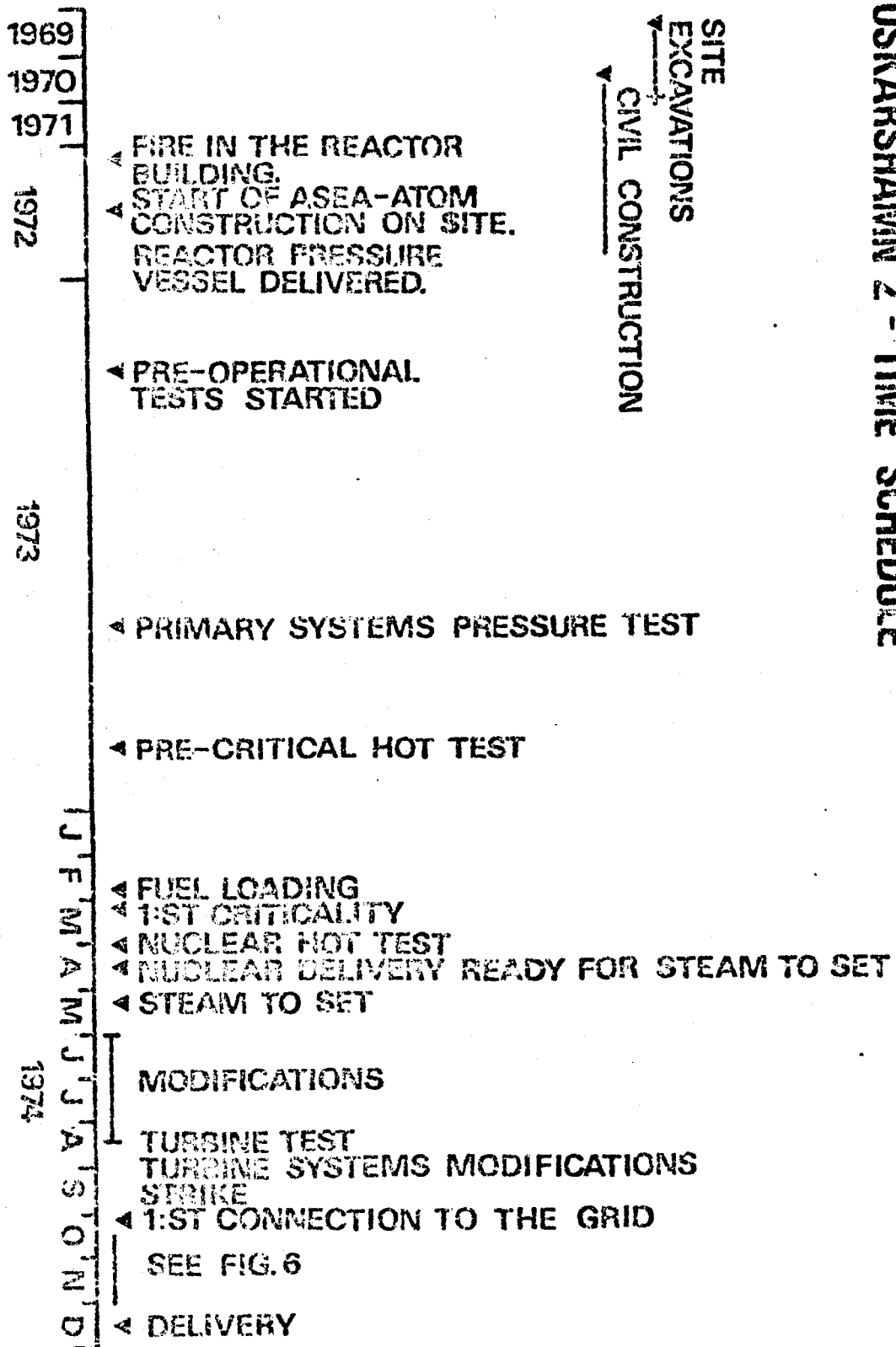


FIGURE 4

ELECTRICAL EQUIPMENT

INSTRUMENTATION

MECHANICAL EQUIPMENT

INSTALLATION

TESTING
POSTERIOR TO
INSTALLATION

CONNECTED
WITH
INSTRUMENTATION
?

NO

YES

TESTINGS PRIOR
TO INSTALLATION

INSTALLATION

TESTING
POSTERIOR TO
INSTALLATION

PREOPERATION TESTS
FOR INSTRUMENTATION

INSTALLATION

CHECKING
POSTERIOR TO
INSTALLATION

PRESSURE
TESTING

FLUSHING

FUNCTIONAL
TESTINGS

A4L01970.005

A3L01970.003

A4L01970.004

Kuva 5

70.

A3L01970.002

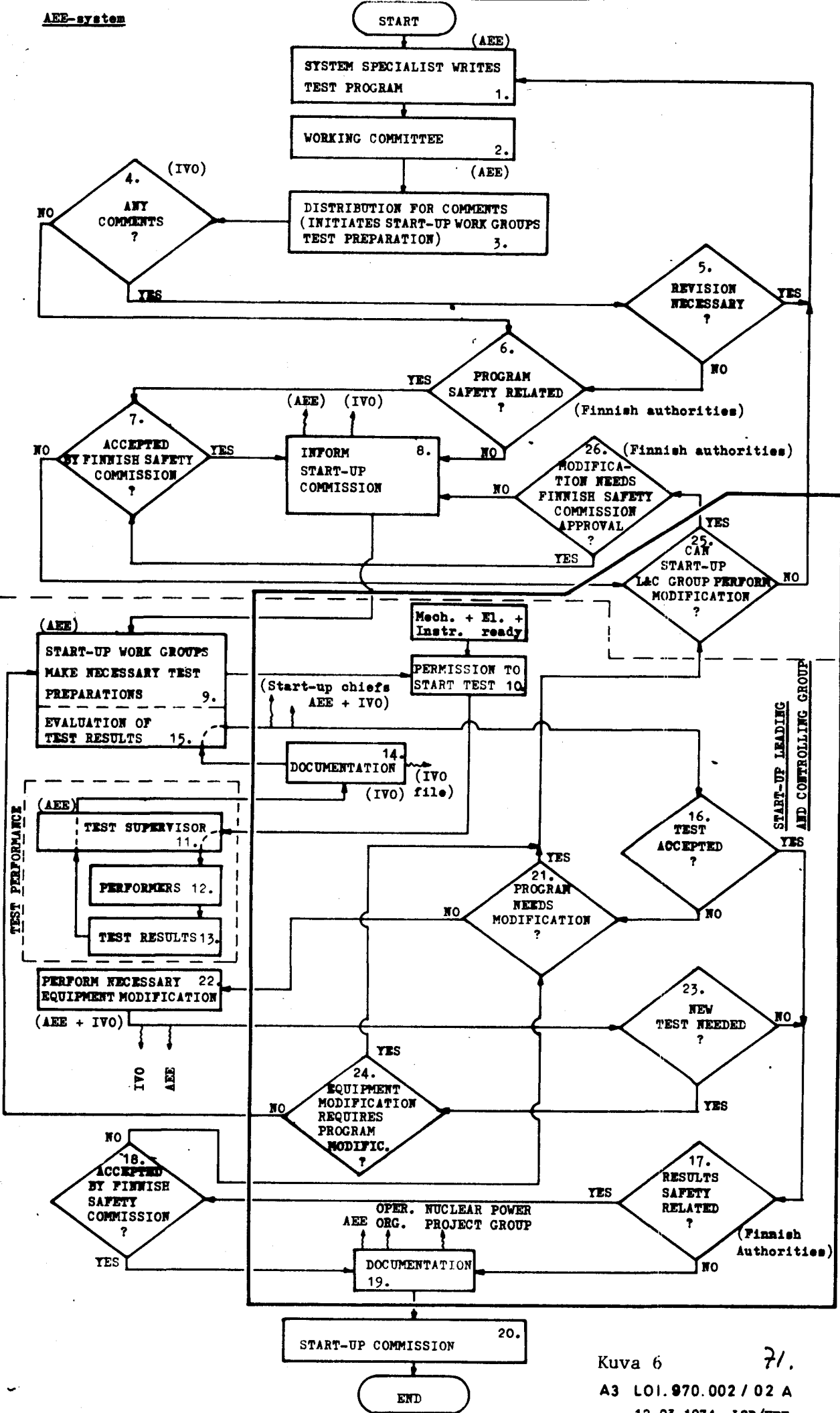
LOVIISA POWER STATION
Installation - testing general diagram

IMATRAN VOIMA OSAKEYHTIÖ

Piirt.	276.74.	SN	A4L01970.006A
Tark.			
Suhde:			

TEST PROGRAMS

TEST PREPARATION & EVALUATION



FLOW CHART OF THE STEPS INVOLVED IN PERFORMING A TEST

KOEOHJELMAN SISÄLTÖ

1. JOHDANTO
 - 1.1 Kokeen tarkoitus
 - 1.2 Kokeen yleiskuvaus

2. TEKNISET TIEDOT JÄRJESTELMÄSTÄ
 - 2.1 Viitteet
 - 2.2 Suunnitteluarvot

3. MUUT JÄRJESTELMÄT
 - 3.1 Patkistot
 - 3.2 Instrumentointi ja säädöt
 - 3.3 Sähköjärjestelmät

4. KÄYTTÖAINEET
 - 4.1 Vesi - höyry
 - 4.2 Paineilma - kaasu
 - 4.3 Sähkösyöttö
 - 4.4 Jätteet
 - 4.5 Ilmastointi

Kuva 7a

KOHOHJELMAN SISÄLTÖ (jatk.)

5. ERIKOISTUEDOT
 - 5.1 Kokeen vaatima aika
 - 5.2 Työvoiman tarve
 - 5.3 Erikoisinstrumentointi
 - 5.4 Kokeessa käytettävät huoneilat

6. VAROTOIMENPITEET

7. HYVÄZSYHISKRITEERIT

8. KOKEEN KUVAUS
 - 8.1 Järjestelmän alkutilanne - edellytykset
 - 8.2 Toimenpiteet ennen koetta
 - 8.3 Yksityiskohtainen koeohjelma
 - 8.4 Toimenpiteet kokeen jälkeen

9. KOSTULOSTEN DOHUMENTOINTI

10. LIITTEET

Kuva 7b

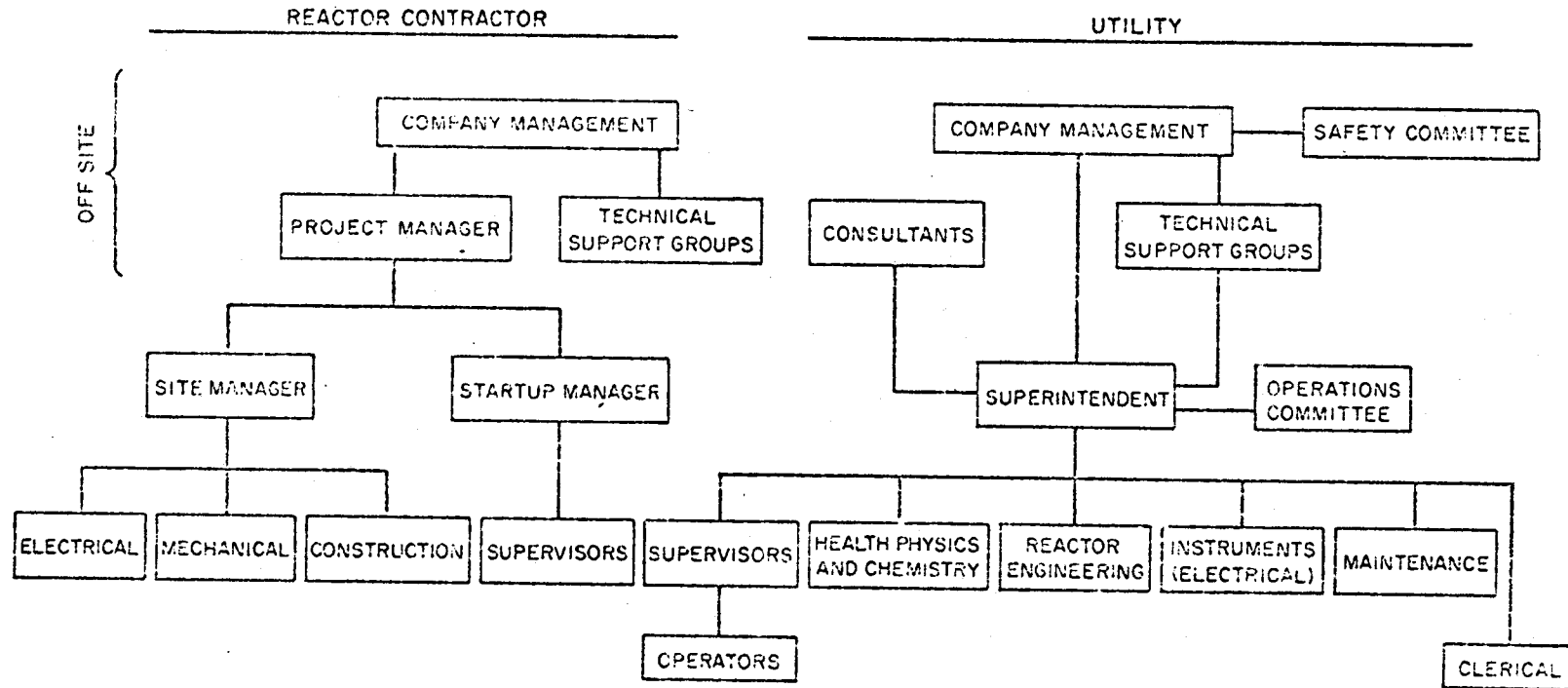
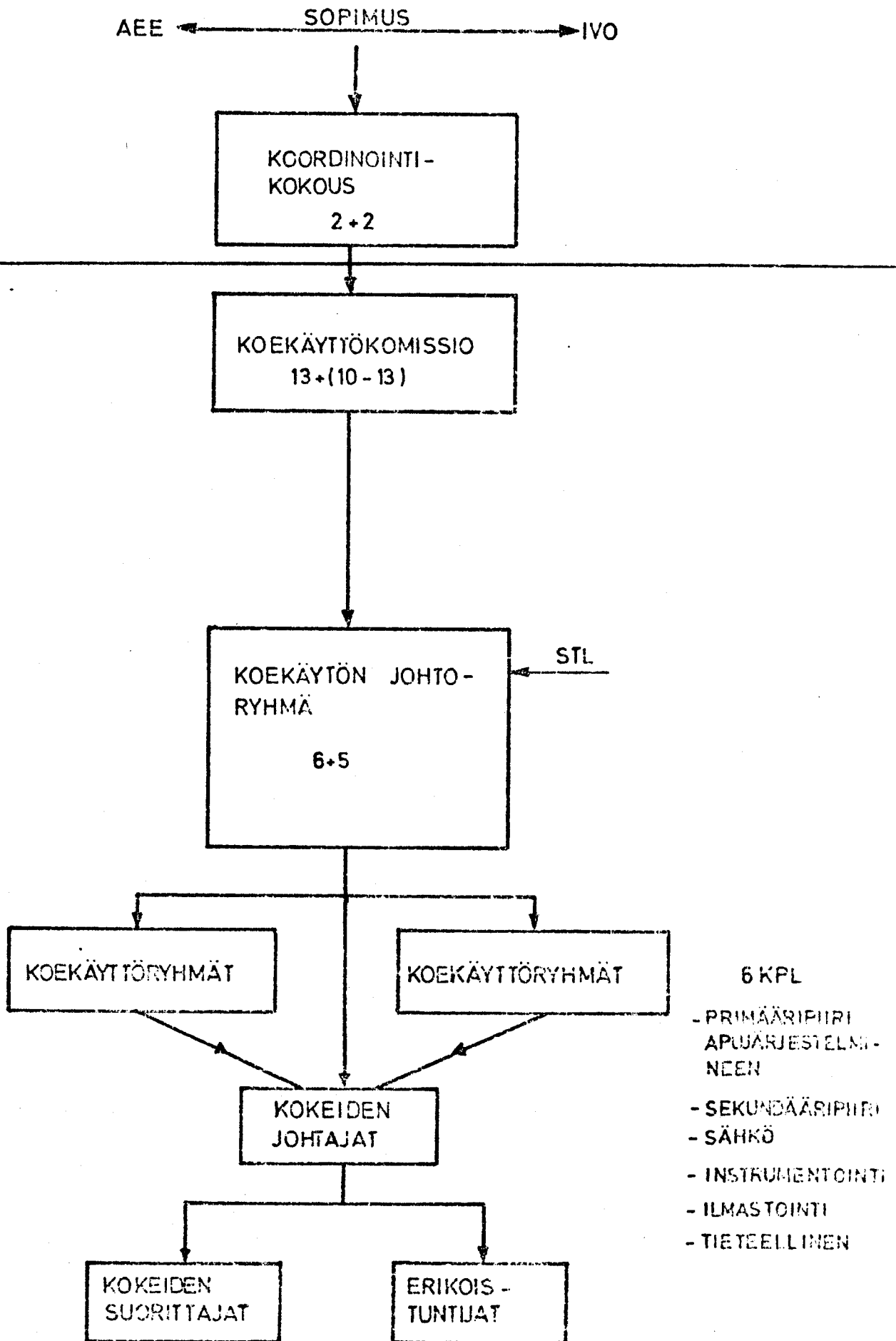


Fig. 1 Typical organization during the time of reactor commissioning.

Kuva 8



Regulatory Guide 1.68:ssa käytettyä terminologiaa

- Preoperational testing	Esikäyttökokeet	(EKK)
	- kokeet ennen polttoaineen latausta	
- Preoperational test program	Esikäyttökoeohjelma	(EKKO)
- Fuel loading	Polttoaineen lataus	(PAL)
- (Initial) Startup testing	Käynnistyskokeet	(KK)
- precritical tests	- esikriittisyyskokeet	(EKRIK)
- low power tests incl. critical tests	- pientehokokeet ml. kriittisyyskokeet	(PTK) (KRIK)
- power ascension (escalation) tests	- tehonnostokokeet	(TNK)
- (Initial) Startup test program	Käynnistyskoeohjelma	(KKO)
- Muu terminologia		
Provisional operation	Esikäyttö	(EK)
	- järjestelmän käyttö sen EKK:n jälkeen ennen laitoksen virallista luovutusta projektilta käyttöorganisaatiolle, kun muita järjestelmiä vielä kokeillaan.	
Integrated plant tests prior to criticality	Laitoksen yhteiskäyttökokeet (LYKK) ennen kriittisyyttä	
- cold functional tests incl. cold hydro	- kylmäkokeet ml. painekokeet	
	= LYKK ennen kuumakokeita + pääpiirien painekokeet	
- hot functional tests	- kuumakokeet	
	= LYKK nostamalla laitos nimellisparametreille primääripumppujen avulla ennen PAL:a	
Trial run, test run	Koeajo tai	(KA)
Demonstration run, acceptance run	vastaanottoajo	
Warranty (quarantee) tests	Takuukokeet	(TK)
Dynamical tests	Dynaamiset kokeet	(DK)

SÄTEILYTURVALLISUUSLAITOKSEN OSUUS YDINVOIMALAITOSTEN
KOEKÄYTÖSSÄ

Säteilyturvallisuukslaitoksen osuus ydinvoimalaitosten koe-
käytössä on pyritty selvittämään laitoksen julkaisemassa
ohjeessa YVL 2.5. Esitelmäni sisältää lähinnä tämän ohjeen
esittelyn (ohje on liitteenä). Ohjeen ensimmäinen luonnos
lähetettiin lausunnonle voimayhtiöihin kuluven vuoden tammi-
kuussa. Tässä esitelmässä käsiteltävä toinen luonnos on
valmistettu voimayhtiöiden edustajien kanssa pidetyn kokouksen
ja saatujen kirjallisten huomautusten perusteella. Tämä
luonnos lähetetään lausunnonle huhtikuussa ja lopullinen ohje
on tarkoitus julkaista toukokuussa. Ohje tulee tällöin välit-
tömästi voimaan, mutta sitä ei kuitenkaan sovelleta niihin
asioihin, joista on jo sovittu toisin voimayhtiöiden kanssa.

Loviisan kohdalla valvontakäytäntö on ollut melko pitkälle
ohjeessa esitetyn kaltainen. Järjestelmäkokeisiin liittyviä
ohjelmia tulee STL:n käsittelyyn yhteensä 45 kpl. Näistä
on 18.3 käsitelty 28 kpl, joista on hyväksytty 12 sellaisenaan
ja 12 eräiden lisävaatimusten kanssa. Neljään ohjelmaan on
vaadittu huomattavia täydennyksiä. Käsittelyn alaisena on
STL:ssä seitsemän ohjelmaa, ja kymmentä ohjelmaa ei olla
toistaiseksi saatu IVO:lta.

YDINVOIMALAITOSTEN KOEKÄYTTÖ

1

YLEISTÄ

Ydinvoimalaitoksen koekäytön tavoitteena tulee olla lisävarmuuden saaminen siitä, että

- laitos on suunniteltu ja rakennettu tavalla, joka mahdollistaa sen turvallisen käytön,
- turvallisuusteknisissä käyttöehdoissa sallitut laitoksen käyttötilat ovat turvalliset ja laitoksen käyttöohjeet ovat riittävät näiden tilojen ylläpitämiseen,
- käyttöhenkilökunta tuntee laitoksen ja käyttöohjeet sekä pystyy käyttämään laitosta turvallisella tavalla.

Säteilyturvallisuuslaitos (STL) valvoo ydinvoimalaitoksen koekäyttöä tarkastamalla yleiset koekäyttösuunnitelmat osana alustavaa ja lopullista turvallisuusselostetta, tarkastamalla koekäyttöohjelmia, seuraamalla kokeiden suorittamista voimalaitoksella ja tarkastamalla koekäytön tulosraportteja.

Tässä ohjeessa käytetään sanontaa "koekäyttö" tarkoitettaessa yhteisesti kaikkia koekäytön osia. Sanonnalla "ohjelma" tai "koekäyttöohjelma" tarkoitetaan yksityiskohtaista koekäyttöohjelmaa, jota koskevat vaatimukset esitetään luvussa 3. Koekäyttö on jaettu seuraaviin pääosiin:

- järjestelmäkokeet
- polttoaineen lataus ja reaktorijärjestelmien esikriittisyyskokeet
- reaktorin kriittiseksi tekeminen ja pientehokokeet
- tehokokeet

Kukin pääosa määritellään tarkemmin omassa luvussaan. Pääosat on jaettu kokeisiin. Yksi koe tarkoittaa

koekäytön osaa, jolle laaditaan oma yksityiskohtainen koekäyttöohjelma. Esimerkiksi järjestelmäkokeiden aikana yksi koe voi koostua kaikista toimenpiteistä, joilla osoitetaan, että boorisäätöjärjestelmä täyttää sille asetetut vaatimukset. Tehokokeiden aikana yksi koe voi olla tietyllä tehotasolla tehtävä turpiinin pikasulku tai säätösauvojen reaktiivisuusarvojen mittaustaus.

2

KOEKÄYTTÖSUUNNITELMAT

Koekäyttösuunnitelmat on laadittava niin hyvissä ajoin, että ne voidaan esittää laitoksen turvallisuusselosteissa kirjallisuusviitteen /1/ luvun 14 edellyttämässä laajuudessa. Näin ollen alustava turvallisuusselostetta varten tulee olla selvitettyinä

- koekäytön laajuus päävaiheineen sekä vastualueet organisaatioille, jotka osallistuvat eri vaiheissa tarvittavien koekäyttöohjelmien kehittämiseen, koekäytön toteuttamiseen ja tulosten käsittelyyn
- koekäytön suunnittelussa käytettävät ohjeet ja määräykset
- muilta samantyyppisiltä laitoksilta saatujen kokemusten hyväksikäyttö koekäytön suunnittelussa
- prototyyppiluonteensa vuoksi erityishuomiota vaativien kohteiden identifiointi ja erilliset yhteenvedot näille kohteille tehtävistä kokeista
- koekäytön päävaiheiden vaatimat ajat
- alustava suunnitelma koekäytön osuudesta laitoksen käyttöohjeiden tarkoituksenmukaisuuden ja riittävyyden varmistamisessa

- koekäytön aikana tarvittavan henkilökunnan määrä eri organisaatioissa

Lopullista turvallisuusselostetta varten on koekäyttö suunniteltava niin pitkälle, että tiedetään

- koekäytön päävaiheet ja kullekin vaiheelle asetetut tavoitteet
- koekäyttöön osallistuvat organisaatiot vastualueineen ja tärkeimpien henkilöiden tehtävämäärittelyineen
- yksityiskohtaisten koekäyttöohjelmien laadinnassa käytettävä menettelytapa työnjakoineen
- koekäytön aikaiset käskyvaltasuhteet, koekäyttöohjelmien noudattamisen varmistavat periaatteet sekä menettelytapa, jolla voidaan muuttaa yksityiskohtaista koekäyttöohjelmaa sen toteuttamisen aikana
- koekäytön tulosten arvioinnissa käytettävä menettelytapa työnjakoineen sekä toiminta siinä tapauksessa, että jonkin kokeen tulokset eivät vastaa hyväksymiskriteereitä
- tulosten tallentamistapa
- yksityiskohtaisten koekäyttöohjelmien laadinnassa käytettävät ohjeet ja määräykset
- muilta samantyyppisiltä laitoksilta saatujen kokemusten hyväksikäyttö yksityiskohtaisten koekäyttöohjelmien laadinnassa
- laitoksen käyttöohjeiden kehittämisajataulu ja suunnitelma koekäytön osuudesta näiden ohjeiden tarkoituksenmukaisuuden ja riittävyyden varmistamisessa

- koekäytön aikataulu, jossa on määritelty eri koekäytön osien kestoajat ja keskinäinen aikajärjestys sekä vaatimukset koekäyttöohjelmien valmistamisajoille
- järjestelmäkokeista ja reaktorijärjestelmien esikriittisyyskokeista yhteenvetosuunnitelma, joka sisältää kutakin koetta varten laadittavan yksityiskohtaisen koeohjelman nimen, kokeen tekemiselle mahdollisesti asetettavat ennakkovaatimukset, kokeen tarkoituksen sekä lyhyen selvityksen koelaajuudesta ja hyväksymiskriteereistä
- latauksessa ja kriittisyyden saavuttamisessa käytettävät menetelmät niihin sisältyvine turvallisuus- ja varotoimenpiteineen
- pientehokokeista ja tehokokeista yhteenvetosuunnitelma, joka sisältää kutakin koetta varten laadittavan yksityiskohtaisen koeohjelman nimen, kokeen tarkoituksen, lyhyen selvityksen koelaajuudesta ja hyväksymiskriteereistä sekä luettelon niistä tehotasoista, joilla koe aiotaan suorittaa.

3

JÄRJESTELMÄKOKKEET

Järjestelmäkokeilla tarkoitetaan kaikkia kokeita, jotka tehdään ennen polttoaineen latausta sekä niitä yksittäisten apujärjestelmien kokeita, jotka voidaan tehdä vasta polttoaineen latauksen aikana tai sen jälkeen.

Järjestelmäkokeilla on osoitettava, että kukin turvallisuuteen vaikuttava järjestelmä ja jokainen sen osa erikseen pystyy täyttämään sille annetun tehtävän. Lisäksi tulee osoittaa, että järjestelmät pystyvät toimimaan yhdessä suunnitelmien mukaisella tavalla. Kokeissa on mahdollisuuksien mukaan varmistauduttava toiminnasta olosuhteissa, jotka vastaavat normaaleja käyttötilanteita, sekä onnettomuusolosuhteissa, joissa järjestelmien edellytetään toimivan.

Järjestelmäkokeiden tulee sisältää kokeet, jotka on lueteltu kirjallisuusviitteen /2/ liitteen A kohdassa A ja jotka soveltuvat kyseessä olevalle laitostyypille. Kokeiden suunnittelussa on lisäksi otettava soveltuvien osien huomioon kirjallisuusviitteissä /3/, /4/, /5/, /6/ ja /7/ esitetyt yksityiskohtaisemmat vaatimukset. Mikäli laitoksella on turvallisuusluokkiin 1, 2 tai 3 kuuluvia järjestelmiä, joita ei mainita sanotuissa kirjallisuusviitteissä, sovitaan niille tehtävistä kokeista erikseen STL:n kanssa. Järjestelmäkoe voidaan jättää latauksen alkamisen jälkeen tehtäväksi vain erityisestä syystä, ja syy on perusteltava kunkin kokeen kohdalla lopullisessa turvallisuusselosteessa.

Jokaista koetta varten tulee olla ennakolta laadittu yksityiskohtainen koekäyttöohjelma, joka vastaa laajuudeltaan vähintään kirjallisuusviitteen /2/ liitteen C kohdassa A esitettyjä vaatimuksia. Näiden vaatimusten mukainen ohjelman pääjaottelu on seuraava:

- edellytykset kokeen suorittamiselle
- kokeen tarkoitus
- järjestelmän alkutila
- ympäristöolosuhteet
- hyväksymiskriteerit
- tulosten kirjaamistapa
- erityiset varovaisuusmääräykset
- yksityiskohtaiset toimintaohjeet
- koetulosten tallentaminen

Lisäksi ohjelmassa on esitettävä erillisenä kohtana kuvaus mahdollisesti tarvittavista mittalaitteista tai mittausjärjestelmistä, jotka eivät kuulu laitoksen kiinteään varustukseen.

Kokeet on tehtävä mahdollisimman tarkasti laadittujen ohjelmien mukaisina, ja poikkeamat sekä niiden syyt tulee kirjata muistiin. Kaikki koetulokset on kirjattava ennakolta valmistettuihin lomakkeisiin tai piirustuksiin.

Tulosraportissa on esitettävä lopullisten koetulosten lisäksi ne koekäytön aikana tehdyt korjaus- ja parannustoimenpiteet, jotka ovat olleet tarpeen hyväksyttävien tulosten saavuttamiseksi.

Lopullisessa turvallisuusselosteessa esitetyn kokeiden yhteenvetosuunnitelman perusteella tulee sopia STL:n kanssa ne järjestelmäkokeet joiden ohjelmille pyydetään hyväksymistä STL:ltä. Yleisperiaatteena on tällöin, että hyväksymistä pyydetään kaikille kokeille, jotka koskevat turvallisuusluokkien 1, 2 tai 3 järjestelmiä. Mikäli yksityiskohtaisten ohjelmien pohjaksi laaditaan aluksi suurpiirteisempiä ohjelmia, STL antaa niistä pyydettäessä lausunnon. Tällöin mahdolliset vaatimukset koelaajuuden lisäämisestä voidaan esittää aikaisemmin ja yksityiskohtaiset ohjelmat voidaan tarkastaa lyhyemmässä ajassa.

STL seuraa järjestelmäkokeita voimallaitoksella harkintansa mukaan. Yleisperiaatteena on seurata kaikkia turvallisuusluokkiin 1 ja 2 kuuluvien järjestelmien kokeita sekä osaa turvallisuusluokkaan 3 kuuluvien järjestelmien kokeista. Kokeiden seuraamista varten STL:lle on toimitettava riittävän ajoissa koekäyttöaikataulut. Mikäli aikatauluissa tapahtuu muutoksia, on niistä tiedotettava STL:lle viivytyksettä.

Kaikista niistä kokeista, joiden ohjelmille on vaadittu STL:n antama hyväksyminen, on toimitettava tulosraportti STL:n hyväksyttäväksi.

Mikäli ohjelmalle edellytetään STL:n antama hyväksyminen, saa kokeen aloittaa vasta hyväksymispäätöksen jälkeen. Lisäksi on muistettava, että kullekin laitoksen paineastialle on tehtävä ohjeen YVL 3.7 mukainen käyttöönottotarkastuksen toteamistarkastus ennen kuin aloitetaan koe, jossa paineastia on mukana. Kokeen aloittamisella tarkoitetaan ensimmäistä toimenpidettä, jolla aiotaan virallisesti demonstroida tutkittavan kohteen suorituskykyä ja jonka tulokset kirjataan muistiin hyväksymiskäsittelyä varten. Siis instrumenttien kalibroinnit, putkistohuuhtelut ja muut valmistelevat toimenpiteet kuten myös alustavat kokeet ovat sallittuja ennen ohjelman hyväksymistä. STL:n edustajan puuttuminen ei estä kokeen tekoa edellyttäen, että kokeesta on tiedotettu STL:lle riittävän ajoissa. Tämä ei kuitenkaan koske paineastioiden varusteiden toimintakokeita, jotka muodostavat osan ohjeen YVL 3.7 mukaisesta käyttöönottotarkastuksesta ja jotka STL valvoo turvallisuusluokasta riippumatta.

Polttoaineen latausta edeltävien järjestelmäkokeiden tulosraporttien hyväksyminen on eräs edellytys sille, että STL pitää ydinvoimalaitoksen katsastusta loppuunsaatettuna ja toimittaa käyttö lupaa varten tarvittavan katsastuspöytäkirjan kauppa- ja teollisuusministeriölle.

4

POLTTOAINEEN LATAUS JA REAKTORIJÄRJESTELMIEN ESIKRIITTISYYSKOKEET

Polttoaineen latauksen katsotaan alkavan siitä hetkestä, jolloin ensimmäinen polttoainenippu siirretään reaktoripaineastian sisään. Latauksen jälkeen on varmistettava niiden järjestelmien toiminta, jotka voidaan asentaa toimintavalmiiksi vasta primääripiiriä suljettaessa. Näille järjestelmille tehtäviä kokeita nimitetään tässä ohjeessa reaktorijärjestelmien esikriittisyyskokeiksi.

Lataus tulee tehdä samalla varovaisuudella, jota noudatettaisiin ladattaessa ensimmäistä kertaa kyseessä olevaa reaktoriyyppiä. Latauksen aikana on valvottava jatkuvasti neutronivuota ja gamma-säteilyn tasoa reaktorin ympäristössä. Neutronivuon valvontalaitteistoon on liitettävä äänimerkin antava hälytyslaite. Latauksen suorittamista koskevia tarkempia vaatimuksia ei tässä ohjeessa anneta, koska eri laitostoimittajat käyttävät hyvin erilaisia latausmenetelmiä. Menetelmän hyväksyttävyydestä päätetään kussakin tapauksessa erikseen latausohjelman tarkastamisen yhteydessä.

Latausta varten on laadittava ohjelma, jossa esitetään

- yhteenveto latauksen aikana tarvittavista neutronivuon ja gammasäteilyn valvontalaitteista sekä mahdollisista muista erikoismittalaitteista
- lataukseen osallistuvan henkilökunnan määrä ja tehtävät,
- reaktorisuojarakennuksen ja kaikkien sen sisällä olevien järjestelmien tila latauksen aikana,
- yksityiskohtaiset latausohjeet,
- latauksen aikana noudatettavat erityiset turvallisuusmääräykset ja varotoimenpiteet.

Latauksen aikana mahdollisesti sattuvat odottamattomat tapaukset, joilla voi olla vaikutusta polttoaineen eheyteen, on kirjattava muistiin.

Latauksen jälkeen on tarkastettava, että kukin polttoainepöytä on oikealla paikalla ja oikeassa asennossa.

Reaktorijärjestelmien esikriittisyyskokeiden tulee sisältää kokeet, jotka on lueteltu kirjallisuusviitteen /2/ liitteen A kohdassa B ja jotka soveltuvat kyseessä olevalle laitostyypille. Näiden kokeiden ohjelmille, suorittamiselle ja tulosraporteille pätevät samat vaatimukset, jotka on esitetty järjestelmäkokeille tämän ohjeen kohdassa 3.

Latausohjelmalle ja kaikille reaktorijärjestelmien esikriittisyyskokeiden ohjelmille on pyydetty hyväksymistä STL:ltä. STL seuraa latausta ja tarkastaa sen päätyttyä, että kukin polttoainepippu on suunnitelman mukaisella paikalla. Reaktorijärjestelmien esikriittisyyskokeita STL seuraa harkintansa mukaan. Kaikkien näiden kokeiden tulokset on toimitettava STL:n hyväksyttäväksi.

Polttoaineen latauksen saa aloittaa sen jälkeen kun kauppa- ja teollisuusministeriö on antanut ydinvoimalaitokselle käyttöluvan ja STL on hyväksynyt latausohjelman. STL:n edustajan läsnäolo ei ole minkään latauksen aikaisen toimenpiteen edellytys.

Primääripiirin sulkemisen ja reaktorijärjestelmien esikriittisyyskokeet saa aloittaa sen jälkeen, kun STL on tarkastanut polttoainepippujen sijoittelun ja hyväksynyt esikriittisyyskokeiden ohjelmat.

Sen jälkeen kun reaktorijärjestelmien esikriittisyyskokeissa on saavutettu hyväksymiskriteerien mukaiset tulokset, voidaan pyytää STL:ltä lupaa reaktorin kriittiseksi tekemiseen ja pientehokokeiden suorittamiseen. Hakemuksessa on esitettävä

- vakuutus siitä, että kaikkien siihen mennessä tehtyjen kokeiden tulokset täyttävät hyväksymiskriteerit,
- haluttu suurin pienteho

Hakemukseen on liitettävä reaktorijärjestelmien esikriittisyyskokeiden tulokset tai STL:n edustajalle on esitettävä vastaava tulosaineisto ydinvoimalaitoksella. Jälkimmäisessä tapauksessa on tulokset toimitettava STL:lle viimeistään kuukauden kuluttua ko. luvan myöntämisen jälkeen, jolloin sen hyväksymisellä ainoastaan vahvistetaan oikeus koekäytön jatkamiseen suunnitelmien mukaisella tavalla.

5

REAKTORIN KRIITTISEKSI TEKEMINEN JA PIENTEHOKOKEET

Reaktorin kriittiseksi tekemisen katsotaan alkavan siitä hetkestä, jolloin

- painevesireaktorissa aloitetaan boorin laimentaminen,
- kiehutusvesireaktorissa aloitetaan ensimmäisen säätösauvan vetäminen ulos reaktorista.

Pientehokokeilla tarkoitetaan kokeita, joissa suurin sallittu reaktorin teho on määritelty korkeintaan 5 prosentiksi nimellistehosta.

Reaktorin kriittiseksi tekemisessä on otettava huomioon vaatimukset, jotka on esitetty kirjallisuusviitteen /2/ liitteen C kohdassa C. Toimenpiteet on kuvattava yksityiskohtaisessa ohjelmassa, joka täyttää soveltuvin osin järjestelmäkokeiden ohjelmille asetetut vaatimukset.

Pientehokokeiden tulee sisältää kokeet, jotka on lueteltu kirjallisuusviitteen /2/ liitteen A kohdassa C ja jotka soveltuvat kyseessä olevalle laitostyyppille. Näiden kokeiden ohjelmille, suorittamiselle ja tulosraporteille pätevät samat vaatimukset, jotka on esitetty järjestelmäkokeille tämän ohjeen kohdassa 3.

Reaktorin kriittiseksi tekemistä kuvaavalle ohjelmalle samoin kuin pientehokokeiden ohjelmille on pyydettävä hyväksymistä STL:ltä. STL seuraa reaktorin kriittiseksi tekemistä sekä pientehokokeita harkintansa mukaan. Pientehokokeiden tulosraportit on toimitettava STL:n hyväksyttäväksi.

Reaktorin kriittiseksi tekemisen saa aloittaa sen jälkeen, kun STL on antanut siihen luvan ja hyväksynyt ao. toimenpiteitä kuvaavan ohjelman. Sama lupa kattaa myös pientehokokeet edellyttäen, että niihin liittyvät ohjelmat on hyväksytyt.

87.

Sen jälkeen, kun pientehokokeissa on saavutettu hyväksymiskriteerien mukaiset tulokset, voidaan pyytää STL:ltä lupaa suuremman tehon käyttämiseen. Hakemuksessa on esitettävä

- vakuutus siitä, että kaikkien siihen mennessä tehtyjen kokeiden tulokset täyttävät hyväksymiskriteerit,
- haluttu suurin teho.

Hakemukseen on liitettävä pientehokokeiden tulosraportti tai STL:n edustajalle on esitettävä vastaava tulosaineisto ydinvoimalaitoksella. Jälkimmäisessä tapauksessa on tulosraportti toimitettava STL:lle viimeistään kuukauden kuluttua ko. luvan myöntämisen jälkeen, jolloin sen hyväksymisellä ainoastaan vahvistetaan oikeus koekäytön jatkamiseen suunnitelmien mukaisella tavalla.

6

TEHOKOKEET

Tehokokeissa kokeillaan laitoksen toimintaa erilaisilla tehotasoilla, jotka voivat olla esimerkiksi 10%, 25%, 50%, 75% ja 100% nimellistehosta. Tehotasot määrittelee luvanhakija, ja niitä täytyy olla vähintään 4 kappaletta.

Tehokokeiden tulee sisältää kokeet, jotka on lueteltu kirjallisuusviitteen /2/ liitteen A kohdassa D ja jotka soveltuvat kyseessä olevalle laitostyypille. Kyseisessä luettelossa mainittuja kunkin kokeen tehotasoja pidetään vain viitteellisinä. Tehokokeiden ohjelmille, suorittamiselle ja tulosraporteille pätevät samat vaatimukset, jotka on esitetty järjestelmäkokeille tämän ohjeen kohdassa 3. Varsinaisten kokeiden lisäksi on kullakin tehotasolla tehtävä kirjallisuusviitteen /2/ liitteen C kohdassa D mukaiset tarkastukset.

Tehokokeiden ohjelmille on pyydettävä hyväksymistä STL:ltä. STL seuraa kokeita harkintansa mukaan. Kokeiden tulosraportit on toimitettava STL:n hyväksyttäväksi.

80.

Tehokokeiden aikana saa tehon nostaa uudelle suuremmalle tasolle sen jälkeen, kun STL on antanut tähän luvan ja hyväksynyt tällä tasolla tehtävien kokeiden ohjelmat. Suurin sallittu teho voidaan kulloinkin määrittellä hieman suuremmaksi kuin se taso, jolla kokeet tehdään. Tällöin tarkoituksena on ottaa huomioon mittauksen ja säädön epätarkkuus.

Aina sen jälkeen, kun tietyllä tehotasolla on saavutettu hyväksymiskriteerien mukaiset tulokset, voidaan pyytää STL:ltä lupaa suuremman tehon käyttämiseen. Tällöin käytetään vastaavaa menettelyä kuin siirryttäessä pientehokokeista tehokokeisiin.

7

KIRJALLISUUSVIITTEET

- 1 U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.70, Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants, Rev. 2, September 1975.
- 2 U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.68, Preoperational and Initial Startup Test Programs for Water-Cooled Power Reactors.
- 3 U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.20, Vibration Measurements on Reactor Internals.
- 4 U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.41, Preoperational Testing of Redundant On-Site Electric Power Systems to Verify Proper Load Group Assignments.
- 5 U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.68.1, Preoperational and Initial Startup Testing of Feedwater and Condensate Systems for Boiling Water Reactor Power Plants.

- 6 U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.79, Preoperational Testing of Emergency Core Cooling Systems for Pressurized Water Reactors.
- 7 U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.80, Preoperational Testing of Instrument Air Systems.

Seppo Vuori

Raportin YDINVOIMALAITOSTEN SIJOITUSPAIKKATUTKIMUS esittely

1. JOHDANTO

Ydinvoimalaitosten käyttöön liittyy tietyllä todennäköisyydellä esiintyviä ympäristöhaittoja ja väestön turvallisuuteen kohdistuvia häiriötilanteita. YDINVOIMALAITOSTEN SIJOITUSPAIKKATUTKIMUKSEN tarkoituksena on ollut laatia mahdollisimman luotettava arvio eri riskitekijöistä sekä verrata kyseisten riskien suuruutta tavanomaisten voimatuotantovaihtoehtojen yhteydessä esiintyviin haittoihin. Tutkimuksessa on pyritty määrällisiin riskiarvioihin. Vertailu taas on nähty välttämättömäksi riskien suuruuden havainnollistamisen takia.

Tutkimuksen suunnittelu ja suoritus ovat tapahtuneet pääosin VTT:n ydinvoimatekniikan laboratorion toimesta. Eräisiin osatehtäviin ovat osallistuneet myös reaktorilaboratorio sekä sähkötekniikan laboratorio. Ilmatieteellisten leviämiselvitysten osalta tutkimus on suoritettu yhteistyössä ilmatieteen laitoksen kanssa mainitun laitoksen vastatessa itenäisesti tarkasteltuun sijoituspaikkaan liittyvistä leviämislaskuista sekä säätilannejakautumista.

Selvityksessä on tarkasteltu ensinnäkin eri energiantuotantovaihtoehtojen normaalista käytöstä aiheutuvia haittoja eli epäpuhtausaineiden päästöjä ilmakehään, polttoaineen kuljetuksen aiheuttamia henkilöriskejä sekä voimalaitoksen jäähdytysvesien vaikutusta ympäröivään vesistöön.

Edelleen työssä on kehitetty tietokonepohjainen laskentamalli ydinvoimalaitoksella tietyllä todennäköisyydellä esiintyvien häiriötilanteiden aiheuttamien välittömien ja viivästyneiden terveysvaikutusten sekä taloudellisten vahinkojen arvioimista varten. Mallia on mahdollista soveltaa periaatteessa kaikkiin mahdollisiin Suomessa kysymykseen tuleviin ydinvoimalaitosten sijoituspaikkoihin. Tällöin on oltava saatavilla kutakin paikkaa koskevat yksilöidyt ympäristön väestö- ja elinkeinajakautumia sekä leviämisolosuhteita koskevat tiedot. Ensimmäisenä sovellutuskohteena on ollut Inkoon Kopparnäsiin suunniteltu ydinvoimalaitos, jonka suhteen kaikki esitettävät laskelmat ja mittaukset on suoritettu.

Eri voimatuotantotapojen aiheuttamien haittavaikutusten arvioinnin ohella ydinvoiman ja muun voimantuotannon kesken muissa yhteyksissä suoritettuja taloudellisuuslaskelmia on tarkasteltu vuoden 1975 kuluessa tapahtunut kustannustason muuttuminen sekä eri vaihtoehdot huomioon ottaen.

2. ERI VAIHTOEHTOIHIN LIITTYVÄT TALOUDELLISUUSSELVITYKSET

Ydinvoimalaitosten sijoituspaikkatutkimuksen yhteydessä ei ole suoritettu yksityiskohtaisia taloudellisuusselvityksiä eri kysymykseen tulevien vaihtoehtojen kesken, vaan on toimeksiannon mukaisesti käyty läpi eri yhteyksissä suoritettuja laskelmia ja pyritty esittämään käsitys arvioiden luotettavuudesta. Nämä alkuperäiset arviot ovat lähinnä peräisin pääkaupunkiseudun ydinvoimalaitoshankkeen toteuttamiseen tähtääviltä tahoilta.

Pääomakustannusten osalta kustannusnousuksi on otettu 10% vuoden 1975 aikana. Ydinpolttoainekustannusten osalta tutkimuksessa tehty arvio perustuu seuraaviin yksikköhintoihin: raakauraaani \$ 25/lb, väkevöinti \$ 100/kg

SWU arvioituna uusien rakennettavien väkevöintilaitosten kustannuspohjalta, polttoaineen valmistus \$ 100/kg U sekä jälleenkäsittely, jätteiden käsittely ja taltiointi \$ 175/kg U. Näiden perusteella päädytään terminen MWh-hintaan 5,5 mk/MWh. Konventionaalisen polttoaineen hinnassa huomioitiin vuoden 1975 aikana tapahtunut noin 7% lasku. Taulukossa 1 on esitetty sekä ydinvoimavaihtoehdon (Kopparnäs) että edullisimman konventionaalisen vaihtoehdon investointikustannukset sekä kokonaiskäyttökustannukset.

Taulukko 1. Eri vaihtoehtojen investointi- ja käyttökustannukset

	Laitosinvestointi Mmk	Siirtoinvestointi Mmk	Kokonaiskäyttökustannus Mmk/v
Ydinvoimavaihtoehto (Kopparnäs)			
VTT, 1976 /1/	3130	699 (1000 MW)	171
HKS, 1975 /2/	2800	400 (850 MW)	144
KOPP, 1975 /3/	2820	635 (1000 MW)	124
Edullisin konventionaalinen vaihtoehto (1x500 MWe + 5x100 MWe) (KOPP, 1975)	2225	—	393

Käyttämällä 10% reaalikorkoa ja 20 vuoden kuoletusaikaa voidaan taulukon 1 perusteella todeta ydinvoimalaitoksen merkitsevän noin 35 Mmk vuotuista säästöä energianhuoltokustannuksissa verrattuna edullisimpaan tavanomaiseen voimantuotantoon perustuvaan ratkaisuun. Käytettyyn laskentakorkoon sisältyy paitsi varsinainen korko myös inflaation vaikutus. Vuosittainen säästösumma muuttuu noin 16 Mmk pienemmäksi tai suuremmaksi, jos laskentakorkoa vastaavasti nostetaan tai lasketaan 1%. Hiilivoimavaihtoehto tulisi edullisemmaksi vasta 12,4% laskentakorolla, jos kuoletusaika on 20 vuotta. 30 vuoden kuoletusajalla vastaava rajakorko on 13,5% ja vuotuinen säästö 52 Mmk.

Taloudelliselta kannalta katsottuna tulee kuitenkin korostaa sitä, että lähemmäksi Helsinkiä sijoitettuna ydinvoimalaitos olisi vielä huomattavasti edullisempi investointisäästön ollessa esimerkiksi Löparössä noin 100-130 Mmk riippuen siirrettävästä kaukolämpötehosta ja lämmönsiirtojärjestelmän valinnasta. Käyttökustannuksissa saavutetaan säästöä 4-7 Mmk vuodessa.

3. YDINVOIMALAITOKSEN NORMAALIPÄÄSTÖJEN AIHEUTTAMA SÄTEILYRASITUS YMPÄRISTÖLLE

Tässä tutkimuksessa käsitellään pelkästään ilmakehään tapahtuvien radioaktiivisten aineiden päästöjen aiheuttamaa säteilyrasitusta ympäristölle suoraan pilvestä tai laskeumasta tulevan säteilyn kautta sekä sisäisesti

hengityksen kautta kertyvistä kokokehosäteilyannoksista. Muiden säteilyannoksen kertymisreittien osalta voidaan todeta, että ne ulkomailla saatujen kokemusten sekä tehtyjen tutkimusten perusteella (mm. viite /4/) voivat tulla kriittiseksi vain rajoitetulle väestöosalle. Koko väestön kannalta ilmakehään tapahtuvien päästöjen aiheuttama kokokeho-säteilyannos suoran säteilyn ja hengityksen kautta on merkittävin.

Annoslaskuissa käytettiin hyväksi USA:ssa käytössä olevien kevytvesireaktorilaitosten mitattuja päästöarvoja. Taulukossa 2 on esitetty paine- ja kiehutusvesireaktorien tilastoitujen vuosittaisen nuklidi-kohtaisten päästömäärien mediaaniarvot sekä 95%:n varmuusrajan mukaiset yläarvot päästöille.

Mediaanipäästöjä vastaava keskimääräinen vuosittainen kokokehoannos 1,5 kilometrin etäisyydellä laitoksesta on kiehutusvesireaktorille n. 0,002 rem ja painevesireaktorille alle 0,00001 rem.

Edellämainittujen päästötilanteiden aiheuttama vuosittainen säteilyrasitus ympäristölle on arvioitu kollektiivisena annoksena (manrem). Taulukossa 2 on esitetty myös vuosittaisia päästömääriä vastaavat väestöannokset, joita laskettaessa on otettu huomioon 100 km:n säteellä Kopparnäsistä oleva alue.

Taulukko 2. USA:n kevytvesireaktorien päästöt ilmaan vuosina 1972-74 sekä niiden perusteella lasketut kokokehoväestöannokset 100 km säteellä Kopparnäsistä (päästökorkeus 150 m)

Nuklidi	Päästöt ilmaan (Ci/vuosi)			
	PWR		BWR	
	mediaani	95%-yläraja	mediaani	95%-yläraja
Ar-41	2,13E+1	2,13E+1 ¹⁾	1,65E+2	1,65E+2
Kr-85	2,51E+2	8,90E+3	3,29E+3	2,24E+4
Kr-85M	5,63E+1	2,15E+3	3,73E+4	2,72E+5
Kr-87	4,41	4,41	9,15E+4	8,08E+5
Kr-88	3,79	3,79	1,02E+5	6,97E+5
Xe-131M	3,82E+3	1,00E+6		
Xe-133	3,37E+3	2,00E+6	7,64E+4	7,40E+5
Xe-133M			2,30E+4	2,30E+4
Xe-135	1,24E+2	1,24E+2	1,56E+5	1,36E+6
Xe-135M	1,82E+2	1,82E+2	1,40E+4	1,40E+4
Xe-138			5,36E+4	3,64E+5
I-131	1,45E-2	1,10E+1	1,97	2,42E+1
I-133	6,33E-5	6,33E-5	2,81	4,57E+1
I-135	1,50E-5	1,50E-5	4,15	1,07E+2
Väestöannos (manrem)	<1	75	50	380

1) 95%-raja oletettu samaksi kuin mediaani, jos nuklidia koskeva tilastomateriaali on liian suppea

Eri kevytvesireaktorityyppien välinen ero mediaanipäästöissä, joka käy ilmi taulukosta 2, on nykyisin rakennettavissa ja suunnitelluissa laitoksissa jo oleellisesti pienempi, sillä kiehutusvesireaktorien kaasujen puhdistusjärjestelmät uusissa laitoksissa ovat huomattavasti paremmat kuin käytetyissä tilastoissa mukana olleilla reaktorilaitoksilla on käytössä.

Säteilyturvallisuuslaitoksen ehdottama vuotuinen kollektiivinen annosraja 1000 MWe:n ydinvoimalaitokselle on 500 manrem, joten kaikissa tässä esitetyissä tapauksissa ollaan tämän rajan alapuolella tai korkeintaan sen tuntumassa. Luonnollisen taustasäteilyn aiheuttama vuosittainen kokokeho-annos on suuruusluokkaa 1/10 rem, joten miljoonalle henkilölle laskettu väestöannos on tällöin 100 000 manrem.

4. YDINVOIMALAITOSONNETTOMUUKSIEN TERVEYSHAITAT

Ydinvoimalaitoksen reaktorisydämen sisältämä suuri radioaktiivisuusmäärä yhdessä useiden samanaikaisten epäsuotuisien olosuhteiden kanssa muodostaa mahdollisuuden onnettomuuksiin, jotka voivat aiheuttaa sekä huomattavia terveyshaittoja että taloudellisia vahinkoja ympäristölle.

Koska USA:ssa tehdyn laajan selvityksen mukaan eri kevytvesireaktorityyppien onnettomuusmahdollisuudet ja arvioidut vaikutukset eivät merkittävästi poikkea toisistaan, on tässä tutkimuksessa selvitetty ainoastaan kiehutusvesireaktorityyppisen laitoksen onnettomuusriskejä ja katsottu tulosten mallin laskentatarkkuuden puitteissa edustavan kevytvesireaktoreita yleensä.

Tässä selvityksessä on käytetty sellaisenaan viitteessä /5/ esitettyjä arvioita onnettomuustilanteiden todennäköisyyksille sekä radioaktiivisten aineiden päästömäärille vastaavissa tilanteissa. Mahdolliset onnettomuusketjut on kuvattu viidellä päästöluokalla (BWR1...BWR5), jolloin kuhunkin liittyy tietty tapahtumistodennäköisyys sekä päästöosuudet eri alkuaineryhmille.

Näiden päästötietojen pohjalta lasketaan reaktorionnettomuuden ympäristövaikutukset laadittua tietokoneohjelmaa käyttäen. Päästöjen leviämistä ympäristöön analysoidaan mallilla, jossa vuotokohdasta ulosvapautuvan päästöpilven sisällä radioaktiivisten aineiden konsentraatio on normaali-jakautuman mukainen sekä pysty- että vaakasuunnassa. Normaalijakautumien keskihajonnat riippuvat etäisyydestä päästöpiesteeseen, vallitsevasta ilman pyörteisyydestä sekä leviämismaaston tyypistä.

Tässä tutkimuksessa analysoidaan jokainen onnettomuusluokka 1008:ssa eri säätilanteessa, jolloin käydään läpi 6 stabiilisuusluokkaa, 7 tuulenopeusluokkaa, 12 tuulensuuntasektoria (30°) sekä jokainen tilanne sateen ja poutasään aikana. Jokaiselle käsitellylle säätilanteelle on saatu pitkäaikaisten säähavaintojen perusteella esiintymisfrekvenssi. Yhdistämällä säätilanteiden ja onnettomuusluokkien todennäköisyydet kussakin tilanteessa laskettuun vaikutukseen päädytään myöhemmin esitettäviin todennäköisyysjakautumiin, joiden perusteella saadaan kuva sekä onnettomuuksien vaikutuksista että todennäköisyyksistä.

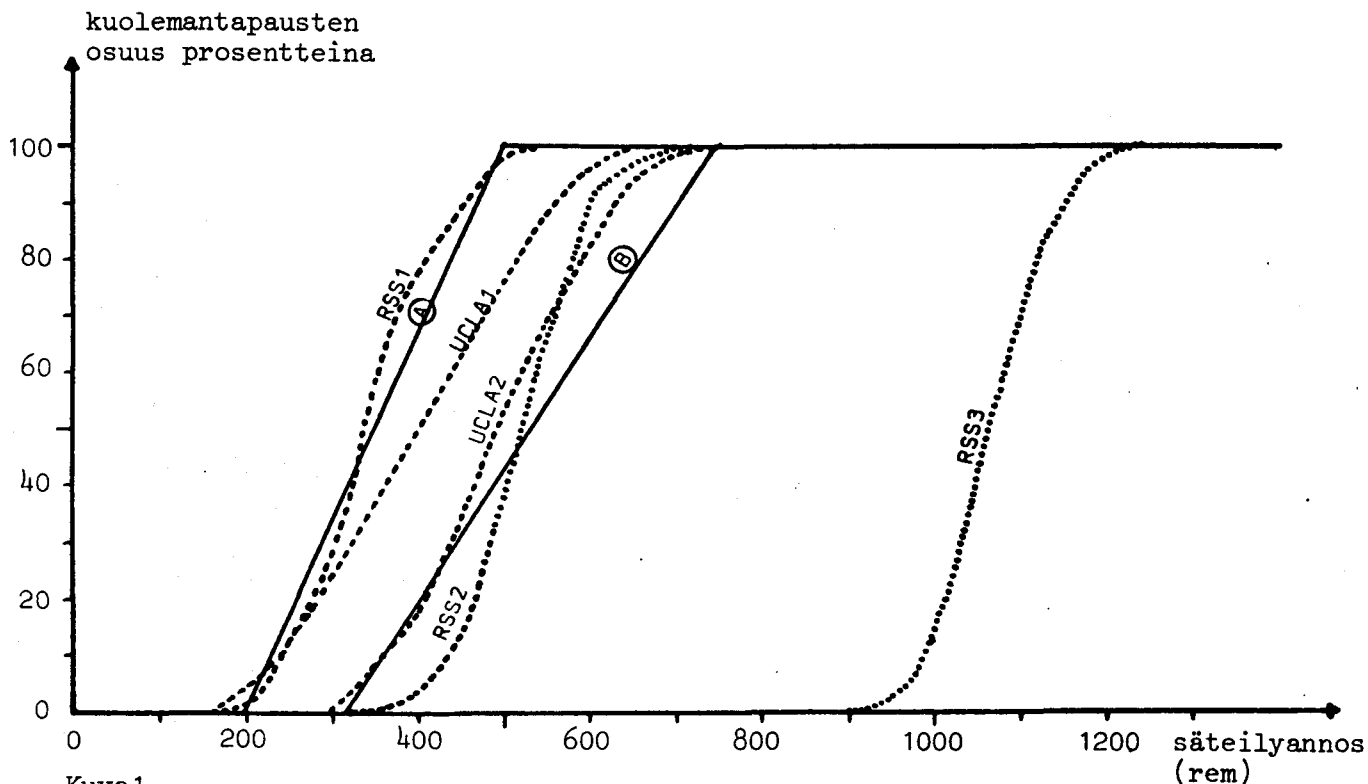
Säteilyannosta ympäristön väestölle kertyy onnettomuuksien yhteydessä pääasiassa kolmen reitin kautta. Ensinnäkin radioaktiivisesta päästö-

pilvestä kohdistuu suora ulkoinen säteily vaikutusalueen asukkaisiin. Toiseksi hengityksen kautta radioaktiivisia aineita joutuu kehon sisään, missä ne aiheuttavat eri elimille tietyn sisäisen säteilyannoksen. Kolmanneksi päästöpilvestä maahan laskeutuneet radioaktiiviset aineet saastuttavat maanpinnan, josta lähtevä ulkoinen säteily kohdistuu alueella oleskeleviin ihmisiin. Lisäksi taloudellisia vahinkoja arvioidessa maataloustuotteiden hylkäysraja määräytyy ravinnon kautta kehon sisään joutuvien aineiden määrän ja siitä seuraavan säteilyannoksen perusteella.

Eri reittien kautta kertyneitä säteilyannoksia yhdistettäessä jaetaan tässä tutkimuksessa väestö kahteen ryhmään. Ensimmäinen väestöryhmä (35%) oleskelee ulkosalla ja on täten heikommin suojattu ulkoista säteilyä vastaan, toisen ryhmän (65%) taas oletetaan oleskelevan rakennusten sisällä, jotka tarjoavat paremman suojan. Lisäksi ulkona oleskelevalle ryhmälle oletetaan suurempi hengitysnopeus kuin sisällä oleville.

Säteilyannoksen laskemisen jälkeen seuraavana tehtävänä on arvioida annoksen ja tietyn terveysriskin välinen yhteys. Seuraavassa esitetään yhteenveto tärkeimmistä säteilyn aiheuttamista terveyshaitoista. Säteilyn aiheuttamista terveysvaikutuksista esitetyt arviot eri lähteissä poikkeavat melkoisesti toisistaan, joten tässä tutkimuksessa on pyritty esittämään kaikkien terveyshaittamuotojen osalta sekä ylä- että alaraja-arviot.

Kuvassa 1 on esitetty kuolemantapausten riski säteilyannoksen funktiona eri lähteiden mukaan. Käyrät RSS1 ja UCLA1 vastaavat tilannetta, jossa säteilyannoksia saaneille henkilöille voidaan tarjota vain vähän tai ei ollenkaan lääkinällistä hoitoa. Käyrät RSS2 ja UCLA2 taas edellyttävät kohtalaisen tehokasta hoitoa, johon kuuluu verensiirtoja, antibioottihoitoa sekä heikenneen immunitetin vaatimaa eristystä ympäristöstä. Käyrä RSS3 puolestaan pohjautuu tapauksiin, joissa säteilyannoksia saaneille henkilöille on suoritettu luuydinsiirtoleikkauksia.



Kuva 1.

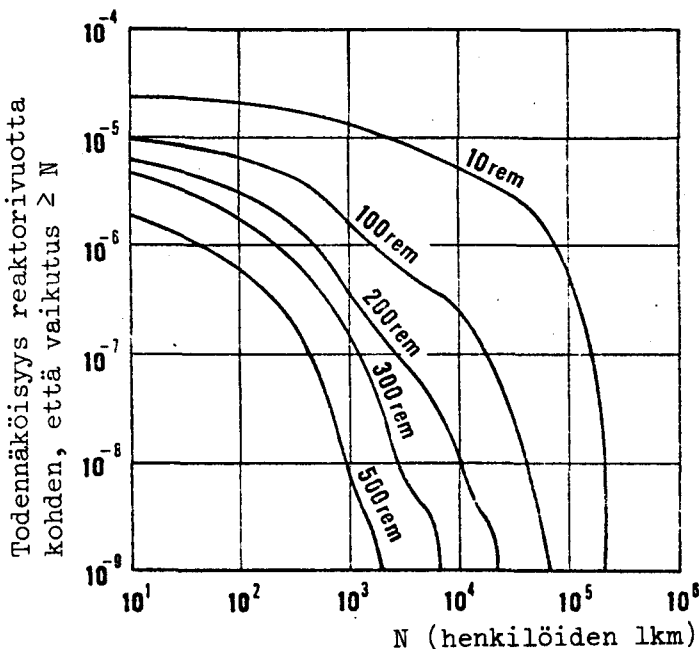
Kuolemantapausten prosentuaalinen osuus tietyn koko kehosäteilyannoksen saaneista henkilöistä eri lähteiden mukaan /5/, /6/

Säteilysairaustapausten lukumäärän arviointi riippuu voimakkaasti siitä, miten vakava-asteinen haitta määritellään sairaudeksi. Jos sairaalahoitoa vaativat tapaukset määritellään säteilysairaiksi, eri lähteet antavat alueelle 100...200 rem sijoittuvia arvioita säteilysairauksia aiheuttavasta annostasosta. Tässä tutkimuksessa arvioidaan säteilysairaustapausten määrän suuruusluokka laskemalla annostason 100 rem ylittäneiden henkilöiden lukumäärä.

Nopeasti ilmenevien vaikutusten lisäksi säteily lisää tietyllä todennäköisyydellä eräiden pitkän piilevyysajan jälkeen esiintulevien somaattisten vaikutusten (lähinnä erilaisten kasvaimien) määrää. Vaikutusten lukumäärän oletetaan olevan suoraan verrannollinen väestöannokseen (manrem). Riippuvuus annosyksikön ja riskin lisäyksen välille on saatu suurilla annoksilla saaduista koetuloksista, joten yleisesti katsotaan edellä kuvattun menettelyn yliarvioivan säteilyn aiheuttamia viivästyneitä somaattisia vaikutuksia. Huomioonottaen pienten lasten ja sikiöiden suuremman herkkyyden päädytään viitteiden /7/, /8/ ja /9/ mukaan arvioon 150...200 kuolemaan johtavaa syöpätapausta miljoonaa manrem-yksikköä (kokokeho) kohti. Kilpirauhaskasvaimet käsitellään erikseen ja niiden osalta eri lähteistä päädytään melko yhtäpitäviin arvioihin, joiden mukaan miljoonan manrem-yksikön suuruinen jodin kilpirauhaskasvaimien annos aiheuttaa n. 20 kpl hyvänlaatuisia kasvaimia ja n. 20 kpl kilpirauhassyöpiä, joista n. 2 kpl johtaa kuolemaan.

Säteilyn aiheuttamia perinnöllisiä haittoja arvioidessa tehdään samat oletukset kuin viivästyneitä somaattisia vaikutuksia arvioidessa eli oletetaan, että ei ole olemassa mitään kynnyksiarvoa, jonka alapuolella säteily ei enää aiheuttaisi haittoja. Lähteen /9/ mukaan miljoonan manrem-yksikön suuruinen kokokehoväestöannos aiheuttaa erilaisia perinnöllisiä haittoja 60...160 kpl ensimmäisessä jälkeläispolvessa ja 90...800 kpl kaikissa sukupolvissa yhteensä.

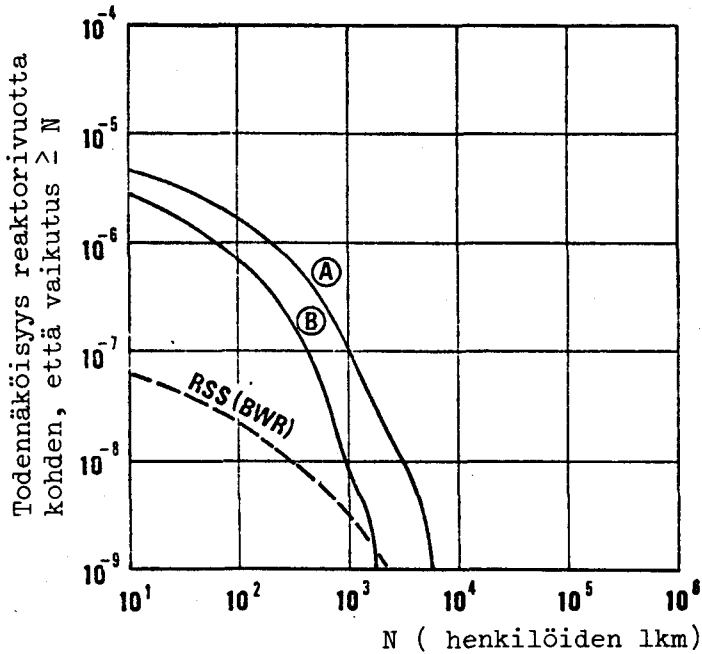
Laskentamallin avulla arvioitiin erilaisten terveyshaittojen suuruudet eri onnettomuus- ja säätilanteissa. Lopputuloksena näistä laskuista saadaan todennäköisyysjakautumat eri haittojen suuruuksille. Kuvassa 2 on esitetty annostasojen 10, 100, 200, 300 ja 500 rem ylittäneiden henkilöiden lukumäärän todennäköisyysjakautumat. 100 remin annostason ylittäneiden henkilöiden määrä antaa yläraja-arvion säteilysairaustapausten lukumäärästä.



Kuva 2.

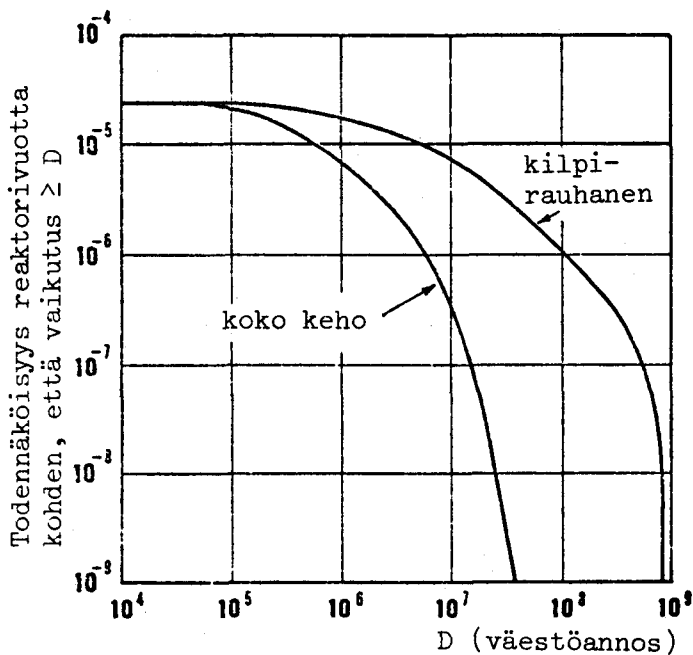
Todennäköisyys sille, että tietyn säteilyannoksen ylittäneiden (10...500 rem) henkilöiden lukumäärä ydinvoimalaitosonnettomuuksissa on suurempi kuin N. (Huom! Laskentamenetelmään liittyvien epävarmuustekijöiden aiheuttama vaihteluväli on todennäköisyyksille n. 0,2...5 kertaa pystyakselin arvo ja vaikutuksille 0,3...3 kertaa vaaka-akselin arvo.)

Ylä- ja alaraja-arviot reaktorionnettomuuksien aiheuttamien kuolemantapausten määrille saadaan käyttämällä kuvassa 1 yhtenäisellä viivalla piirrettyjä riippuvuuksia A ja B säteilyannoksen ja kuolemanriskin välillä. Kuvassa 3 on esitetty kumulatiiviset todennäköisyysjakautumat kuolemantapausten lukumäärille vastaten käyriä A ja B.



Kuva 3.
 Todennäköisyys sille, että nopeasti ilmenevien kuolemantapausten lukumäärä ydinvoimalaitosonnettomuuksissa (BWR1...BWR5) on suurempi kuin N annosriippuvuuksien A ja B perusteella (kuva 1). (Huom! Epävarmuustekijät samat kuin kuvassa 2.)

Kuvassa 4 on esitetty kumulatiiviset todennäköisyysjakautumat eri onnettomuusluokkien aiheuttamille kokokeho- ja kilpirauhasväestöannoksille.



Kuva 4.
 Todennäköisyys sille, että väestöannos (kokokeho tai kilpirauhanen) on suurempi kuin D ydinvoimalaitosonnettomuuksissa BWR1...BWR5. (Huom! Epävarmuustekijät samat kuin kuvassa 2.)

Taulukkoon 3 on koottu eri tyyppisille terveyshaitoille saadut arviot eri todennäköisyytasoilla. Vertailun vuoksi voidaan todeta, että normaalisti Suomessa yli 15 000 tapauksessa vuosittain kuolemansyynä ovat erilaiset kasvaimet sekä 1...4 prosentilla syntyvistä lapsista arvioperusteista riippuen on perinnöllisiä vaurioita eli vuosittain 600...3000 ja siis yhden sukupolven (30 vuotta) aikana yhteensä 20 000... 80 000.

Taulukko 3. Tarkasteltujen reaktorionnettomuuksien aiheuttamat merkittävimmät terveysvaikutukset sekä niiden todennäköisyydet. Huom! Arviot on esitetty kuvien 2, 3 ja 4 perusteella eikä niissä ole mukana kyseisiin käyriin liittyvää epätarkkuutta, ks. ko. kuvien alahuomautuksia.

Todennäköisyys vuotta ja laitosta kohti	Nopeasti ilmenevät		Kokokehon väestöannoksesta arvioidut vaikutukset				Kilpirauhasväestö-	
	kuoleman- tapaukset	säteily- sairaus- tapaukset	väestöannos (manrem)	kuoleman johtavia syöpiä (kpl)	perinnöllisiä vaikutuksia 1 sukupolvi (kpl)	perinnöllisiä vaikutuksia yhteensä kaikissa sukup. (kpl)	annos väestö annos (manrem)	kuoleman johtavia syöpiä (kpl)
1 (odotusarvo) *	0,0002-0,001	0,006	15	0,003	0,001-0,003	0,0014-0,012	500	0,001
$\frac{1}{10\ 000}$	<1	<1	-				-	
$\frac{1}{100\ 000}$	<1	10	0,5 milj.	100	30-80	50-400	5 milj.	10
$\frac{1}{1\ 000\ 000}$	50-200	1500	6 *	1200	400-1000	500-5000	100 *	200
$\frac{1}{10\ 000\ 000}$	400-1000	15000	15 *	3000	900-2400	1400-12000	600 *	1200
$\frac{1}{100\ 000\ 000}$	800-3000	40000	25 *	5000	1500-4000	2300-20000	900 *	2000
$\frac{1}{1\ 000\ 000\ 000}$	2000-6000	70000	34 *	7000	2000-5500	3800-38000	900 *	2000

* keskimäärin vuotta kohti koko onnettomuusjakautumasta

5. YDINVOIMALAITOSONNETTOMUUKSIEN AIHEUTTAMAT TALOUDELLISET VAHINGOT

Pääasiassa samoja menetelmiä soveltaen kun edellisessä kohdassa terveysvaikutuksille laskettiin myös onnettomuusluokkiin BWR1...BWR3 liittyvät taloudelliset vahingot. Terveyshaittojen annosrajojen sijasta käytetään nyt erilaisia saastumiskriteerejä, jotka ilmaistaan joko maanpinnalla olevan laskeuma-aktiivisuuden tai tarkasteluhetkestä 30 vuoden kuluessa eteenpäin kertyvän ulkoisen säteilyannoksen perusteella.

Tutkimuksessa tarkasteltaviksi kustannuksia aiheuttaviksi haittamuodoiksi valittiin:

- investointien menetykset
- tuotannon menetykset
- väestön siirron aiheuttamat kustannukset
- terveyshaitat
- itse voimalaitokseen liittyvät tappiot.

Investointien menetyksiä tarkasteltaessa elinkeinot jaettiin kolmeen pääryhmään eli alkutuotantoon, jalostukseen ja palveluihin. Investointien oletettiin alueellisesti jakautuvan samalla tavoin kuin eri elinkeinoalojen työpaikkojen määrä. Lisäksi tarkasteltiin myös asuntoinvestointien menetyksiä. Investoinnit oletetaan menetetyiksi niin pitkäksi ajaksi, että kieltojakson loppuhetkestä lukien 30 vuoden kuluessa kertyvä kokokeho-säteilyannos alittaa 10 rem-yksikköä. Annosta laskettaessa otetaan huo-

mioon, että investointeja voidaan käyttää hyväksi, jos alueella voidaan oleskella 40 h viikossa ylittämättä em. annosrajaa. Lisäksi oletetaan tietty osa investoinneista voitavan siirtää muualle hyödylliseen käyttöön.

Tuotanto oletetaan menetetyksi yleensä samanaikaisesti kuin investoinnit. Alkutuotannon osalta käytetään maidon tuotannon hylkäysrajana jodin (I-131 ekv.) maanpintapitoisuutta $2 \mu\text{Ci}/\text{m}^2$ ja viljan osalta oletetaan yhden vuoden sato menetetyksi, jos strontiumin (Sr-90 ekv.) maanpintapitoisuus on yli $2 \mu\text{Ci}/\text{m}^2$.

Taulukkoon 4 on koottu eri investointien ja tuotannon menetyksiä laskettaessa käytetyt yksikkökustannukset.

Taulukko 4. Investointi- ja tuotantomenetysten yksikkökustannukset

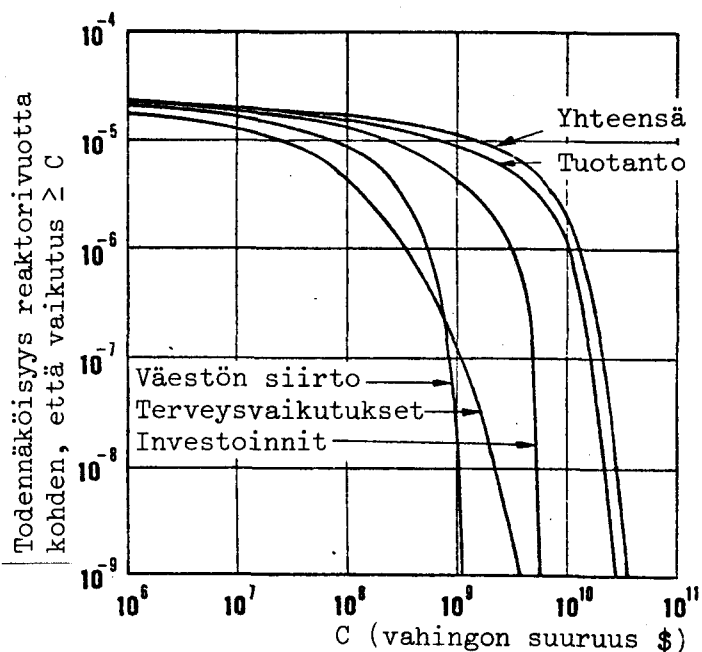
Investointilaji	Investointimenetyksen yksikkökustannus	Tuotannon arvo työntekijää kohti
Asuntoinvestoinnit	4,50 mk/päivä/asukas	—
Alkutuotannon investoinnit	3,50 mk/päivä/alkut. työntekijä	35 mk/päivä maito 20 mk/päivä vilja 3400 mk/sato
Jalostuksen investoinnit	50 mk/päivä/jalost. työntekijä	180 mk/päivä
Palvelun investoinnit	12 mk/päivä/palv. työntekijä	100 mk/päivä

Väestön siirto oletetaan tapahtuvaksi, jos päätöksentekohetkestä laskien 30 vuoden aikana kertyvä kokokehosäteilyannos ylittää 10 rem. Varsinaisen evakuoinnin hinnaksi on arvioitu 1000 mk/henkilö sekä ansioiden menetyksen aiheuttamaksi kustannukseksi 10 000 mk/työntekijä.

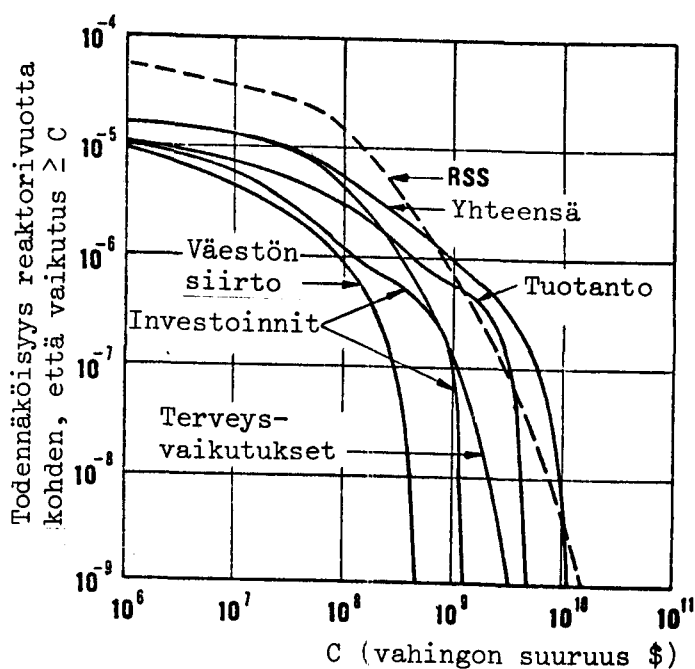
Terveyshaitoiksi, jotka aiheuttavat suoranaisia kustannuksia, valittiin edellisessä kohdassa lasketuista vaikutuksista: kilpirauhassairaudet (lääkehoito 30 vuotta; 3000 mk/potilas), säteilynsairaudet (3 kk sairaala-hoitoa, 3 kk toipumisloma; 16 000 mk/potilas) sekä kuolemantapaukset (600 000 mk/tapaus).

Onnettomuuden vakavuudesta riippuen saattaa itse voimalaitos kontaminointua niin pahasti, että laitosisinvestoinnit ja energiantuotanto saatetaan menettää kokonaan. Investointien arvona on käytetty 3130 Mmk sekä energian tuotannon arvona 8400 Mmk (energian hinta 20 mk/MWh).

Kuvassa 5 on esitetty kumulatiiviset todennäköisyysjakautumat taloudellisten vahinkojen eri osatekijöille ja summalle (lukuunottamatta itse voimalaitokseen liittyviä tappioita) olettaen, että mitään puhdistustoimenpiteitä ei suoriteta saastuneen alueen pienentämiseksi. Kuvassa 6 esitettävissä vastaavien taloudellisten vahinkojen todennäköisyysjakautumissa on käytetty dekontaminaatiokerrointa 20. Todelliset vahingot jäävät kuvien 5 ja 6 esittämien rajojen väliin.



Kuva 5. Todennäköisyys sille, että laitoksen ulkopuoliset taloudelliset vahingot ovat suurempia kuin C ydinvoimalaitos-onnettomuuksissa BWR1...BWR3. Dekontaminointia ei suoriteta. (Huom! Epävarmuustekijät samat kuin kuvassa 2.)



Kuva 6. Sama tilanne kuin kuvassa 5 laskettuna dekontaminaatiotekijällä 20. RSS on viitteessä /5/ saatu tulos. (Huom! Epävarmuustekijät samat kuin kuvassa 2.)

6. YDINVOIMALAITOKSEN JÄÄHDYTYSVEDEN AIHEUTTAMA MERIVEDEN LÄMPENEMINEN

Jäähdytysvesipäästöjen aiheuttamaa vesistön lämpenemistä on mahdollista etukäteen tutkia matemaattisten suihkumallien avulla ns. lähikentällä, jossa jäähdytysveden ominaisuudet ratkaisevasti vaikuttavat vastaanottavan vesistön lämpötilajakautumaan. Fysikaalisilla pienoismalleilla voidaan erityisesti verrata eri purkuvaihtoehtoja toisiinsa. Vastaanottavan vesistön alkuperäisillä, luonnontilaisilla virtauksilla ja pyörteillä on taas merkitystä jäähdytysveden sekoittumiseen ns. kaukokentällä, jossa lämpötilajakautumat ovat vesistön ominaisuuksien määräämät; näiden suuruudesta saadaan tietoja luonnossa tehtävillä virtausmittauksilla ja merkkiainekokeilla. Täydellistä kuvaa veden lämpenemisen suorasta ja/tai välillisestä vaikutuksesta kala- ja vesieliökantaan ei kuitenkaan voida luotettavasti muodostaa.

Suoritetut virtausmittaukset osoittavat, että mittausalueen luonnolliset virtaukset ovat varsin voimakkaita ja että purkualueen kautta kulkee myös huomattavia läpivirtauksia ja veden vaihtuvuus alueella on hyvä. Merkkiainekokeiden perusteella saadut arviot virtaus- ja sekoittumisolosuhteita kuvaaville parametreille ovat mittausalueella samaa luokkaa kuin muualla Suomenlahdella mitatut vastaavat arvot.

Pienoismallilla suoritetuilla merkkiainekokeilla tutkittiin erityisesti takaisinkierron (jälleenkierron) osuutta tyypillisissä purkuolosuhteissa. Saatujen tulosten mukaan purkunopeudella on ratkaiseva vaikutus takaisinkierron suuruuteen, ja muuten takaisinkierto määräytyy lähes suoraan

verrannollisena virtausmääriin. Pitkien kulkuajkojen johdosta ei takaiskierrosta lämpötilan puolesta aiheudu vaikeuksia.

Teoreettisilla laskentamalleilla saadut tulokset osoittavat, että huomattavia meriveden lämpötilan nousuja esiintyy varsin suppealla alueella. Purkunopeudella on tässäkin suhteessa laitostehoon verrannollisia virtausmääriä ratkaisevampi osuus lämpimän veden sekoittumiseen.

Koska vastakkaisia havaintoja ei ole juuri tehty, voitaneen lähteä siitä olettamuksesta, että veden lämpenemisen kielteinen tai myönteinen vaikutus on paikallinen. Esimerkiksi Kopparnäsin vesialue on suhteellisen karu ja sieltä pyydetyn saaliin arvo on pieni murto-osa luvussa 2 esitetystä taloudellisesta hyödystä. Kun vielä muistetaan, että ydinvoimalasta vesistöön päästettävä energiamäärä on vain marginaalisesti suurempi kuin konventionaalisen laitoksen vastaava päästö, on vaikea todeta muuta kuin että jäähdytysvesien vaikutus ympäröivän vesistön tilaan ei oletettavasti ole merkittävä.

7. KONVENTIONAALISTEN LAITOSTEN AIHEUTTAMA ILMAN SAASTUMINEN SEKÄ YHTEYS TERVEYSRISKEIHIN

Konventionaalisen polttoaineen palaessa syntyy suuri määrä savukaasuja, joitten mukana ympäristöön emittoituu haitallisia kaasuja ja tuhka-aineita. Ne johtuvat joko itse polttoaineesta olevista epäpuhtauksista tai palamisen aikana syntyvistä tuotteista. Suurimpana ongelmana kivihiili- ja öljylaitoksilla on rikkidioksidiemissio, jota syntyy polttoaineen sisältämän rikin palaessa. Lisäksi varsinkin kivihiili sisältää suuria pitoisuuksia tuhka-aineita, joista osa leviää savukaasujen mukana. Epätäydellisen palamisen seurauksena emittoituu mm. hiilivetyjä. Ilman ja polttoaineen sisältämän typen oksidoituessa syntyy typpioksideja.

Ihminen joutuu savukaasun aineosille alttiiksi pääasiassa hengityksen kautta. Hengityselimistön fysiologiasta johtuu, että terveyshaittaa korostaa usein hiukkasmaisten aineosien ja kaasujen yhteisvaikutus.

Eri puolilla maailmaa on tehty paljon havaintoja epäpuhtauksien terveysvaikutuksista. Varsin kohtalokkaita ovat olleet ns. saaste-episodit, jolloin epäedullisten sääolosuhteiden vuoksi saastuneisuus on muutaman päivän ajaksi noussut kohtuuttoman suureksi. Seurauksena on ollut jopa tuhansia kuolemantapauksia (Lontoo 1952). Pitempiaikaisen, sallituissa rajoissa pysyvän ilman epäpuhtauden vaikutuksesta kuolleisuuteen tai sairauksien puhkeamiseen on monissa tutkimuksissa saatu selvä tilastollinen korrelaatio. Parhaimmiksi ilman saastumista indikoiviksi suureiksi terveysvaikutusta ajatellen on havaittu rikkidioksidipitoisuus ja hiukkas-pitoisuus.

Tässä selvityksessä arvioidaan laskennallisesti konventionaalisten voimalaitosten terveyshaittaa kahdelle sijoituspaikkaratkaisulle (Taulukko 5). Lähtötietoina käytetään ilmatieteen laitoksen rikkidioksidiemissiolle suorittamia leviämislaskelmia sekä vuodelle 1990 ennustettua väestöjakautumaa.

Leviämislaskelmien mukaan haitallisimman emission, rikkidioksidin, lyhytaikaiset ja pitkäaikaiset pitoisuudet pysyvät kaikilla alueilla sallittujen rajojen alapuolella. Väestön saasterasitus lasketaan analogisesti säteilyn aiheuttaman väestöannoksen (manrem) kanssa ja ilmaistaan man-pphm- ja man- $\mu\text{g}/\text{m}^3$ -yksikkönä. Vertailu taulukossa 6 osoittaa, että vaihtoehto I lisää ympäristön saasterasitusta n. 2% ja vaihtoehto II n. 4,5%.

Vaikka yksi voimalaitos ei merkittävästi nosta ympäristön epäpuhtauspitoisuutta, se aiheuttaa kuitenkin differentiaalisen lisän, jolle voidaan laskea vastaava terveysvaikutus matemaattisessa muodossa olevista yhteyksistä /6, 10-13/. Näitä korrelaatioita käyttämällä päädytään tulokseen, että vaihtoehto I:n lisäys kuolleisuuteen on 0,006...0,04% ja vaihtoehto II:n lisäys 0,01...0,07%. Keuhkoputkentulehdusten määrä perustuu japanilaiseen arvioon ja sairauspäivien määrä ruotsalaiseen arvioon. Samat matemaattiset lausekkeet ennustavat nykyisin havaittavien saasteainepitoisuuksien olevan tarkastellulla alueella kuolemansyynä 2...5% kaikista tapauksista.

Taulukko 5. Laskettujen voimalaitosvaihtoehtojen erittely

	I	II		
	Kopparnäs	Vuosaari	Suomenoja	Martinlaakso
Polttoaine	kivihiili	kivihiili	kivihiili	polttoöljy no 4
Teho MWe	2x500	2x200	100	100
Piipun korkeus m	150	150	150	80
Vuosiemissiot: (t/v)				
SO ₂ -emissio	41800	16800	4200	7500
NO ₂ -emissio	17000	10800	2700	870
Tuhka (50% 10 m)	3500	1400	350	8

Taulukko 6. Voimalaitosvaihtoehtojen saasterasitus ympäristössä ja arvioidut terveyshaitat/vuosi

	I 1000 MWe	II 600 MWe	Normaaliarvo ko. alueella
Tarkastelualueen väestömäärä	$1,16 \cdot 10^6$	$0,97 \cdot 10^6$	10^6
Väestöannokset:			
- SO ₂ man-pphm	$2,4 \cdot 10^4$	$5,6 \cdot 10^4$	$1,2 \cdot 10^6$
- NO ₂ man-pphm	$1,6 \cdot 10^4$..	$\sim 0,7 \cdot 10^7$
- tuhkalaijuma man- $\mu\text{g}/\text{m}^3$	$3,0 \cdot 10^4$..	$2,5 \cdot 10^7$
Terveysvaikutukset:			
kuolleita sairauksiin	0,5...3	1...6	8500
keuhkoputkentulehduksia	130	300	
sairauspäiviä	12000	18000	

8. POLTTOAINEEN KULJETUKSEN RISKIT

Polttoaineen siirto tuotantolaitosten, käsittelylaitosten ja voimalaitosten välillä on oleellinen vaihe energiantuotannossa. Sen tähden energiantuotannon väestöhaittojen arviointi edellyttää myös kuljetushaittojen arviointia.

Ydinpolttolainekierron suurimmat kuljetusriskit mahdollisen radioaktiivisuuskontaminaation vuoksi ovat käytettyjen polttoaine-elementtien sekä jälleenkäsittelyvaiheen korkea-aktiivisten jätteiden ja plutoniumtuotteiden kuljetuksessa. Suomen osuutena polttoainekiertoon liittyvistä kuljetuksista tulevat lähivuosina olemaan:

- uusien polttoaine-elementtien kuljetus
- käytettyjen polttoaine-elementtien kuljetus
- reaktorin matala-aktiivisten jätteiden kuljetus.

Taulukossa 7 on esitetty 1000 MWe laitosta vastaava vuosittainen kuljetustarve laivaa, junaa tai kuorma-autoa käyttäen sekä ydinvoimalaitokselle että konventionaalisille laitoksille.

Taulukko 7. 1000 MWe:n voimalaitoksen vuosittainen polttoaineen kuljetustarve (kuljetuskertoina)

Energiamuoto	Kuorma-auto	Juna	Laiva
Ydinpolttoaine (Suomen osuus)	135	42 ¹⁾	14 ¹⁾
Kivihiili	(133 000)	2 680	80
Öljy	(75 000)	1 550	50

¹⁾ Kuljetuskapasiteetti oletettu käytettäväksi vain osittain. (1 junavaunu tai kork. 200 bruttotonnia/laivalasti)

Liikenteeseen liittyy onnettomuusriski, joka tavallisesti esitetään riskinä tiettyä liikennesuoritetta kohti. Onnettomuudet vaativat tietyn määrän henkilövahinkoja, ja näitten todennäköistä määrää voidaan pitää yhtenä väestöhaitan vertailuperusteena (Taulukko 8).

Taulukko 8. Liikenneonnettomuuksien lukumäärät polttoainekuljetuksissa ja onnettomuuksissa kuolleet 1000 MWe vuotta kohti laskettuna (olet. hypoteettinen kuljetusmatka: maakuljetus 2x200 km, merikuljetus edestak. 1/2 viikkoa).

Onnettomuuslaji	Ydinpolttoaine	Kivihiili	Öljy
Laivaonnett. lukum. niissä kuolleita	0,001 ¹⁾ ~0,01	0,008 ~0,008	0,005 ~0,005
Junaonnett. lukum. niissä kuolleita	0,3 ¹⁾ 0,003	18 0,17	10 0,10
Auto-onnett. lukum. niissä kuolleita	0,17 0,002	170 1,7	100 1,0

¹⁾ ks. taulukon 7 alahuomautus

Radioaktiivisten aineiden kuljetuksen yhteydessä ei normaalisti tapahdu päästöjä ympäristöön. Kuljetusreitien varrella oleviin tai muihin tiellä liikkuviin kohdistuva säteilyrasitus aiheutuu kuljetusastian seinämien

läpi tunkeutuvasta gammasäteilystä ja on korkeintaan 0,1 manrem autokuljetukselle ja 0,02 manrem junakuljetukselle (1000 MWe-vuosi, 100 km:n matka).

Olettaen kuljetuksen tapahtuvan ilman erikoisvalvontaa radioaktiivisuus-päästö käytettyjen polttoaine-elementtien rahtauksessa voi syntyä kuorma-autokolarin seurauksena todennäköisyydellä $0,002 \dots 0,03/10^6$ km, junakolarin seurauksena todennäköisyydellä $0,008 \dots 0,02/10^6$ km ja laivaonnettomuuden seurauksena todennäköisyydellä 0,001/laivavuosi.

Suoritetut laskelmat osoittavat, että kuljetusastiasta vapautuneet radioaktiiviset aineet epäedullisimmassa säätilanteessa aiheuttavat 100 rem suurempia säteilyannoksia korkeintaan 200 m pituisella ja 20 m levyisellä alueella.

Jos oletetaan, että em. laatuinen vakava onnettomuus merkitsee aina yhden henkilön kuolemaa säteily sairauksiin, 1000 MWe:n reaktorilaitoksen vuotuiselle kuljetustarpeelle laskettuna kuolleisuus olisi autokuljetukselle $3 \cdot 10^{-5} \dots 4 \cdot 10^{-4}$ henk./vuosi, junakuljetukselle laskettuna $1 \cdot 10^{-5} \dots 3 \cdot 10^{-5}$ henk./vuosi ja laivakuljetukselle laskettuna $3 \cdot 10^{-5}$ henk./vuosi. Verrattaessa näitä arviointiin puhtaasti liikenneonnettomuuksissa kuolleista todetaan, että ydinvoimalaitosten polttoainekuljetuksissa suurin väestöhaitta on puhtaasti liikenneonnettomuuskuolemista johtuvat menetykset.

Konventionaalisten laitosten polttoainekuljetuksessa mereen tapahtuneet öljyvudot ovat haitallisimpia. 1000 MWe-vuotta öljyllä tuotettuna vastaa v. 1970 tilaston mukaan keskimäärin 1600 t:n kokonaispäästöä mereen, josta 80 t on tankkilaivaonnettomuuksien osuus. Puhdistuskustannukset ovat noin 2000...60000 mk/öljytonni riippuen päästön tapahtumispaikasta.

9. YHTEENVETO TUTKIMUKSEN TULOKSISTA

Pääkaupunkiseudun eri energiantuotantovaihtoehtojen taloudellisuutta verrattaessa YDINVOIMALAITOSTEN SIJOITUSPAIKKATUTKIMUKSESSA todetaan, että ydinvoimavaihtoehto on kiistattomasti edullisin. Tyypillisessä vertailutapauksessa vuotuinen säästösumma ydinvoimaa käytettäessä on 35 Mmk. Lisäksi todetaan, että ydinvoimalaitoksen sijoittaminen lähemmäksi Helsinkiä merkitsisi huomattavaa vuotuista lisäsäästöä. Jos voimalaitos sijoitettaisiin esimerkiksi Löparöhön, olisi vuotuinen lisäsäästö 15 Mmk.

Eri voimantuotantomuotojen normaalikäytöstä ympäristölle koituvien haittavaikutusten osalta todetaan, että ydinvoimavaihtoehdon aiheuttama terveyshaitta ilmaistuna lisäkuolleisuusriskinä on korkeintaan 1/25 osa verrattuna vaihtoehtoina olleiden hiili- ja öljykäyttöisten laitosten rikkipäästöjen aiheuttamaan kuolleisuusriskiin. Nykyisiin tausta-arvoihin verrattuna sekä ydinvoimalaitoksen että konventionaalisten laitosten lisävaikutus on korkeintaan muutaman prosentin luokkaa.

Polttoaineen kuljetuksessa konventionaaliset laitokset aiheuttavat huomattavasti suuremman kuljetustarpeen vuoksi enemmän henkilövahinkoja kuin ydinpolttoainekuljetukset.

Suoritettujen kenttämittausten, mallikokeiden ja laskennallisten arvioiden perusteella todetaan, että Kopparnäsiin sijoitetun voimalaitoksen jäädytysvedet eivät merkittävästi nostaisi veden lämpötilaa.

Ydinvoimalaitosonnettomuuksien aiheuttamista terveyshaitoista ja taloudellisista vahingoista voidaan todeta, että mitä suurempia haitat ovat, sitä harvinaisemmasta onnettomuuden ja säätilanteen yhdistelmästä on kysymys. Esimerkiksi harvemmin kuin kerran miljoonassa vuodessa on arvioitu tapahtuvaksi onnettomuus, joka johtaisi eri syyt yhteenlaskien yli 1600 hengen menetykseen. Onnettomuuksien aiheuttama keskimääräinen vuotta kohti laskettu kuolleisuusriski ei kuitenkaan ole suurempi kuin normaalikäytöstä aiheutuva riski.

Taulukkoon 9 on koottu eri voimantuotantovaihtoehtojen normaalikäytöstä, tapahtuviksi kuvitelluista onnettomuuksista sekä polttoaineen kuljetuksesta keskimäärin vuotta kohti tuleva lisäriski ilmaistuna kuolemantapauksina.

Taulukko 9. Riski/hyöty -yhteenvedo

Laitostyyppi	Normaalikäyttö	Polttoaineen kuljetus	Onnettomuudet (odotusarvot)	Vuotuinen säästösumma (10%/20 v.)
Ydinvoimalaitos	0,0001... 0,008	0,003 (juna)	0,005	35 Mmk
Kivihiili-laitokset	2...5	0,008 (laiva)		

VTT:n tutkimuksen perusteella voidaan siten todeta, että ydinvoimavaihtoehto tavanomaiseen ratkaisuun verrattuna samanaikaisesti vähentää haittavaikutuksista johtuvaa lisäkuolleisuutta ja tuottaa taloudellista hyötyä.

KIRJALLISUUSVIITTEET

/1/ YDINVOIMALAITOSTEN SIJOITUSPAIKKATUTKIMUS. Yhteenvedo-osa, J. Miettinen, I. Savolainen, P. Silvennoinen, E. Tornio, M. Virtanen ja S. Vuori. Ydinvoimatekniikan laboratorio, tiedonanto 19.

Liite I, V. Kämäräinen ja M. Virtanen, Ydinvoimalaitoksen aiheuttama vesistön lämpeneminen. Reaktorilaboratorio, tiedonanto 34.

Liite II, T. Mankamo, Kaasumaisten radioaktiivisten aineiden ennustetut ja mitatut päästöt ilmakehään kevytvesireaktorilaitoksen normaalikäytön aikana. Ydinvoimatekniikan laboratorio, tiedonanto 20.

Liite III, J. Miettinen, Konventionaalisten voimalaitosten aiheuttama ilman saastuminen sekä yhteys terveysvaikutuksiin. Ydinvoimatekniikan laboratorio, tiedonanto 21.

Liite IV, J. Miettinen, Polttoaineen kuljetuksen aiheuttamat riskit. Ydinvoimatekniikan laboratorio, tiedonanto 22.

Liite V, T. Mankamo, I. Savolainen, E. Tornio ja S. Vuori, Ydinvoimalaitosonnettomuuksien aiheuttamien terveysvaikutusten ja taloudellisten vahinkojen arvioiminen. Ydinvoimatekniikan laboratorio, tiedonanto 23.

- /2/ L. Nevanlinna, M. Aho, J. Eulenberger, H. Haavisto, T. Rask ja E. Räsänen, Kopparnäsin ydinlämmitysvoimalaitosta koskeva selvitys, 1975-05-07.
- /3/ M. Seppä, H. Hiidenpalo, P. Kortelainen, A. Saviniemi ja A. Nikkanen, Ydinvoimalaitoksen liittämisen kaukolämpöjärjestelmään (väliraportti), Helsingin kaupungin sähkölaitos, 1975-09-22.
- /4/ The Potential Radiological Implications of Nuclear Facilities in the Upper Mississippi River Basin in the Year 2000, USAEC Report WASH-1209 (1972).
- /5/ Reactor Safety Study, An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants, USNRC Report WASH-1400 (Oct. 1975).
- /6/ C. Starr and M.A. Greenfield, Public Health Risks of Thermal Power Plants, UCLA-ENG-7242 (May 1972).
- /7/ Radiosensitivity and Spatial Distribution of Dose, The International Commission on Radiological Protection, Publication 14 (1969).
- /8/ Ionizing Radiation: Levels and Effect, A Report of the United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation to the General Assembly, with annexes (1972).
- /9/ The Effect on Populations on Exposure to Low Levels of Ionizing Radiation, Report of the Advisory Committee on the Biological Effects of Ionizing Radiation, Division of Medical Sciences, National Academy of Sciences - National Research Council (Nov. 1972).
- /10/ L.B. Lave and L.C. Freeburg, Health Effects of Electricity Generation from Coal, Oil and Nuclear Fuel, Nuclear Safety, 14 (1973) Sept.-Oct.
- /11/ W. Lindberg, Den allminnelige luftforurensning i Norge, Røykskaderådet, Oslo (1968).
- /12/ Y. Nishiwaki et al., Atmospheric Contamination of Industrial Areas Including Fossil-Fuel Power Stations and a Method of Evaluating Possible Effects of Inhabitants, IAEA-SM-146/16.
- /13/ S. Engström, Ta bort svaveldioxiden!, Teknisk Tidskrift 100, 18 s. 22 (1970).
- /14/ On packaging and transportation of radioactive materials, Proc. of the Int. Symp., Sept. 1974, Florida, CONF-740901-P1...P3.